

REATTORE NUCLEARE A FISSIONE

Generalità

Un reattore nucleare a fissione è un sistema complesso in grado di gestire una reazione a catena in modo controllato e utilizzato come componente base nelle centrali nucleari che possono contenere più reattori nucleari nello stesso sito. Esistono reattori nucleari di ricerca, nei quali l'energia prodotta è trascurabile e reattori di potenza, utilizzati dalle centrali nucleari nei quali l'energia termica prodotta sotto forma di vapore acqueo viene convertita in energia elettrica attraverso turbine e alternatori. Allo stato attuale tutti i reattori nucleari si basano sul processo di fissione nucleare sebbene vi siano importanti studi su reattori a fusione nucleare che in futuro dovrebbero sostituire o affiancare gli attuali reattori a fissione.

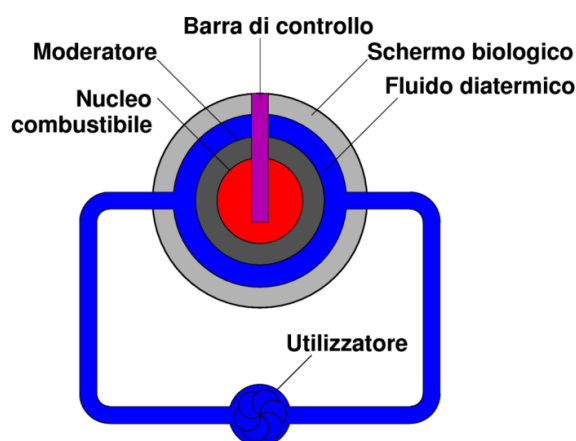
Storia

Il primo reattore nucleare di costruzione umana è quello realizzato dall'équipe di Enrico Fermi a Chicago, nel reattore CP-1 (Chicago Pile-1), in cui si ottenne la prima reazione a catena controllata ed autosostenuta il 2 dicembre 1942. Nel dicembre 1954 il reattore di Obninsk, URSS divenne critico*, e fu il primo reattore nucleare per uso civile; esso produceva solo 5 MW elettrici, ma fu comunque un precursore.

Nel 1956, infine, parte il primo reattore commerciale di grande potenza, e quindi economicamente significativo, quello di Calder Hall, in Cumbria, Regno Unito (50 MW), del tipo gas-grafite. In Italia, la prima centrale (sempre del tipo gas-grafite GEC-Magnox, acquistata dall'Inghilterra) fu quella di Latina, critica il 27 dicembre 1962 e che produceva 153 MWe (megawatt elettrici), seguita da quella del Garigliano (1963), del tipo BWR General Electric a ciclo duale, da 150 MWe e da quella di Trino Vercellese (1964), del tipo PWR Westinghouse, da 260 MWe.

Descrizione "sommatoria" di funzionamento

Qualunque sia la tipologia di reattore, esso ha alcuni componenti fondamentali, come illustrato in figura 1. La sorgente di energia è il combustibile presente nel nocciolo del reattore, composto da materiale fissile (tipicamente una miscela di ^{235}U e ^{238}U), arricchita fino al 5% in ^{235}U , che, producendo neutroni e subendo la fissione ad opera degli stessi, emette energia sotto forma di calore. Questo calore è asportato da un fluido refrigerante (gassoso o liquido, o che subisce un cambio di fase nel processo) che lo trasporta ad un utilizzatore, quasi sempre un gruppo turbo-alternatore per la produzione di energia elettrica. Un eventuale moderatore, solitamente grafite, acqua leggera o acqua pesante (tipo CANDU), rallenta la velocità dei neutroni in modo da aumentare il numero delle fissioni termiche dell' ^{235}U . Le barre di controllo sono barre metalliche (in genere leghe di argento, cadmio e indio o carburi di boro) atte ad assorbire neutroni, ovviamente senza emetterne a loro volta; possono essere inserite nel nocciolo e servono per tenere sotto controllo ed eventualmente arrestare la reazione a catena di fissione. Il combustibile quindi genera in continuazione una certa quantità (fissa) di neutroni, e quando i sistemi di controllo (le barre) non sono inseriti (almeno parzialmente), la quantità statistica di neutroni che scompaiono nel nocciolo è pari alla quantità di neutroni prodotti dallo stesso: questo è il cosiddetto punto di criticità del reattore. Al di sopra di questo punto il reattore si dice sovra-critico.



*legato alle condizioni di lavoro dell'impianto

Reattori di Ia e IIa generazione

I reattori cosiddetti "provati" sono quelli di cui è stata verificata la stabilità operativa per usi civili commerciali. Oggi sono conosciuti vari tipi di reattore nucleare, generalmente classificati in base al tipo di combustibile utilizzato, al sistema di raffreddamento/generazione vapore e al tipo di moderatore. I primi modelli, come si è visto, a partire dal CP-1, erano del tipo gas-grafite, poi commercialmente sviluppato in varie versioni : Magnox ,GEC e RBMK (il reattore del disastro di Chernobyl). Ambedue usavano uranio arricchito come combustibile.

