

UNIVERSITÀ DEGLI STUDI DI PADOVA



DIE

Dipartimento di Ingegneria Elettrica

ELABORATO FINALE

**Economia Neutronica dei Reattori Autofertilizzanti Veloci (FBRs)
Ciclo del combustibile torio-uranio**

Neutronic Economy of Fast Breeder Reactors (FBRs)
thorium-uranium fuel cycle

RELATORE
PROF. ARTURO LORENZONI

LAUREANDO
ROBERTO FRANCESCO

ANNO ACCADEMICO 2010/2011

INDICE

INTRODUZIONE	3
CAPITOLO 1. L'energia è la sfida chiave per il prossimo futuro	5
1.1 Il ritorno del nucleare nel mondo	6
1.2 Verso un futuro a energia nucleare	9
CAPITOLO 2. La tecnologia nucleare e le nuove frontiere della ricerca	11
2.1 Tecnologia dei reattori di potenza	11
2.2 Generazione del nucleare.....	13
2.2.1 Centrali di quarta generazione.....	15
2.3 Classificazione dei sistemi nucleare e dei reattori.....	16
2.4 Reattori Veloci Autofertilizzanti o " <i>Fast Breeder Reactors</i> "	19
2.4.1 Economia neutronica.....	19
2.4.1.1 Andamento dei parametri ν ed η	19
2.4.1.2 Andamento del fattore di fissione veloce ϵ	20
2.4.1.3 Limitato effetto di avvelenamento da xenon (Xe), samario (Sm) e prodotti di fissione	20
2.4.2 Produzione di materiale fissile	20
2.4.2.1 Conversione degli isotopi fertili.....	20
2.4.2.2 Rapporto di conversione e <i>breeding gain</i>	21
2.4.2.3 Tempo di raddoppio.....	22
2.4.3 Bruciamento degli attinidi e dei prodotti di fissione.....	23
CAPITOLO 3. Il combustibile nucleare ed il combustibile innovativo	24
3.1 Risorse di Uranio e Torio	24
3.2 Il torio come combustibile nucleare	28
3.3 Design del nocciolo	32
3.3.1 Considerazioni generali.....	32
3.3.2 Disposizione del materiale fissile e fertile nel nocciolo.....	32
3.4 Il ciclo del combustibile nucleare.....	34
CAPITOLO 4. I principali piani di sviluppo del nucleare extraeuropei.....	36
4.1 CINA: un futuro verso il nucleare.....	36
4.2 INDIA: il nucleare autoctono.....	38
CONCLUSIONI	41
Bibliografia	43
Webgrafia.....	44

INTRODUZIONE

Ci si potrebbe chiedere ad oggi che senso abbia occuparsi del nucleare in un paese come potrebbe essere l'Italia che già da oltre un decennio ha deciso di rinunciarvi. Ma se si pensa che il mondo nel 2050 avrà :

- 9 miliardi di abitanti¹ (2.5 miliardi in più rispetto a oggi);
- Quattro volte la ricchezza attuale (la maggior parte di quella aggiuntiva sarà concentrata nei Paesi in via di sviluppo).

Per sostenere questo sviluppo, sarà necessario il doppio dell'energia rispetto a oggi e l'energia sarà dunque sempre più una variabile critica.

La sfida nel prossimo futuro sarà allora incentrata sulla capacità di produrre l'energia necessaria per lo sviluppo, a condizioni economiche *vantaggiose e sostenibili*.

Per questo motivo, i Governi dei principali Paesi hanno inserito ai primi posti delle agende nuove strategie energetiche.

L'obiettivo è costruire un sistema energetico che sappia coniugare:

- Sicurezza degli approvvigionamenti;
- Economicità;
- Sostenibilità (ambientale e sociale).

In quest'ottica il nucleare è sempre più una realtà anche se, secondo alcuni, sarebbe troppo costosa e non reggerebbe alla liberalizzazione. Ovviamente tutto ciò è *falso*.

Questa tecnologia rappresenta una fonte difficilmente sostituibile per la generazione di energia elettrica: oggi la quota del nucleare sulla produzione di elettricità è pari al 14% a livello globale, al 28 % nella UE-27 e al 21% nei paesi dell'OCSE.

Il crescente numero di reattori nucleari installati, (passati dai 52 del 1966 ai 438 a luglio 2010) e in fase di costruzione o pianificati (61 nel mondo a fine giugno 2010) evidenzia un ritorno al nucleare diffuso a livello globale.

Le previsioni al 2030 mostrano come la generazione nucleare, continuerà ad agire in chiave **sostitutiva** rispetto alla produzione termoelettrica da fonti fossili e **integrativa** rispetto alla produzione da rinnovabili, in linea con le politiche orientate all'attenzione verso l'ambiente e alla riduzione delle emissioni di CO₂.

L'Italia – complici le non scelte degli anni passati – ha delle peculiarità che la penalizzano in campo energetico; tra queste :

- Forte dipendenza energetica – 87% – in particolare da Paesi poco stabili politicamente;
- *Mix* di generazione elettrica sbilanciato sulle fonti fossili, in particolare gas e olio, fonti costose e volatili nei prezzi.
- Dipendenza da importazioni di energia elettrica per circa il 14% nel 2009
- Prezzo dell'energia elettrica superiore agli altri Paesi europei – circa il 25-35% in più.

In parallelo, il nucleare guiderà sempre più le politiche energetiche delle economie emergenti, dove sarà crescente la domanda di elettricità:

- La Cina ha avviato la costruzione di nuovi reattori per ridurre l'incidenza del carbone nella generazione elettrica, puntando su diverse tecnologie.
- L'India basandosi sulle vaste riserve di torio che possiede, aspira a uno sviluppo "autonomo" dell'industria nucleare, lungo l'intera filiera .

¹ Fonte: "World Population Prospects", Nazioni Unite, 2007.

Le evoluzioni tecnologiche più recenti e la ricerca in corso, si stanno concentrando sul miglioramento dei processi per conseguire ottimi livelli di sicurezza e di economicità.

In una visione d'insieme sulla generazione elettrica da fonte nucleare nel mondo, attualmente vi è un crescente e notevole interesse intorno alle potenzialità dei reattori nucleari di *IV Generazione* ed in particolare quelli che sfruttano lo spettro veloce.

L'interesse internazionale verso la tecnologia dei **reattori autofertilizzanti veloci (FBR)** è testimoniato da almeno tre progetti attualmente in corso: Generation IV International Forum (dove il NEA ha il ruolo di coordinatore tecnico), l'iniziativa statunitense denominata Global Nuclear Energy Partnership (GNEP) e l'International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles guidato da IAEA.

La filiera dei reattori FBR allo stato attuale sta diventando sicuramente matura per una applicazione commerciale, certamente lo diverrà ancora di più in seguito ai miglioramenti che nel futuro si avranno nella scienza dei materiali e, soprattutto, quando le richieste energetiche sempre più rapidamente crescenti, porranno i governi ad un bivio nell'utilizzo dell'energia nucleare.

Infatti i reattori FBR presentano la possibilità di aumentare la disponibilità globale di energia attraverso l'uso di cicli basati sul **torio (Th)** e di bruciare plutonio di qualsiasi tipo riducendo così il rischio di proliferazione e producendo al contempo energia.

CAPITOLO 1

L'energia è la sfida chiave per il prossimo futuro

Quasi tutti i Paesi del mondo importano o esportano una quota consistente dei loro consumi o della loro Produzione di Energia.

L'Energia o meglio i Servizi Energetici, hanno ampi e profondi legami con tutte le dimensioni dello sviluppo sostenibile, essa è quindi il motore della vita economica. I Servizi energetici sono fondamentali per la sostenibilità economica e sociale, tuttavia le forme di produzione e consumo di energia oggi più diffuse mettono a repentaglio la sostenibilità ambientale.

Per sostenere la crescita globale occorrerà sempre più energia. Secondo l'Agenzia Internazionale dell'Energia (AIE) nel 2030 si avrà²:

- +70% di domanda mondiale di energia primaria (rispetto al 2000);
- consumi crescenti nella generazione elettrica e nei trasporti (con oltre il 90% di incremento a carico dei Paesi non OCSE);
- fabbisogno mondiale coperto da petrolio e gas naturale per il 51% e carbone per il 29%.

L'energia sarà uno dei fattori di massima competizione tra Paesi e influenzerà le future alleanze e strategie geopolitiche globali.

Le grandi sfide energetiche del futuro saranno la sicurezza degli approvvigionamenti, l'economicità e la sostenibilità ambientale. Per raggiungere questi obiettivi nel medio periodo, occorrerà una transizione verso sistemi energetici meno basati sulle fonti fossili.

Il nucleare è quindi una fonte integrativa capace di garantire la sicurezza ambientale ed energetica, infatti sempre più Paesi la stanno scegliendo.

Allo stato dell'arte delle tecnologie e dei mercati internazionali, la generazione nucleare – grazie alle emissioni trascurabili e ai costi competitivi – è un'efficace soluzione integrativa per la generazione di base (base load).

Numerosi Paesi nel mondo (industrializzati ed emergenti) hanno deciso di investire in questa tecnologia, prolungando la vita utile delle centrali esistenti o realizzandone di nuove (61 cantieri a fine giugno 2010).

In sempre più paesi il settore nucleare ha svolto una funzione di volano per l'economia, l'industria e la ricerca. Quindi il nucleare non è (solo) un semplice "*affare di mercato*", ma è soprattutto una mossa strategica per un'intera nazione, che deve essere giocata con l'obiettivo di ottenere il massimo per i propri cittadini, aziende, organizzazioni. Il mercato e la competizione sono funzionali a questo scopo.

Nei consumi elettrici di un Paese il *mix* con il nucleare genera minori emissioni di CO₂ ed è anche meno costoso degli altri *mix* possibili.

La domanda di energia elettrica dei Paesi nei prossimi anni crescerà – anche in ipotesi di efficienza energetica – in linea con le tendenze storiche e internazionali; al 2030 questa sarà di circa 439 TWh (con ipotesi conservative).

Oltre a garantire che il Paese abbia l'energia necessaria, occorrerà rispettare i vincoli ambientali europei e internazionali per la lotta contro il cambiamento climatico.

L'introduzione di una quota del 25% di nucleare nel *mix* di generazione elettrico – sia sullo scenario tendenziale che su uno teorico alternativo – può permettere di ridurre sensibilmente le emissioni di CO₂, oltre che a diminuire e stabilizzare il costo di generazione elettrica.

² Fonte: World Energy Outlook 2009, Reference Scenario

In 10 anni (dal 2020 al 2030) si potranno avere circa :

- minori emissioni di tonnellate di CO₂;
- minori costi di generazione in senso stretto per 32/57 miliardi di euro;
- minori costi di generazione complessivi (considerando anche il costo della CO₂) .

1.1 Il ritorno del nucleare nel mondo

Attualmente nel mondo sono in funzione **438 reattori nucleari** per la produzione di energia elettrica, operanti in 30 diversi paesi, per una capacità complessiva installata di circa **372 GW**.

A partire dal 1966 (vedi fig.1.1.1), il parco reattori mondiale ha conosciuto una significativa evoluzione. A metà degli anni sessanta, in tutto il mondo erano in funzione solamente **52 reattori nucleari**, con una capacità complessiva installata di circa 6 GW.