Il grande vantaggio dei modelli a gas è nella possibilità di utilizzare fluidi inerti come fluido refrigerante, evitando così i problemi di corrosione propri dell'acqua ad alta temperatura (che inoltre, quando irradiata, si scinde parzialmente nei componenti, generando pericoloso idrogeno nonché ossigeno libero che aggrava ulteriormente i problemi di corrosione) e nella bassa densità del refrigerante che non assorbe quindi neutroni in maniera significativa.

Il problema maggiore, viceversa, sta nel relativamente basso coefficiente di scambio termico del gas, e nell'impossibilità di ottenere la moderazione dei neutroni attraverso il fluido stesso, obbligando quindi all'utilizzazione di costose (e instabili, a temperature elevate) strutture in grafite o all'utilizzo dell'acqua.

Si sono quindi affermati i modelli raffreddati (e moderati) ad acqua, che sostanzialmente sono delle caldaie in cui il focolare è sostituito dall'insieme degli elementi di combustibile. Di questi esistono due modelli: quelli in cui la vaporizzazione dell'acqua avviene a contatto degli elementi di combustibile, o comunque nello stesso recipiente che le contiene, detti di tipo BWR (Boiling Water Reactor) , che quindi inviano in turbina un vapore più o meno debolmente radioattivo, e quelli che utilizzano un circuito intermedio, per cui un fluido refrigerante (di solito ancora acqua) entra a contatto del combustibile, si scalda e, senza cambiare di fase, circola in un generatore di vapore esterno in cui cede calore ad altra acqua, che stavolta vaporizza e genera energia elettrica nel gruppo turbina-alternatore. Sono detti PWR (Pressurized Water Reactor). Il vapore che arriva in turbina in condizioni di normale funzionamento non è più radioattivo.

Reattori di IIIa generazione

I reattori cosiddetti di "3° generazione" sono versioni migliorate dei reattori di 2° generazione, di cui riprendono le caratteristiche fondamentali. Non apportano quindi sostanziali differenze concettuali di funzionamento nè riguardo ai fluidi refrigeranti nè al "combustibile" (se non la possibilità di arrivare a tassi di bruciamento più elevati) e pertanto non si hanno miglioramenti sostanziali per quanto riguarda le scorie prodotte. Prevedono però un approccio diverso alla filosofia di progettazione, includendo gli incidenti severi negli incidenti base di progetto. Ciò ha portato all'implementazione di ulteriori salvaguardie ingegneristiche (core catcher, sistemi di refrigerazione passivi, ecc.) che dovrebbero rendere queste nuove tipologie di impianto in grado di evitare contaminazioni esterne in caso di incidente.

Le maggiori filiere in questa generazione sono un'evoluzione dei diffusi reattori ad acqua di tipo PWR, BWR o CANDU.

Attualmente sono già in esercizio 4 reattori di III generazione della tipologia ABWR in Giappone, 2 EPR (tipo PWR) sono in costruzione in Europa (Francia e Finlandia) e 2 in Cina, 3 ABWR sono in costruzione in Giappone e Taiwan, 4 unità della filiera AP1000 (tipo PWR) sono state ordinate in Cina, 2 in Corea del Sud e 2 in USA.

Reattori di IVa generazione

I reattori nucleari di IV generazione (Gen IV) sono un gruppo di 6 famiglie* di progetti per nuove tipologie di reattore nucleare a fissione che, pur essendo da decenni allo studio, non si sono ancora concretizzati in impianti utilizzabili diffusamente in sicurezza. Alcuni ritengono che saranno disponibili commercialmente fra alcune decine di anni (2030-2040).