Un'attenta analisi mostra che in poco meno di 45 anni (in particolare tra gli anni settanta e ottanta) sia il numero dei reattori in funzione sia la capacità mondiale installata hanno subito una **eccezionale accelerazione**, coinvolgendo i principali paesi industrializzati e in via di sviluppo (vedi fig1.1.2).

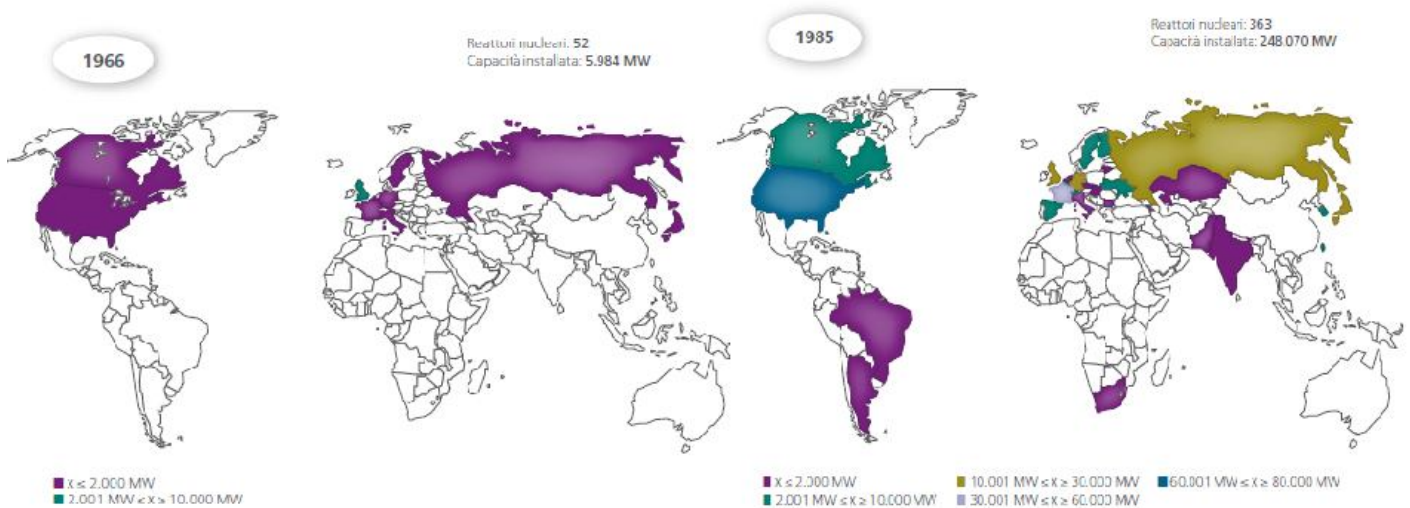


Figura 1.1.1 - Numero di centrali nucleari e capacità complessivamente installata, rispettivamente nel 1966 e 1985 ³.

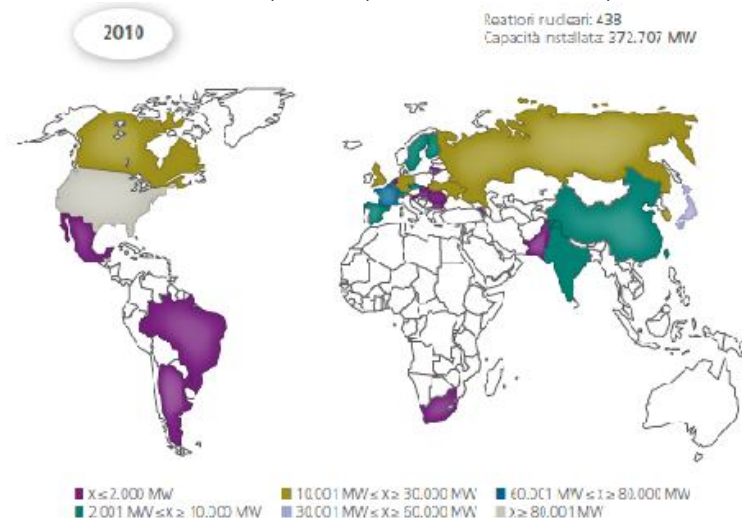


Figura 1.1.2 - Numero di centrali nucleari e capacità complessivamente installata, nel 2010 ².

³ Fonte: rielaborazioni The European House-Ambrosetti su data *World Nuclear Association*, 2010.

L'offerta totale di energia primaria⁴ (vedi fig.1.1.3) è cresciuta tra il 1973 e il 2007 da 6,1 a 12 miliardi di tonnellate equivalenti di petrolio e il peso relativo dell'energia nucleare è passato da circa l'1% sul totale a quasi il **6%**. L'incremento della quota coperta dal nucleare ha coinciso con un'importante riduzione dell'incidenza percentuale di petrolio e gas naturale (passata dal 62,1 al 54,9%).

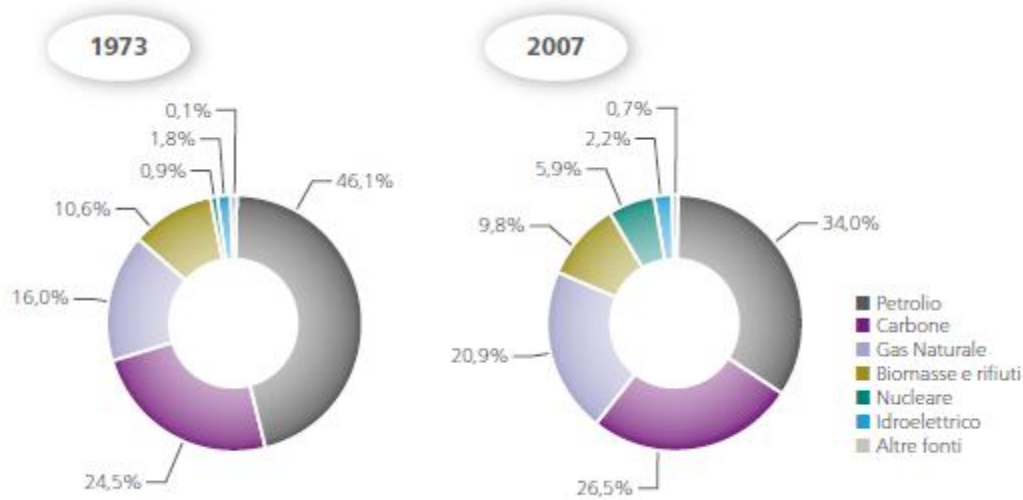


Figura 1.1.3 - Composizione dell'offerta totale di energia primaria globale parallelo tra il 1973 e il 2007⁵
 Nota: l'aggregato "Altre fonti" include : geotermico, solare, eolico, maree, elettricità e calore.

In termini di distribuzione della produzione nucleare è possibile osservare la **predominanza dei Paesi membri dell'OCSE**, la cui quota mondiale si è progressivamente ridotta nell'ultimo quarantennio a causa dell'aumentato ruolo della Russia (circa il 10% nel 2007) e dell'entrata nel settore nucleare della Cina e India.

Tra i singoli paesi (vedi fig.1.1.4) si posizionano ai primi posti della classifica per produzione di energia nucleare gli stessi stati dotati del maggior numero di reattori in attività: Stati Uniti d'America, con il 30,8% della produzione nucleare globale nel 2007, Francia (16,2%) e Giappone (9,7%).

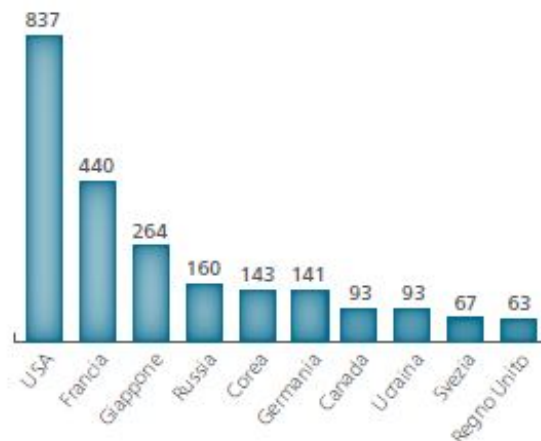


Figura 1.1.4 - Principali economie produttrici di energia nucleare (valori in TWh), 2007⁶.

⁴ L'offerta totale di energia primaria è pari alla produzione nazionale di energia primaria, più le importazioni, meno le esportazioni, più (o meno) le variazioni delle scorte, meno i bunkeraggi marittimi internazionali. Fonte: IEA – International Energy Agency.

⁵ Fonte: rielaborazioni The European House-Ambrosetti su data *International Energy Agency*, 2010.

⁶ Fonte : rielaborazioni The European House-Ambrosetti su data *International Atomic Energy Agency*, 2010

Oggi l'utilizzo di energia nucleare a fini civili è limitato alla produzione di energia elettrica (fig.1.1.5). L'energia nucleare contribuisce alla produzione elettrica in modo significativo per una quota pari al:

- **14% nel mondo;**
- 28% nell'Ue-27, con alcuni valori particolarmente alti come, per esempio, nel caso della Francia (circa il 76%);
- 21% nei paesi OCSE (raggiungendo il 26% tra i membri europei);

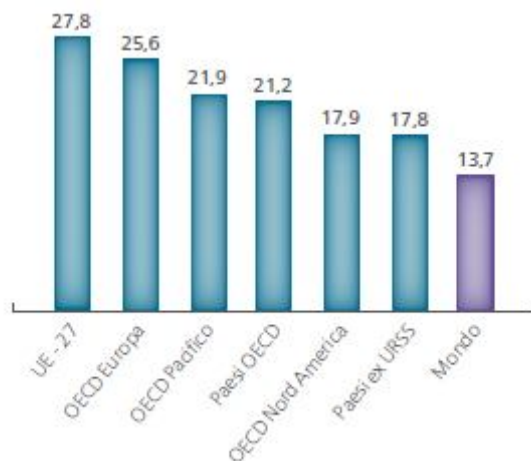


Figura 1.1.5 - Incidenza % del nucleare nella produzione di energia elettrica, 2007 ⁷.

Nel mondo il **41%** dell'elettricità è prodotta tramite il **carbone** mentre nel Nord America, tale quota sale al 43% e in Cina raggiunge addirittura l'81%. Questo combustibile fossile rappresenta la principale fonte primaria per la produzione di Energia.

Il nucleare potrebbe quindi intervenire in una logica parzialmente sostitutiva e di riduzione delle emissioni globali.

A differenza delle tecnologie di generazione elettrica da fonte fossile, il nucleare necessita di una massa di combustibile (uranio o torio come si vedrà in seguito) *molto minore* (in una porzione di 1:20.000 tonnellate di combustibile a parità di energia generata), rendendo così più sicuro anche l'approvvigionamento del combustibile nucleare.

⁷ Fonte:rielaborazioni The European House-Ambrosetti su dati *International Atomic Energy Agency*, 2010

1.2 Verso un futuro a energia nucleare

I reattori nucleari a oggi installati coprono complessivamente **circa il 14% dell'elettricità prodotta nel mondo** (fig. 1.2.1). Si tratta di un apporto rilevante che andrà a integrare, anche in chiave prospettica, a integrare il contributo offerto da altre fonti (termoelettrico, idroelettrico, energie alternative) alla generazione mondiale di elettricità.