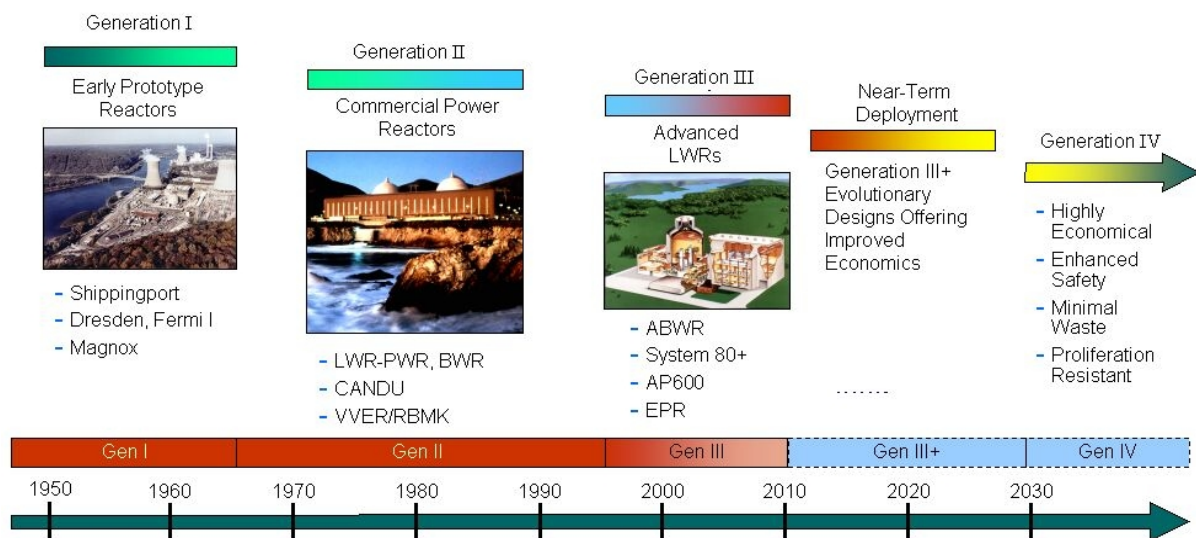
Non si tratta delle uniche possibilità di sviluppo dopo la 3^a generazione: la ricerca sulla "4^a gen." è stata promossa dal Forum Internazionale GIF fondato nel 2000 dal Department of Energy degli Stati Uniti d'America (DOE) ed a cui hanno aderito alcuni paesi.

A differenza dei reattori di 2^a generazione (la stragrande maggioranza di quelli attualmente in funzione) e 3^a generazione (attualmente proposti sul mercato e realizzati o ordinati nelle tre tipologie EPR, ABWR e AP-1000), quelli di 4^a generazione dovrebbero introdurre marcate differenze soprattutto nei materiali impiegati, pur continuando ad usare come "combustibile" principalmente uranio e plutonio.

Gli obiettivi primari del "Forum 4^a gen" sono quelli di migliorare la sicurezza nucleare, ridurre la produzione di scorie nucleari, sottrarsi alla proliferazione nucleare (uso militare), minimizzare gli sprechi e l'utilizzo di risorse naturali, e di diminuire i costi di costruzione e di esercizio di tali impianti. Secondo i promotori, questi sistemi offrirebbero significativi vantaggi di redditività economica, riduzione delle scorie nucleari prodotte, eliminazione del plutonio impiegabile in armi nucleari e protezione fisica sia passiva che attiva dell'impianto. Naturalmente l'effettivo raggiungimento di tali obiettivi dovrà essere verificato sul campo.

Tuttavia i sistemi nucleari innovativi allo studio per l'utilizzo nella IV generazione richiedono nuovi strumenti per la valutazione del loro impatto economico, dal momento che le loro caratteristiche divergono significativamente da quelli presenti negli impianti di II generazione e di III generazione. I modelli econometrici attuali non sono fatti per valutare i costi di tecnologie nucleari alternative o dei loro sistemi integrati ma piuttosto per confrontare i costi dell'energia nucleare con quella dei combustibili fossili.

Generation IV: Nuclear Energy Systems Deployable no later than 2030 and offering significant advances in sustainability, safety and reliability, and economics



* Molti tipi di reattore sono stati considerati all'inizio del programma GIF; comunque, la lista è stata ridotta per focalizzarsi sulle tecnologie più promettenti e soprattutto su quelle che potevano più probabilmente soddisfare gli obiettivi dell'iniziativa "Gen IV". Tre sistemi sono nominalmente reattori termici ed altri tre sono reattori autofertilizzanti a neutroni veloci. Alcuni possono essere teoricamente implementati come termici o come veloci. Il sistema VHTR (evoluzione avanzata dei gas grafite, dove è usato l'elio come refrigerante per arrivare ai 1000°C oppure un sale liquido per arrivare a temperature dell'ordine dei 1400°C) è inoltre studiato per la capacità teorica di generare calore di alta qualità (cioè ad altissima temperatura) per la produzione d'idrogeno (tramite un opportuno processo termochimico) impiegabile forse in un futuro nelle celle a combustibile o per altre applicazioni industriali. Tuttavia non ha un ciclo del combustibile chiuso. I reattori a neutroni "veloci" offrono la possibilità di "bruciare" molti tipi di elementi della serie degli attinidi e di produrre più combustibile nucleare di quello che consumano (in gran parte plutonio, con i rischi connessi), in questa categoria rientra il reattore Super Phoenix costruito da Francia, Italia e Germania all'inizio degli anni '80. Tale reattore doveva essere un prototipo che precedeva l'industrializzazione, ma gli esiti non furono molto positivi (guasti, incidenti). Fu fermato a causa dell'incidente di Chernobyl che mise paura al mondo e congelò i finanziamenti per lo sviluppo di nuovi tipi di reattori e le risorse rimaste andarono sul miglioramento delle vecchie filiere.