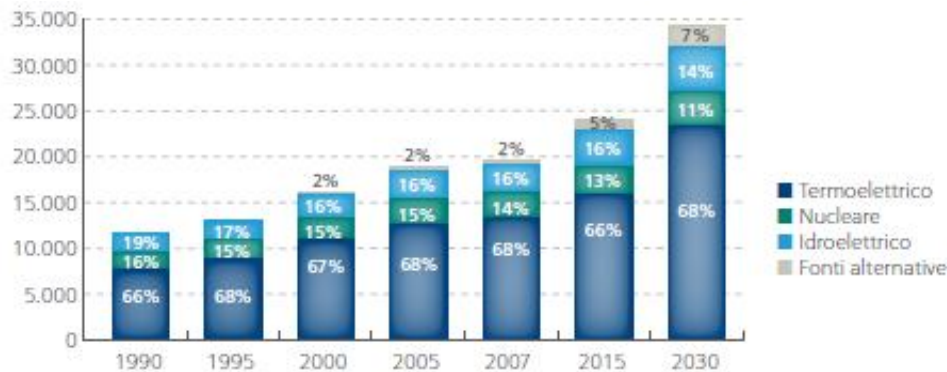


Figura 1.2.1 - Generazione elettrica mondiale per fonte (valori in TWh) ⁸.

A livello mondiale, per il prossimo ventennio – nell'ipotesi che tutti i reattori pianificati vengano realizzati – si stima che quasi il 70% dell'energia elettrica prodotta nel mondo sarà generata dal termoelettrico (68% nel 2015); il contributo del nucleare nel 2030 scenderà in percentuale all'11% a fronte di un aumento del valore assoluto; vi sarà un ridimensionamento della fonte idroelettrica e una crescita delle energie alternative (dal 2% del 2007 al 7% del 2030).

Per l'UE-27 le previsioni dell'IEA (*Agenzia Internazionale dell'Energia*) in merito allo Scenario di Riferimento – caratterizzato da una situazione in cui i Governi non dovessero modificare le attuali politiche – indicano che nel 2030 l'incidenza del nucleare nella generazione elettrica passerà dall'attuale 28% (935 TWh) al 19% (736 TWh) sul totale, rappresentando comunque uno "zoccolo duro" per la generazione di base (fig.1.2.2).

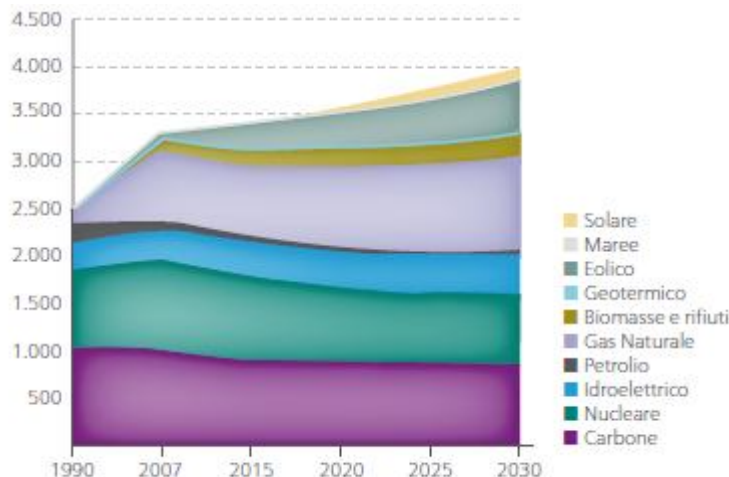


Figura 1.2.2 - Generazione elettrica nell'UE-27 per fonte (valori in TWh), 1990-2030 ⁹.

A conferma della prosecuzione del percorso di crescita registrato a livello mondiale dal 1966 a oggi, le proiezioni della WNA¹⁰ stimano che nel 2030 (fig.1.2.3) saranno in funzione nel mondo circa **899 reattori nucleari** per una capacità installata di circa **848 GW**.

⁸ Fonte: rielaborazioni The European House-Ambrosetti su dati International Atomic Energy Agency, 2010

⁹ Fonte: rielaborazioni The European House-Ambrosetti su dati International Atomic Energy Agency, 2010

¹⁰ World Nuclear Association (WNA) - Nuclear Century Outlook, 2010. per completezza di analisi, si segnala che altri studi internazionali, pur riportando proiezioni di crescita più contenute, confermano un trend di rilevante aumento della capacità installata rispetto alla situazione attuale.

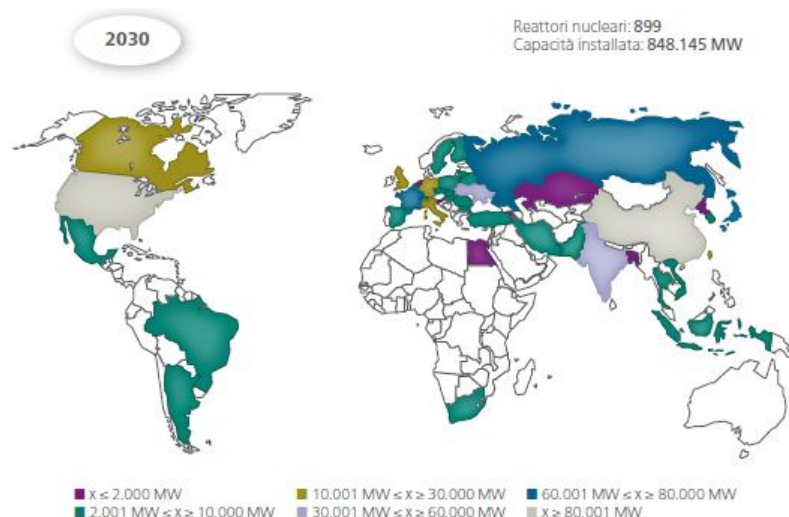


Figura 1.2.3 - Numero di centrali nucleari e capacità complessivamente installata nel 2030 ¹¹.

Lo scenario mondiale al 2030 sarà dominato da nuovi attori che metteranno in discussione la supremazia delle attuali potenze nucleari. Alla luce dei progetti dei singoli governi, si prevede che gli **USA saranno superati dalla Cina** per capacità nucleare installata (17% del totale mondiale), mentre la Francia passerà dalla seconda alla quarta posizione, in quanto preceduta dalla Russia (8,7% del totale mondiale). Tra le economie emergenti si posizionerà ai primi posti in classifica l'**India**, che si dovrebbe dotare di quasi il 6% della capacità nucleare installata al mondo nel 2030. Il forte sviluppo del nucleare è testimoniato dal numero di centrali attualmente in costruzione (**61 centrali in corso di realizzazione in 16 Paesi**¹²), il primato spetta alla Cina con **24 reattori** in fase di costruzione per una capacità installata totale di **24,6 TW**. Nuove centrali sono in costruzione anche in Russia, Corea del Sud, **India** (4 reattori per una capacità installata totale di 2.5 TW) e Giappone (fig.1.2.4).

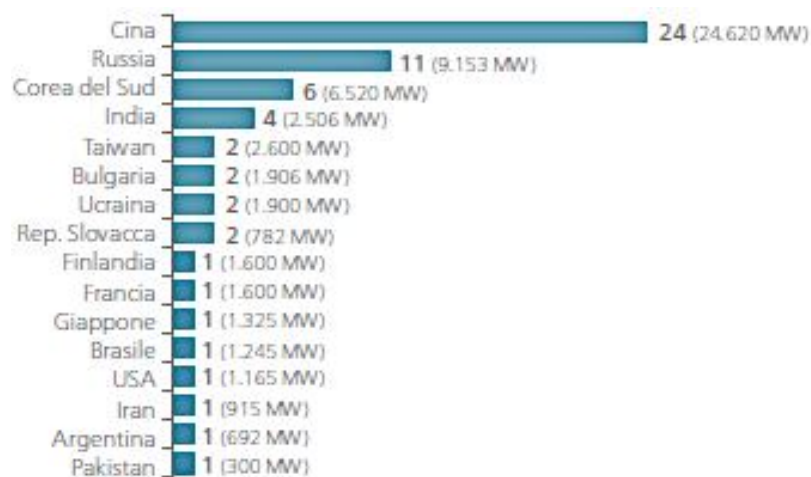


Figura 1.2.4 - Centrali nucleari in costruzione nel mondo e relativa capacità installata (potenza netta, valori in MW) ¹³.

¹¹ Fonte: rielaborazioni The European House-Ambrosetti su data *World Nuclear Association*, 2010.

¹² Fonte: IAEA, PRIS-Power Reactor Information Database, dati aggiornati al 30 giugno 2010.

¹³ Fonte: rielaborazione The European House-Ambrosetti su dati IAEA, PRIS-Power Reactor Information Database, dati aggiornati al 30 giugno 2010

CAPITOLO 2

La tecnologia nucleare e le nuove frontiere della ricerca

2.1 Tecnologia dei reattori di potenza

Quando le centrali nucleari hanno la principale funzione di produrre energia termica, il calore sviluppato deve essere estratto con continuità da un fluido refrigerante che lo trasferisce direttamente o indirettamente all'utilizzatore.

Ai fini della produzione di energia elettrica, la funzione del reattore nucleare è soltanto quella di produrre vapore¹⁴, ovvero quella di una caldaia presente in un impianto termoelettrico convenzionale.

Tutto il resto (turbina a vapore, alternatore, trasformatore, ciclo rigenerativo, ecc.) non differisce in linea di massima da quello di un normale impianto termoelettrico.

Le centrali nucleari (vedi fig.2.1), possono quindi essere considerate come centrali termoelettriche in cui il vapore necessario ad azionare le turbine viene prodotto sfruttando il calore generato da una reazione di fissione nucleare¹⁵ a catena, autoalimentata e controllata, a differenza degli impianti convenzionali, i quali utilizzano la combustione di fonti fossili (carbone, gas, petrolio).

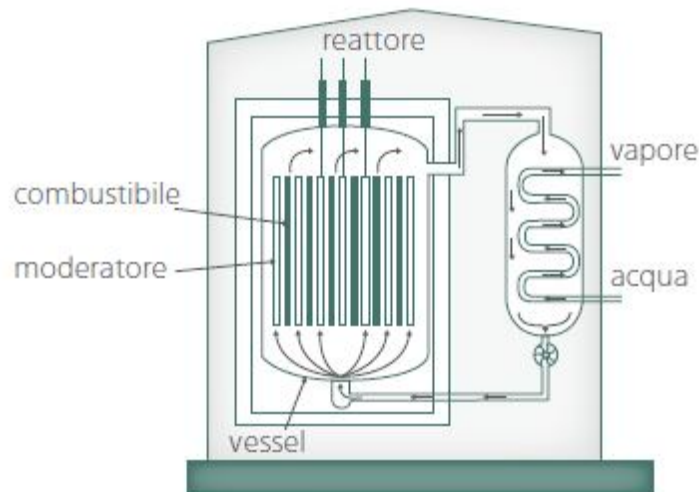


Figura 2.1 - Schema generale di un edificio del reattore.

I componenti fondamentali del reattore sono :

- il **combustibile** che è contenuto nel "core" (nocciolo del reattore), dove avviene la reazione di fissione e il conseguente sviluppo di calore. Si chiamano reattori "heterogeneous" (eterogenei) quei reattori nei quali il combustibile è distribuito in forma discreta entro il moderatore secondo un reticolo geometrico definito (lastre, cubetti, cilindri). Nei reattori "homogeneous" (omogenei) invece, il combustibile si trova uniformemente distribuito in forma di soluzione, disperso o disciolto nel moderatore.

¹⁴ Il principio di funzionamento di una centrale termoelettrica o nucleare è la trasformazione dell'energia termica (sotto forma di vapore ad alta temperatura e pressione, generato da combustione o fissione) in energia cinetica (vapore ad alta pressione e velocità) e, in seguito, in energia meccanica attraverso l'azionamento di turbine. L'energia meccanica viene poi trasformata in energia elettrica da un alternatore.

¹⁵ La fissione nucleare è il fenomeno fisico per cui un nucleo di uranio (U-235) viene colpito da un neutrone e si divide in due frammenti più leggeri, detti prodotti di fissione, libera alcuni neutroni, generando energia sotto forma di calore. La reazione nel reattore è controllata e ha la proprietà di autosostenersi, ovvero i neutroni creati dal processo di fissione servono a generare ulteriori fissioni (reazione a catena).

Nei reattori eterogenei la forma dell'elemento di combustibile è determinata dalle sue caratteristiche di smaltimento del calore, dal grado di arricchimento e dal tipo di refrigerante.

- il **moderatore** che ha la funzione di rallentare i neutroni prima che questi colpiscano il nucleo fissile, per motivi di cattura neutronica, la sua scelta è ristretta ai composti dell'idrogeno, del deuterio¹⁶, del berillio e del carbonio legati fra loro con l'ossigeno. L'acqua leggera¹⁷, ha buone proprietà moderanti, ma la sezione di cattura neutronica dell'idrogeno è piuttosto alta, tale da non consentirne l'uso con l'uranio naturale. Essa ha il vantaggio di essere anche un ottimo refrigerante: il suo impiego nel reattore è possibile sia come moderatore che come refrigerante, purché si utilizzi uranio lievemente arricchito. L'acqua pesante (D₂O), oltre ad essere un buon moderatore, non cattura praticamente neutroni, può quindi essere usata con uranio naturale ma il suo prezzo è piuttosto elevato. Anche la grafite è un discreto moderatore: se di notevole purezza presenta una cattura neutronica sufficientemente bassa e può essere impiegata con uranio naturale.
- il **fluido refrigerante/termovettore** che trasferisce il calore prodotto dalla fissione al generatore di vapore, deve avere buone proprietà termiche e non catturare neutroni. Con uranio naturale si può impiegare l'acqua pesante, mentre con l'uranio arricchito si usa comunemente l'acqua leggera. Poiché i reattori funzionano a temperature molto superiori dei 100°C, è necessario utilizzare per l'acqua un circuito in pressione.
- il **vessel**, è un recipiente in pressione di acciaio che contiene i tre elementi appena citati ossia il combustibile, il moderatore, il fluido refrigerante più le barre di controllo e gli organi strutturali.

Un altro componente fondamentale dei reattori nucleari è il *sistema di regolazione e controllo*. Durante la vita del nocciolo si ha nel combustibile un progressivo accumulo di veleni e una diminuzione del materiale fissile. Per compensare queste variazioni il nocciolo iniziale presenta materiale fissile in eccesso rispetto a quanto richiesto dalle condizioni di criticità.

La reattività iniziale positiva che ne risulta è compensata dall'inserzione degli assorbitori neutronici del sistema di regolazione, questi assorbitori vengono poi gradatamente estratti mentre il combustibile si impoverisce.

Oltre a questa funzione gli elementi di controllo consentono l'avviamento del reattore, compensando la diminuzione di reattività dovuta all'aumento di temperatura; inoltre svolgono importantissime funzioni di sicurezza, permettendo, con la loro introduzione, lo spegnimento rapido del reattore in caso di emergenza.

I materiali impiegati sono quindi dei veleni, cioè catturano neutroni: dal punto di vista nucleare devono insomma fornire prestazioni opposte a quelle degli altri materiali. Possono essere introdotti in forma omogenea (ad esempio, acido borico in soluzione acquosa) o disomogenea sotto forma di barre metalliche.

Tutti questi elementi sono contenuti all'interno di un edificio chiamato *Reactor building* ad alta resistenza, che assicura la protezione da aggressioni esterne e impedisce la fuoriuscita di radioattività in caso di incidente. Per evitare inoltre che vengano rilasciate all'esterno le sostanze radioattive contenute all'interno del combustibile, sono previste diverse barriere.

1. La *prima barriera* è rappresentata dalle pastiglie di combustibile ad ossido di uranio sinterizzato. Si tratta di materiale ceramico capace di trattenere nella propria matrice i prodotti di fissione che vi si formano. Il combustibile stesso, quindi, rappresenta il primo ostacolo alla fuoriuscita di prodotti di fissione.

¹⁶ Il deuterio è un isotopo dell'idrogeno il cui nucleo è formato da un protone e un neutrone.

¹⁷ L'acqua leggera non è altro che la normale acqua le cui molecole sono formate da due atomi di idrogeno e uno di ossigeno.

2. La *seconda barriera* è costituita da tubi metallici a chiusura ermetica in cui sono contenute le pastiche di combustibile; questi tubi mantengono buone caratteristiche meccaniche fino a circa 1200°C.
3. La *terza barriera* è rappresentata dal circuito primario vero e proprio.
4. La *quarta barriera* è il sistema di contenimento esterno al circuito primario.

Le prime due barriere (combustibile + tubi metallici) trattengono i prodotti di fissione. Queste due hanno pertanto lo scopo fondamentale di isolare i prodotti radioattivi dall'ambiente esterno.

I reattori cosiddetti "*a sicurezza intrinseca*" hanno funzioni di protezione atte a garantire lo spegnimento della reazione a catena (prima funzione) e la rimozione del calore residuo di decadimento (seconda funzione), indipendentemente dalla disponibilità di fonti energetiche e, dall'intervento dell'uomo. I più gravi incidenti¹⁸ accaduti nella storia dell'energia nucleare sono stati dovuti a procedimenti operativi errati e al negligente comportamento degli operatori.

2.2 Generazione del nucleare

Spesso le centrali nucleari sono classificate secondo la loro "*generazione*", ovvero in base al momento storico e alla fase tecnologica in cui sono state costruite (fig.2.2.1). Le centrali attualmente in costruzione sono di terza generazione o di terza generazione avanzata, mentre le centrali di *quarta generazione* sono ancora in fase di studio.



Figura 2.2.1 – Evoluzione delle centrali nucleari per generazione.

Le centrali di **prima Generazione** sono sorte tra la fine degli'anni Cinquanta e l'inizio degli anni Sessanta, principalmente con lo scopo di dimostrare la fattibilità di un impianto nucleare per la produzione di energia elettrica. Si tratta, in genere, di prototipi caratterizzati da una potenza ridotta (200MW) e da caratteristiche di sicurezza ampiamente superate dalle concezioni successive.

Ad esempio, in Italia, erano centrali di *prima Generazione* gli impianti nucleari di Trino (VC), Borgo Sabotino (LT) e Arigliano (CE).

¹⁸ Alla base di questi incidenti – Chernobyl e Three Mile Island –, vi è stata una combinazione di carenze sul piano progettuale e realizzativo, limiti delle tecnologie utilizzate (che erano ancora in fase di sviluppo) ed errori di natura umana, che le moderne tecnologie e protocolli di sicurezza rendono irripetibili.

Le centrali di **seconda Generazione** sono state le protagoniste del “boom” nucleare degli anni Settanta e Ottanta. La *Westing house* ha sviluppato i reattori ad acqua in pressione (*PWR*) mentre la *General Electric* ad acqua bollente (*BWR*).

Si tratta di impianti evoluti, caratterizzati da una potenza tra i 600 e i 1.000 MW, e con criteri di sicurezza del progetto fortemente migliorati. Un esempio, in Italia, di centrale di *seconda Generazione* è quella di Caorso (PC).

Le centrali nucleari di **terza Generazione** sono state progettate e realizzate durante gli anni Novanta dopo l'incidente di Chernobyl. Caratterizzate da una potenza tra i 1.000-1.400 MW, rappresentano essenzialmente l'evoluzione della tipologia di reattori di *seconda Generazione*. Grazie a *strutture semplificate* (ridotto numero di circuiti e componenti) si è potuto diminuire i costi di capitale e i tempi di costruzione. In seguito invece all'introduzione di *misure passive* (sistema addizionale di spegnimento che si attiva automaticamente se la temperatura del nocciolo supera un certo valore), si è vista ridurre la probabilità di incidenti gravi a fronte di un incremento degli *standard* di sicurezza ed una miglior efficienza nell'uso del combustibile.

Le centrali di **terza Generazione avanzata** sono le più all'avanguardia tra quelle attualmente in costruzione. Si differenziano dalla generazione precedente per un generale incremento dell'efficienza. *Rappresentano quindi miglioramenti ma non innovazioni* e le principali caratteristiche che differenziano questi impianti dai precedenti sono:

- L'innalzamento degli *standard* di sicurezza;
- La semplificazione impiantistica;
- Un rendimento più spinto circa 40%;
- La riduzione della produzione di rifiuti radioattivi;
- La vita operativa più lunga (60 anni);
- La riduzione dell'impatto ambientale a parità di energia prodotta;
- La capacità di controllare incidenti severi, quali la fusione del nocciolo e la fuoriuscita del combustibile fuso dal fondo del *vessel*, senza conseguenze all'esterno dell'impianto.

Le centrali di *terza Generazione avanzata* sono quindi dotate di sistemi di sicurezza con un livello di *ridondanza* e di diversificazione più elevata rispetto alle generazioni precedenti.

Per “*ridondanza*” si intende la moltiplicazione dei sistemi di sicurezza ovvero, in caso di incidente, qualora un sistema di sicurezza non sia disponibile (per esempio, perché in manutenzione) ve ne sia un altro in grado di intervenire. Vengono utilizzati anche sistemi di sicurezza passiva che si basano su fenomeni naturali e che non richiedono l'attivazione umana.

Le centrali di **quarta Generazione** (anch'esse a fissione nucleare) anche se ancora in fase di studio, meritano un miglior approfondimento nel paragrafo successivo.

2.2.1 Centrali di quarta generazione

Tra le diverse iniziative volte a progettare *i reattori rivoluzionari* di **quarta Generazione** vi sono:

– **GIF**¹⁹ (*Generation IV International Forum*), programma di ricerca avviato nel 2001, che ha individuato varie tipologie di reattori su cui investire, sia termici (ad altissima temperatura) che **veloci autofertilizzanti** ("*Fast Breeder*"), alcuni di questi sono in grado di produrre contemporaneamente anche idrogeno.

Si stima che primi prototipi saranno pronti a partire dal 2030-2040 e saranno disponibili per applicazioni commerciali solo intorno al 2050.

– **INPRO** (*International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles*), iniziativa internazionale lanciata nel 2001, coordinata dalla IAEA, "per favorire l'uso della tecnologia nucleare sicura, sostenibile, economica e resistente alla proliferazione per soddisfare le necessità energetiche globali del 21° secolo". INPRO sembra essere nella fase di analisi dei progetti e di impostazione del lavoro.

– **GNEP** (*Global Nuclear Energy Partnership*), iniziativa promossa nel 2007 dal presidente Bush come parte della *Advanced Energy Initiative*, per promuovere il consenso internazionale (Partnership) sullo sviluppo dell'energia nucleare sostenibile²⁰.

La ricerca e lo sviluppo delle centrali di *quarta Generazione* ha come obiettivi un'ulteriore innalzamento degli standard qualitativi già raggiunti per la *terza generazione*, e in particolare riguardano:

- **La sostenibilità e il massimo utilizzo del combustibile** con lo scopo minimizzare le scorie;
- **L'economicità**, ovvero diminuzione del costo dell'intero ciclo di vita della centrale, così da assimilare il rischio finanziario a quello di altri tipi di centrali termoelettriche;
- **La sicurezza e affidabilità** (in particolare, ridotta probabilità di danno grave al reattore) e l'implementazione di sistemi atti a minimizzare l'errore umano;
- **La protezione da attacchi terroristici** e da rischi di proliferazione.

I reattori di quarta Generazione quando realizzati, porteranno notevoli benefici nell'ottimizzazione dello sfruttamento del combustibile e nella riduzione dei rifiuti prodotti.

La *sostenibilità ambientale* è perseguita attraverso il **ciclo del combustibile chiuso**, un processo di *trasmutazione* e l'ulteriore sviluppo della tecnologia del riprocessamento già oggi matura dal punto di vista industriale.

Tutto ciò permetterà quindi di massimizzare le risorse, ottimizzare lo sfruttamento del combustibile, ridurre la produzione di materiale altamente radioattivo e abbattere i volumi delle scorie prodotte²¹.

¹⁹ La ricerca sulla quarta generazione è stata promossa dal Forum Internazionale GIF (*Generation IV International Forum*) fondato nel 2000 dal *Department of Energy* degli Stati Uniti d'America e a cui hanno aderito Argentina, Brasile, Canada, Cina, Giappone, Corea del Sud, Russia, Sud Africa, Svizzera e Unione Europea. Sono stati identificati 6 tipi di reattori su cui investire, sia termici (o epidermici) ad altissima temperatura che veloci autofertilizzanti; alcuni di questi sono in grado di produrre contemporaneamente anche idrogeno. I reattori veloci autofertilizzanti sono privi di moderatore e sfruttano i neutroni a elevata energia (veloci) per la reazione di fissione e per produrre materiale fissile all'interno del nocciolo in quantità maggiore di quello consumato.

²⁰ US Department of Energy, "Global Nuclear Energy Partnership Strategic Plan", gennaio 2007,

²¹ Alcune ipotesi di reattori di quarta generazione prevedono di bruciare una parte delle scorie ad alta radioattività (in particolare gli attinidi minori e i transuranici, caratterizzati da elevata radioattività e lungo tempo di decadimento) trasformandole in elementi a tempo di decadimento più breve: da migliaia a centinaia di anni.

2.3 Classificazione dei sistemi nucleare e dei reattori

Esistono molteplici tipologie di reattore²², ed una distinzione frequentemente adottata è quella basata sulle caratteristiche del combustibile impiegato, del moderatore adottato e del refrigerante prescelto (fig. 2.3.1).

La categoria di reattori aventi caratteristiche omogenee in quanto a combustibile, moderatore e refrigerante viene detta *filiera*.

È opportuno fare una prima grande distinzione, tra **reattori termici** e **reattori veloci**.

- Nei **reattori termici** i neutroni ad alta energia prodotti durante la fissione vengono volontariamente "*rallentati*" attraverso il moderatore.
- Nei **reattori a neutroni veloci** non si ha il moderatore e usano uranio (²³⁵U) o plutonio (²³⁹Pu) come materiale *fissile*, mentre come materiali *fertili* impiegano l'²³⁸U o ²³²Th. In questi reattori l'alto flusso di neutroni produce una maggiore densità di potenza.

REATTORI			COMBUSTIBILE	MODERATORE	REFRIGERANTE
<i>eterogenei</i>	termici	di conversione	U naturale	D ₂ O	D ₂ O in pressione D ₂ O bollente
				grafite	gas in pressione
		U arricchito	H ₂ O	H ₂ O in pressione H ₂ O bollente	
			grafite	gas in pressione sodio liquido H ₂ O in pressione	
	breeder	fissile U ²³⁵ fertile Th ²³² (U ²³³)	grafite	sodio liquido	
	veloci	breeder	fissile U ²³⁵ fertile U ²³⁸ (Pu ²³⁹)		sodio liquido
<i>omogenei</i>	termici	di conversione	U sotto forma di sali in sospensione o in soluzione	H ₂ O	H ₂ O
				D ₂ O	D ₂ O
		breeder	fissile U ²³⁵	H ₂ O	H ₂ O
			fertile Th ²³² (U ²³³)	D ₂ O	D ₂ O

Figura 2.3.1 – Principali tipologie (filiera) di reattori nucleari.

²² La descrizione seguente non va ritenuta esaustiva. La ricerca nel campo delle centrali ha prodotto molti tipi diversi di tecnologie. Di seguito sono riportate le caratteristiche delle più diffuse (ora o nel passato).

I reattori a maggiore diffusione (fig.2.3.2) sono quelli ad acqua leggera "Light Water Reactors" (dove l'acqua è impiegata sia come moderatore che come refrigerante).

Si tratta di reattori su cui l'industria nucleare sta puntando e si dividono in reattori ad acqua in pressione (**Pressurized Water Reactors – PWR**) e reattori ad acqua bollente (**Boiling Water Reactors – BWR**).

La principale differenza tra le due tecnologie risiede nelle condizioni fisiche dell'acqua che asporta il calore dal nocciolo.

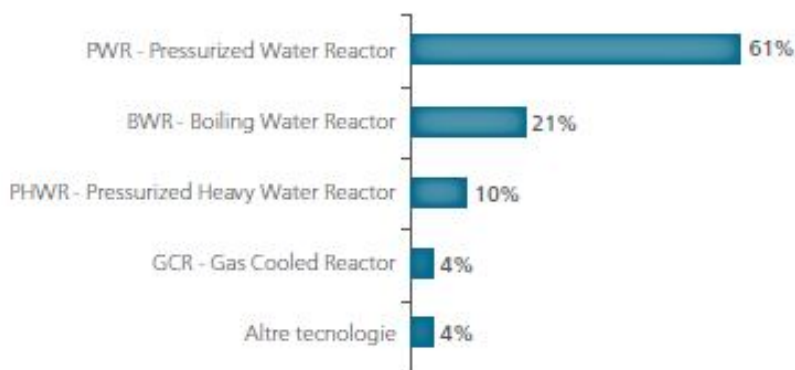


Figura 2.3.2 – Diffusione delle tipologie di reattore nucleare ²³.

Nei *Reattori ad Acqua in Pressione*²⁴ (**PWR**), l'acqua utilizzata sia come moderatore che come refrigerante (circuito primario) è separata da quella utilizzata come fluido motore nel circuito secondario. In questi reattori, l'acqua che è mantenuta a una pressione di circa 150 bar per evitare l'ebollizione, circola ad una elevata temperatura nel circuito primario, dove rimuove il calore generato nel nocciolo e lo cede nel generatore di vapore all'acqua del circuito secondario che si trasforma così in vapore per azionare le turbine. Uno schema generale semplificato di una centrale con reattore PWR è riportata in fig.2.3.3.

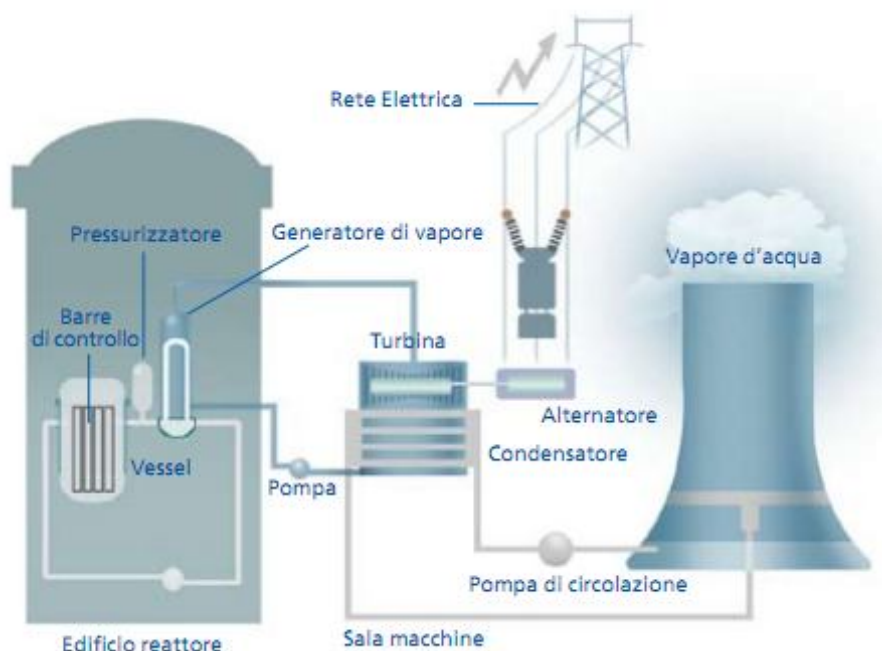


Figura 2.3.3 - Schema di funzionamento di una centrale PWR.

²³ Fonte: World Nuclear Association, 2010

²⁴ Era di questo tipo il reattore della centrale di Trino Vercellese (270 MWe), che ha funzionato dal 1964 al 1987, e quello scelto dall'ENEL per le sue centrali unificate da 2x1000 MWe, la prima delle quali (Alto Lazio, presso Montalto di Castro) è stata abbandonata quando mancava poco al suo completamento.

Nei *Reattori ad Acqua Bollente*²⁵ (**BWR**) la produzione di vapore avviene direttamente nel *vessel*. Anche in questo caso, l'acqua svolge sia la funzione di moderatore che di refrigeratore, tuttavia, in questo tipo di reattore non esistono circuiti separati: il vapore prodotto nel *vessel* passa direttamente alle turbine. Uno schema generale semplificato di centrale con reattore BWR è riportato in fig.2.3.4.

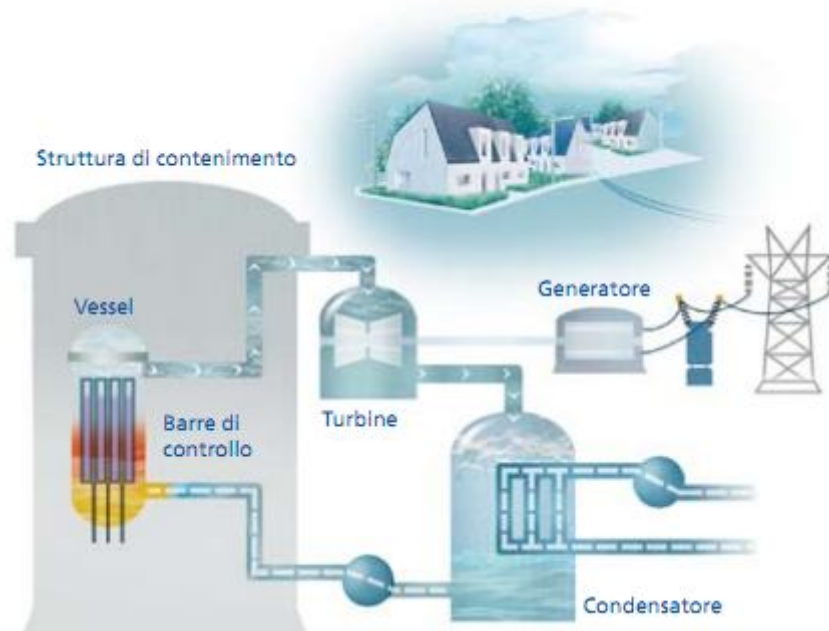


Figura 2.3.4 - Schema di funzionamento di una centrale BWR.

Caratteristica dei reattori BWR è la capacità di autoregolazione, cioè la possibilità di aumentare o diminuire la produzione di energia senza modificare la posizione delle barre di controllo.

In presenza di una richiesta di maggior potenza viene aumentata la portata delle pompe di circolazione, ottenendo l'ebollizione iniziale nel nocciolo ad una quota superiore. Si ha così nel nocciolo una maggiore densità media del moderatore e quindi un migliore rallentamento neutronico con conseguente aumento delle fissioni, fino a quando non si raggiunge una condizione di equilibrio per una potenza maggiore. Viceversa, una riduzione della circolazione dell'acqua porterà ad una sua più rapida evaporazione, con conseguente formazione di vapore nel nocciolo a livelli inferiori, minore densità media del moderatore e diminuzione delle fissioni e quindi della potenza.

I reattori BWR attualmente in funzione hanno potenze variabili tra i 570 e i 1300 MW, con il vapore prodotto a circa 70 bar e 300°C, il rendimento è intorno al 33%.

La tecnologia BWR, rispetto alla PWR, risulta molto più semplice dal punto di vista impiantistico, tuttavia il reattore PWR ha il vantaggio di separare il circuito primario (radioattivo) da quello secondario (non radioattivo).

Nei reattori di tipo BWR, invece, è necessario schermare le tubazioni che trasportano il vapore e limitare durante il normale funzionamento l'accessibilità e le attività di manutenzione alla parte "convenzionale" dell'impianto (turbina, alternatore, ciclo termico).

Per quanto riguarda invece i **reattori veloci**, questi meritano un miglior approfondimento svolto nel paragrafo successivo.

²⁵ In Italia il reattore BWR è stato impiegato per la centrale del Garigliano (160 MWe) e per quella di Caorso (875 MWe).

2.4 Reattori Veloci Autofertilizzanti o “Fast Breeder Reactors”

Fin dall’inizio dello sviluppo industriale dell’energia nucleare è stata considerata con estremo interesse la possibilità di utilizzare reattori nucleari nei quali la maggior parte delle fissioni, fosse indotta da neutroni ad elevata energia. Le ragioni di tale interesse nei reattori veloci va ricercata, come vedremo di seguito, nella migliore “**economia neutronica**” che questi hanno rispetto ai reattori termici.

Il principio sul quale si basano i reattori veloci autofertilizzanti detti “*Fast Breeder*” è il seguente:

In un reattore la maggior parte dei neutroni assorbiti dal combustibile e che non danno luogo a fissione, trasformano un atomo da *fertile* a *fissile*; per certi reattori la quantità di isotopi fertili trasformati in fissili può essere tale da produrre più combustibile di quello che si consuma. Per ottenere questo occorre però avere, a parità di fissioni, un elevato numero di neutroni disponibili per la trasformazione *fertile-fissile*. Aumentando la velocità dei neutroni che provocano la fissione, incrementa il numero di neutroni mediamente liberati nella fissione stessa, aumentando in questo modo le probabilità di rendere fissile il materiale fertile.

2.4.1 Economia neutronica

2.4.1.1 Andamento dei parametri ν ed η

L’interesse verso questa tipologia di reattori, appare pienamente giustificato in base alla seguente considerazione:

- All’aumentare dell’energia dei neutroni, il fattore η aumenta per tutti i materiali fissili. Per ^{235}U η è uguale a 2.06 ed a 2.20 per fissioni prodotte rispettivamente da neutroni termici e da neutroni veloci; ^{239}Pu i valori di η sono corrispondentemente, 2.20 e 2.60.

Il numero medio di neutroni di fissione prodotti per neutrone assorbito dal combustibile, η può essere calcolato tramite la seguente relazione:

$$\eta = \frac{\nu}{1 + \alpha}$$

dove ν è il numero medio di neutroni emessi per fissione del particolare isotopo, il parametro α è il rapporto della sezione d’urto microscopica di cattura su quella di fissione.

In tabella 2.4.1.1.1 sono riportati i valori tipici di questi parametri per alcuni isotopi sia nello spettro termico che in quello **veloce**.

Nuclide	Spettro termico			Spettro veloce		
	ν	α	η	ν	α	η
^{235}U	2.43	0.171	2.06	2.50	0.19	2.10
^{232}Th	-	-	-	2.36	0.15	-
^{233}U	2.48	0.092	2.04	2.51	0.08	2.31
^{238}U	-	-	-	2.66	0.13	-
^{239}Pu	2.87	0.377	2.26	2.88	0.18	2.45

Tab.2.4.1.1.1 – Confronto tra i diversi parametri η , ν ed α per alcuni isotopi in zona termica e veloce.

Una buona “**economia neutronica**” richiede un elevato valore del termine $\eta-1$ (un neutrone deve essere sottratto per assicurare il sostentamento della reazione a catena); tale eccesso di neutroni può essere impiegato per il processo di fertilizzazione del combustibile *fertile*, con produzione di nuovo combustibile fissile o per processi di trasmutazione (bruciamento) come nel caso degli attinidi minori.

2.4.1.2 Andamento del fattore di fissione veloce ϵ

Esistono tuttavia altri fattori che consentono di avere una buona *economia neutronica* nei reattori veloci, primo fra tutti l'incremento del fattore di fissione veloce ϵ , inteso come rapporto fra le fissioni totali (incluso le fissioni che avvengono sugli isotopi fissionabili come ad esempio nell'isotopo ^{232}Th) e quelle che avvengono nei soli isotopi fissili. Il valore del fattore di fissione veloce è fortemente influenzato dallo spettro energetico: la soglia energetica oltre la quale si produce fissione è di 1.4 MeV per ^{238}U e ^{232}Th e persino meno per il ^{240}Pu e ^{242}Pu .

Quindi non solo più neutroni sono prodotti dalle fissioni dell'isotopo fissile in un reattore veloce (η), ma sono ulteriormente meglio "*moltiplicati*" dalle fissioni veloci che avvengono negli isotopi fissionabili.

L'impiego di tali reattori, consente pertanto una utilizzazione decisamente migliore dell'uranio presente in natura. Mentre nei reattori termici si utilizza circa l'**1%** dell'uranio estratto, nei reattori veloci tale utilizzazione potrebbe raggiungere valori ragionevolmente compresi tra **il 50 ed il 60%**. I reattori nei quali si produce materiale fissile dello stesso tipo di quello fissionato ed in quantità maggiore di quest'ultimo prendono il nome di "*reattori autofertilizzanti*" o "*breeder reactors*".

2.4.1.3 Limitato effetto di avvelenamento da xeno (Xe), samario (Sm) e prodotti di fissione

Un'altra importante differenza fra sistemi con spettro termico e quelli con spettro veloce è che la sezione microscopica di cattura dei più importanti veleni si riduce sensibilmente nella zona veloce. Di conseguenza i reattori veloci sono immuni dai problemi legati alla produzione dei veleni (Xe^{26} , Sm^{27}), che affliggono la gestione dei sistemi termici.

Va rilevato che il surplus di neutroni nei reattori veloci può essere utilizzato per:

- estendere la lunghezza del ciclo;
- consentire la trasmutazione di prodotti di fissione a lunga vita (attinidi) come il ^{99}Tc , ^{129}I e ^{135}Cs ;
- bruciare veleni, quando, inseriti "*ad hoc*" nel nocciolo al fine di migliorare il fattore di forma del flusso neutronico.

2.4.2 Produzione di materiale fissile

2.4.2.1 Conversione degli isotopi fertili

Uno dei grandi vantaggi che si ha dall'impiego di reattori con neutroni a spettro veloce, risiede nel processo di fertilizzazione di alcuni isotopi fertili quali l' ^{238}U ed il ^{232}Th , con la possibilità di ottenere un **Rapporto di Conversione (CR)** o "*breeding ratio*" unitario, rendendo possibile la realizzazione di reattori in grado di operare per lunghi intervalli di tempo, riducendo così le fermate per le ricariche di combustibile e i costi per mancata produzione.

I reattori veloci hanno pertanto la possibilità di convertire grandi quantità di *materiale fertile* in fissile, producendo al contempo energia.

E' noto infatti, che l'isotopo fissile ^{235}U dell'uranio naturale è disponibile in quantità assai "limitate" (vedi capitolo 3), d'altro canto isotopi *non fissili* relativamente abbondanti, come l' ^{238}U ed il ^{232}Th , possono essere utilmente **convertiti**, via cattura neutronica, in isotopi *fissili* quali rispettivamente ^{239}Pu e ^{233}U .

²⁶ Lo xeno è un gas inerte classificato come sostanza asfissiante semplice. La sua inalazione in concentrazioni eccessive può provocare stordimento, nausea, vomito, perdita della coscienza e morte. La morte può derivare da errori di giudizio, confusione, o perdita di coscienza che impediscono l'auto-salvazione.

²⁷ Il samario e i sali solubili del samario sono leggermente tossici a seguito di ingestione ed esistono rischi per la salute in quanto l'esposizione a samario causa l'irritazione di occhi e pelle.

2.4.2.2 Rapporto di conversione e *breeding gain*

In una data catena di isotopi, il "Rapporto di Conversione" o "*Conversion Ratio*" (**CR**), è definito come il numero di nuclei fissili prodotti per nucleo fissile consumato, ossia:

$$CR = \eta \epsilon - 1 - L = \frac{\text{numero di nuclei fertili convertiti in fissili}}{\text{numero di nuclei fissili consumati}}$$

dove il contributo della fissione veloce all'economia neutronica è esplicitamente presa in considerazione mediante il termine moltiplicante ϵ . **L** rappresenta la frazione di neutroni persi (per neutrone assorbito nel combustibile primario) mediante assorbimenti in qualsiasi materiale oltre al fissile e fertile e alle fughe dal reattore. Il termine **-1** tiene conto del fatto che almeno un neutrone è necessario per il sostentamento della reazione a catena.

Se **CR** è minore dell'unità (meno nuclei fissili sono prodotti di quanti siano consumati), il reattore può al massimo "bruciare" tutto il materiale fissile presente; se invece **CR** è più grande dell'unità (più nuclei fissili sono prodotti di quelli consumati), il reattore, che presenta ora un guadagno netto di materiale fissile, può essere classificato come "*breeder*".

Nel caso di **CR**>1 il rapporto è anche chiamato "*breeding ratio*" (**BR**). Per un reattore di tipo "*breeder*", il guadagno netto di materiale fissile, **BR-1** è anche detto "*breeder gain*" (**G**). dalla relazione precedente segue:

$$G = \eta \epsilon - 2 - L$$

un valore del prodotto $\eta\epsilon$ maggiore di due è necessario per avere un accettabile "*breeding gain*" (ossia **G**>0). Poiché il processo di fissione e così di conversione sono sostanzialmente influenzati dallo spettro neutronico, è importante comprendere quale configurazione di nocciolo e quali condizioni operative consentano di raggiungere la condizione **G**>0.

La tabella 2.4.1.1.1 mostra che soltanto un marginale guadagno in η può essere realizzato con ^{233}U e ^{235}U , passando dallo spettro termico a quello veloce mentre, un significativo guadagno è invece possibile con il ^{239}Pu , avendo il più alto valore di η nello spettro veloce.

Inoltre il fattore di fissione veloce (ϵ) incrementa il numero di neutroni prodotti (per nucleo fissile fissionato) del **10%** nel ciclo $^{239}\text{Pu} - ^{238}\text{U}$ e del **2%** nel ciclo $^{233}\text{U} - ^{232}\text{Th}$.

Pertanto mentre piccoli vantaggi sono ottenibili nell'esercizio di reattori che impiegano il ciclo $^{233}\text{U} - ^{232}\text{Th}$ (il cui esercizio è molto più complesso che nei sistemi termici), il ^{239}Pu è il miglior fissile per tali sistemi ma per motivi legati alla proliferazione il suo interesse è fortemente limitato.

A tal proposito sono pertanto identificabili due tipologie di reattori:

- Una prima tipologia alimentata con ^{239}Pu e che convertono ^{238}U in ^{239}Pu (ciclo uranio - plutonio);
- Una seconda tipologia riguardante i reattori che impiegano ^{233}U come combustibile sfruttando la conversione del ^{232}Th in ^{233}U (ciclo torio - uranio).

In entrambi i cicli il primo isotopo è *fertile* mentre il secondo è *fissile*.

Nei primi esperimenti condotti con reattori veloci sono stati ottenuti valori di "*breeding ratio*" prossimi ad 1.8. Il valore di **BR** è ridotto dalle catture dai materiali strutturali contenuti nel nocciolo unitamente a quelle nel fluido termo vettore. Realisticamente valori superiori all'unità circa 1.2 - 1.3 sono raggiungibili con reattori di elevata potenza.

2.4.2.3 Tempo di raddoppio

Nei reattori veloci che operano secondo i cicli uranio-plutonio o torio-uranio, come visto si produce materiale fissile nel corso del funzionamento del reattore.

In un ipotetico scenario di riduzione dei giacimenti di uranio sfruttabili a costi contenuti, i reattori veloci possono trovare la loro applicazione, solo nel caso che questi vadano a produrre nuovo combustibile ad un tasso tale da poter soddisfare le crescenti richieste energetiche.

Il **principale indice economico** per il ciclo dei reattori veloci è il “tempo di raddoppio” (T_i) o “*doubling time*” del materiale fissile contenuto nel combustibile.

Tale tempo è inteso come il tempo necessario per avere all'interno del nocciolo, costituito dall'insieme di materiale fertile e fissile, un numero di atomi fissili pari al doppio di quelli inizialmente presenti.

Il “**tempo di raddoppio effettivo**” (T_{eff}) è invece quello che intercorre tra la fine del processo di fabbricazione degli elementi di combustibile “freschi” e la corrispondente fine dello stesso processo, associata ad un numero doppio di elementi, ottenuti impiegando il fissile estratto nel riprocessamento. Il “tempo di raddoppio effettivo”, può essere definito quindi come il “**tempo necessario per avere un numero di nuclei di materiale fissile pari al doppio di quello inizialmente presente nel nocciolo e nelle diverse fasi del ciclo**”.

Se F_c è il rapporto tra la quantità di fissile presente nel nocciolo e quella totale (nocciolo + ciclo), il tempo di raddoppio effettivo T_{eff} è dato da:

$$T_{\text{eff}} = \frac{T_i}{F_c}$$

Indicando con T_E il tempo di raddoppio della domanda di energia elettrica nell'ipotesi fossero installate al tempo t_0 soltanto centrali elettronucleari alimentate con reattori “autofertilizzanti”, con :

- $T_{\text{eff}} \leq T_E$ il materiale fissile prodotto da queste centrali sarebbe sufficiente per assicurare il pieno soddisfacimento della domanda di energia di un Paese.
- $T_{\text{eff}} > T_E$, sarebbe necessario provvedere anche all'installazione di centrali elettriche di diversa filiera. In altre parole, si renderebbe necessaria l'adozione di una strategia che preveda la contemporanea messa in funzione di centrali alimentate con reattori autofertilizzanti e con reattori appartenenti ad altre filiere (ad esempio reattori termici).

Poiché allo stato attuale i tempi di raddoppio T_{eff} previsti, sono più elevati del T_E , sembra ragionevole ipotizzare che l'introduzione nel mercato e l'utilizzazione dei reattori veloci autofertilizzanti non comporti una sostanziale caduta d'interesse per i reattori termici.

2.4.3 Bruciamento degli attinidi e dei prodotti di fissione

Come è noto il problema posto dalla gestione dei rifiuti radioattivi a lunga vita è cruciale per l'impiego dell'energia nucleare.

Il rischio che sorge a lungo termine dalla gestione del combustibile irraggiato è attribuibile agli attinidi, i quali includono molti nuclidi con tempi di dimezzamento dell'ordine dei milioni di anni; il quantitativo di tali nuclidi può essere efficacemente ridotto mediante l'implementazione di strategie denominate di partizione e trasmutazione o "*partitioning and transmutation*".

Con il termine **partizione** si intende una complessa serie di operazioni di natura chimica e metallurgica volte a separare i radionuclidi ad elevata tossicità dal combustibile irraggiato. L'obiettivo invece della **trasmutazione** è quello di ridurre la radio tossicità mediante trasformazione dei nuclidi iniziali o in radionuclidi a vita più breve o in isotopi stabili.

La trasmutazione dei radionuclidi a lunga vita è il risultato di processi di cattura neutronica o di fissione, o di reazioni, che si producono nei reattori nucleari.

Affinché però il processo di trasmutazione sia efficace, è necessario che tutti gli attinidi siano trasformati mediante un processo di fissione. Nei reattori a spettro veloce, una significativa porzione dei nuclidi in questione può essere fissionata direttamente, dando un **grande contributo** alla *economia neutronica*.

Oltre al beneficio sull'*economia neutronica* del sistema, un incremento nel "*burn up*", risulta economicamente vantaggioso per processi di riprocessamento e fabbricazione del combustibile. Poiché in presenza di elementi transuranici, i costi di tali processi salgono notevolmente.

Quindi in linea di principio, l'incenerimento di alcuni nuclidi come ^{237}Np , ^{240}Pu , ^{242}Pu ed ^{243}Am , è un processo **particolarmente efficace** in presenza di uno spettro **neutronico veloce**.

Anche materiali non più impiegabile per fini militari, può facilmente essere re-impiegato nel ciclo del combustibile dei reattori veloci.

L'obiettivo finale del processo di partizione e trasmutazione, dovrebbe essere pertanto di abbattere la radio tossicità degli attinidi sotto il livello dell'uranio naturale, riducendo sensibilmente così le misure e i costi per la gestione dei rifiuti nel lungo periodo.

Un reattore veloce presenta due caratteristiche importanti per la gestione degli attinidi:

- il quantitativo di combustibile impiegato è elevato e ciò implica che rilevanti quantità di attinidi, possono essere impiegate nel nocciolo ed in generale nel ciclo del combustibile associato al reattore;
- tutti gli isotopi transuranici (isotopi del plutonio, americio e curio), sono facilmente fissionabili nei reattori veloci: gli elevati tassi di bruciamento raggiungibili nei reattori veloci assicurano pertanto una buona *economia neutronica*.

CAPITOLO 3

Il combustibile nucleare ed il combustibile innovativo

3.1 Risorse di Uranio e Torio

Si chiama **fissile** un isotopo capace di dar luogo a fissione assorbendo un neutrone, **fertile** invece un isotopo che assorbendo un neutrone si trasforma in un *isotopo fissile*.

La caratteristica fondamentale della tecnologia di generazione elettrica da fonte nucleare è la **massa ridotta di combustibile utilizzato** (e quindi dei rifiuti prodotti). Una centrale termoelettrica da 1.000 MW a combustibile fossile impiega, in un anno, tra **1,5 e 2 milioni di tonnellate** di combustibile; la stessa centrale, se nucleare, per sviluppare la medesima potenza necessita di solo **30 tonnellate**²⁸ di ossido di uranio.

L'Uranio che si trova in natura, definito *Uranio naturale*, ha la seguente composizione isotopica:

- ²³⁸U (99,3%, dell'uranio naturale),
- ²³⁵U (0,72%, dell'uranio naturale **ed unico nuclide fissile**),
- ²³⁴U (tracce).

Le riserve di uranio identificate²⁹ sono distribuite molto più **uniformemente** di quelle di petrolio e gas nei diversi continenti; ciò implica un minore rischio geopolitico nell'approvvigionamento.

È importante fare una precisazione, quando si parla di risorse uranifere ed occorre distinguere fra:

1. risorse convenzionali: *Known Conventional Resources (KCR)* suddivise a loro volta in *Reasonably Assured Resources (RAR)* e *Estimated Additional Resources Category I (EAR-I)*;
2. risorse convenzionali stimate: *Estimated Additional Resources Category II (EAR-II)* e *Speculative Resources (SR)*;
3. risorse non convenzionali e altri materiali: *Unconventional Resources and Others Materials*.

Le risorse del primo tipo sono quelle il cui sfruttamento risulta più facile e come tale è meno costoso. Sono disponibili in quantità che vanno da 3'500'000 t a 4'500'000 t a seconda di quanto si è disposti a spendere per l'estrazione (tab. 3.1.1 e 3.1.2).

	<40 \$/kgU	40-80 \$/kg U	<80 \$/kg U	80-130 \$/kg U	<130 \$/kg U
Totale [t]	1'730'495	575'19	2'458'15	661'94	3'169'23

Tabella 3.1.1 Quantitativo delle RAR suddivise per categorie di costo.

	<40 \$/kg U	40-80 \$/kg U	<80 \$/kg U	80-130 \$/kg U	<130 \$/kg U
Totale [t]	792'78	275'17	1'078'76	320'86	1'419'450

Tabella 3.1.2 Quantitativo delle EAR-I suddivise per categorie di costo.

Per quanto riguarda invece le risorse del secondo gruppo, le **EAR-II** (tab. 3.1.3) comprendono le risorse di uranio che ci si aspetta siano presenti, anche se non ancora scoperte nei depositi conosciuti.

²⁸ Fonte: Enel-EDF.

²⁹ Le riserve di uranio identificate vengono stimate dalla Nuclear Energy Agency (l'agenzia nucleare dell'OCSE - Organizzazione per la Cooperazione e lo Sviluppo Economico).

Mentre le **SR** (tab. 3.1.4) sono quelle che dovrebbero esistere in alcune aree per ragioni geologiche ma che non sono state ancora esplorate.

Ovviamente i dati relativi alle **EAR-II** sono molto più precisi rispetto a quelli sulle **SR**:

	<80 \$/kg U	<130 \$/kg U
Totale [t]	1474.6	2254.5

Tabella 3.1.3 - Quantitativo delle EAR-II suddivise per categorie di costo.

	<130 \$/kg U	Range di costo non ancora assegnato
Totale [t]	4437.3	3102.0

Tabella 3.1.4 - Quantitativo delle SR suddivise per categorie di costo.

Oggi si considera conveniente l'estrazione qualora la concentrazione di uranio sia uguale o superiore allo 0.7% in U₃O₈ (a meno che assieme all'uranio non vengano estratti altri metalli, come per esempio accade per l'oro nelle miniere del Sudafrica).

Nel tempo, le stime delle riserve³⁰ di uranio sono andate continuamente **umentando** (fig.3.1.1), con impulso particolare dagli anni 2000, quando la crescita del prezzo dell'uranio ha indotto ulteriori investimenti per l'esplorazione e l'individuazione di nuove riserve.



Figura 3.1.1 – Risorse di uranio identificate nel tempo (milioni di tonnellate)³¹.

Tali risorse si traducono in una disponibilità di energia per circa 75 anni con il consumo ed i reattori attuali (60'000 tonnellate/anno). Tuttavia si stimano ulteriori 10 milioni di tonnellate ottenibili ad un prezzo superiore, che garantirebbero così energia per circa **100 anni**.

Si prevede che da qui al 2020 la domanda di uranio aumenterà, al minimo del 10% (fino a 73'495 tU/anno) e al massimo del 29% (fino a 86'070 tU/anno) di quella attuale, sulla base di proiezioni rispettivamente per difetto e per eccesso della potenza elettronucleare installata a quella data e supponendo che questa sia costituita da reattori del tipo attuale.

Attualmente l'approvvigionamento di uranio si basa per il 50-60% sull'estrazione da miniera, il resto deriva invece da:

- stock³² di uranio naturale e/o arricchito di origine civile e militare.
- riprocessamento del combustibile esaurito e uso dei MOX.
- miscelazione degli scarti di uranio depleto³³ con uranio 235 Weapons-Grade.

³⁰ Le riserve sono ulteriormente classificate per costo di estrazione.

³¹ Fonte: rielaborazione The European House-Ambrosetti su dati International Atomic Energy Association, 2010.

³² Gli stock sono dovuti al fatto che negli anni precedenti è stato estratto più uranio di quanto effettivamente servisse: ciò ha portato negli anni ad un suo accumulo, dovuto in parte anche ad uno sviluppo della produzione di energia per via nucleare che è stato, nei fatti, più limitato rispetto alle previsioni.

Per quanto riguarda la produzione (fig.3.1.2), attualmente il primo Paese estrattore di uranio è il Kazakistan (27,3% della fornitura mondiale), seguito da Canada (20,1%) e Australia (15,8%). L'uranio fissile è appunto l'isotopo ^{235}U che in natura si trova in misura molto ridotta (0,72%). Nei reattori ad acqua ad esempio, per sostenere le reazioni di fissione, il combustibile deve avere una concentrazione di circa il 3-5%. Si rende pertanto necessario un processo di arricchimento del combustibile, che sfrutta il minor peso dell' ^{235}U per aumentarne la concentrazione a discapito dell' ^{238}U , in modo così da avere un sufficiente numero di nuclidi fissili per il funzionamento del reattore.

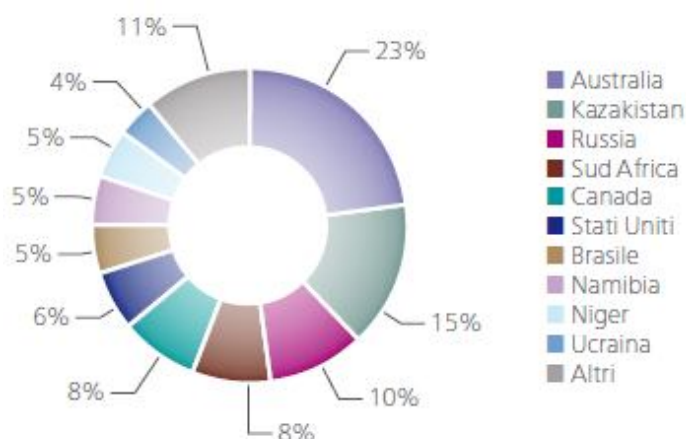


Figura 3.1.2 – Primi 10 Paesi al mondo per riserve di uranio³⁴.

Poiché nel lungo periodo (> 80 anni) potrebbe subentrare il problema dell'esaurimento di Uranio, sta prendendo piede la sperimentazione di nuovi cicli di combustibili e carburanti al **torio (Th)** applicabili nei reattori veloci autofertilizzanti.

La concentrazione media di torio sulla crosta terrestre è **tre - quattro** volte maggiore di quella dell'uranio cioè pari a 10 ppm, sebbene esso non sia presente, a differenza dell'altro, nelle acque marine. Spesso lo si trova negli stessi minerali che contengono l'uranio anche in proporzioni elevate (10÷25%). L'estrazione mineraria di torio è inoltre relativamente facile e significativamente diversa da quella di uranio.

Il sovraccarico nel corso dell'estrazione è molto minore, quindi la produzione totale di rifiuti radioattivi durante tali attività è di circa 2 ordini di grandezza inferiore a quelle dell'uranio. Di seguito è riportata per il torio una tabella dei principali minerali che lo contengono (tab. 3.1.5).

Minerale	Composizione chimica	Contenuto di Th (%)
Monazite	$(\text{Ce,La,Y,Th})\text{PO}_4$	≤ 26
Torianite	$(\text{Th,U})\text{O}_2$	45+88
Brannerite	$(\text{U,Ca,Fe,Y,Th})_3\text{Ti}_5\text{O}_{16}$	0.26+4.4
Euxenite	$(\text{Y,Ca,Ce,U,Th})(\text{Nb,Ta,Ti})_2\text{O}_6$	≤ 4.3
Samarskite	$(\text{Y,Ce,U,Ca,Fe,Pb,Th})(\text{Nb,Ta,Ti,Sn})_2\text{O}_6$	≤ 3.7
Torite	ThSiO_4	25+63
Torogummite	$\text{Th}(\text{SiO}_4)_{1-x}(\text{OH})_{4x}$	18+51

Tabella 3.1.5 - Principali minerali di torio.

³³ L'uranio depleto contiene lo 0.25÷0.35% di ^{235}U .

³⁴ Fonte: rielaborazioni The European House-Ambrosetti su dati World Nuclear Association, 2010.

Nel 1997 il prezzo base dell'ossido di torio era fissato a 65.55 \$/Kg; tale prezzo saliva a 82.50 \$/Kg per ossido con purezza pari al 99.9%, 107.25 \$/Kg per quello al 99.99%.

Si stima che la disponibilità di torio ammonti a più di **3 milioni di tonnellate**, di cui quelle economicamente estraibili oggi, cioè a costo uguale o inferiore a 80 \$/kg, sono dislocate così come riportato in tab.3.1.6.

Risorse ragionevolmente assicurate e dedotte recuperabili ad un costo pari a 80 \$/kg ³⁵		
Paese	Tonnellate	% del totale
Australia	489,000	19
Stati Uniti	400,000	15
Turchia	344,000	13
India	319,000	12
Venezuela	300,000	12
Brasile	302,000	12
Norvegia	132,000	5
Egitto	100,000	4
Russia	75,000	3
Groenlandia	54,000	2
Canada	44,000	2
Sud Africa	18,000	1
Altri paesi	33,000	1
Totale mondo	2,610,000	100

Tabella 3.1.6 - Riserve di Torio.

Per i programmi di energia nucleare a lungo termine, carburanti e cicli di combustibili al torio possono assumere un ruolo rilevante soprattutto in quei paesi che ne possiedono grandi giacimenti a discapito di riserve di uranio limitate.

Come si evince facilmente dai dati riportati, sia l'uranio che il torio sono elementi largamente disponibili e presenti quasi sempre in paesi con una buona stabilità politica, fatto che di per sé assicura una certa stabilità dei prezzi.

Infine, è interessante notare un altro aspetto che spesso viene trascurato, a differenza del petrolio e del metano, che sono elementi indispensabili per moltissimi processi di sintesi e, in quanto tali, il loro bruciamento rappresenta un vero spreco, l'uranio e anche se in misura un po' minore il torio sono elementi che trovano scarsi campi di applicazione al di fuori delle tecnologie nucleari.

Il torio per esempio, è usato nel mantello di Welsbach nelle lanterne portatili a gas oppure come elemento legante per il magnesio nel rivestimento di tungsteno delle attrezzature elettroniche; alcune sue leghe, inoltre, sono usate in campo aeronautico o come materiali refrattari.

L'uranio, al di fuori dell'impiego nucleare (dove, oltre che come fonte di energia viene utilizzato anche come schermo per le radiazioni ionizzanti), viene utilizzato in applicazioni in cui si sfrutta il suo alto peso specifico (circa 19 g/cm³): dal campo militare per proiettili perforanti, alle zavorre di aerei o imbarcazioni, fino ai contrappesi delle mazze da golf.

Come si vede, dunque, in confronto agli idrocarburi questi elementi trovano un impiego molto modesto nelle applicazioni pratiche e questo è un motivo in più che li rende **particolarmente vantaggiosi per la produzione di energia**.

³⁵ Fonte : IAEA-NEA, from Uranium 2007: Resources, Production and Demand Demand, Nuclear Energy Agency , (June 2008).

3.2 Il torio come combustibile nucleare

Il torio (**Th**) è un metallo leggermente radioattivo, scoperto nel 1828 dal chimico Svedese *Jons Jakob Berzelius*. I tentativi di utilizzare questo materiale risalgono agli anni Cinquanta del secolo passato, con lo scopo di integrare le riserve di uranio, il suo potenziale venne notato dagli scienziati del *Manhattan Project*. È interessante ricordare a tal proposito la previsione dell'*International Fuel Cycle Evaluation Conference (INFCE)* del 1978 (pubblicata nel 1980 dalla IAEA), dove venne data al torio importanza pari a quella dell'uranio.

La vita media del ^{232}Th è di circa 14 miliardi di anni, ossia circa **tre volte** quella dell' ^{238}U e ciò spiega la sua relativa abbondanza sulla crosta terrestre.

Com'è noto, il torio, che in natura si trova come isotopo ^{232}Th , è un **materiale fertile capace di generare materiale fissile** ^{233}U come avviene analogamente alla fertilizzazione dell' ^{238}U in ^{239}Pu .

Le principali reazioni che reggono il processo di conversione del ^{232}Th e dell' ^{238}U in isotopi fissili sono schematicamente riportate in figura 3.2.1.

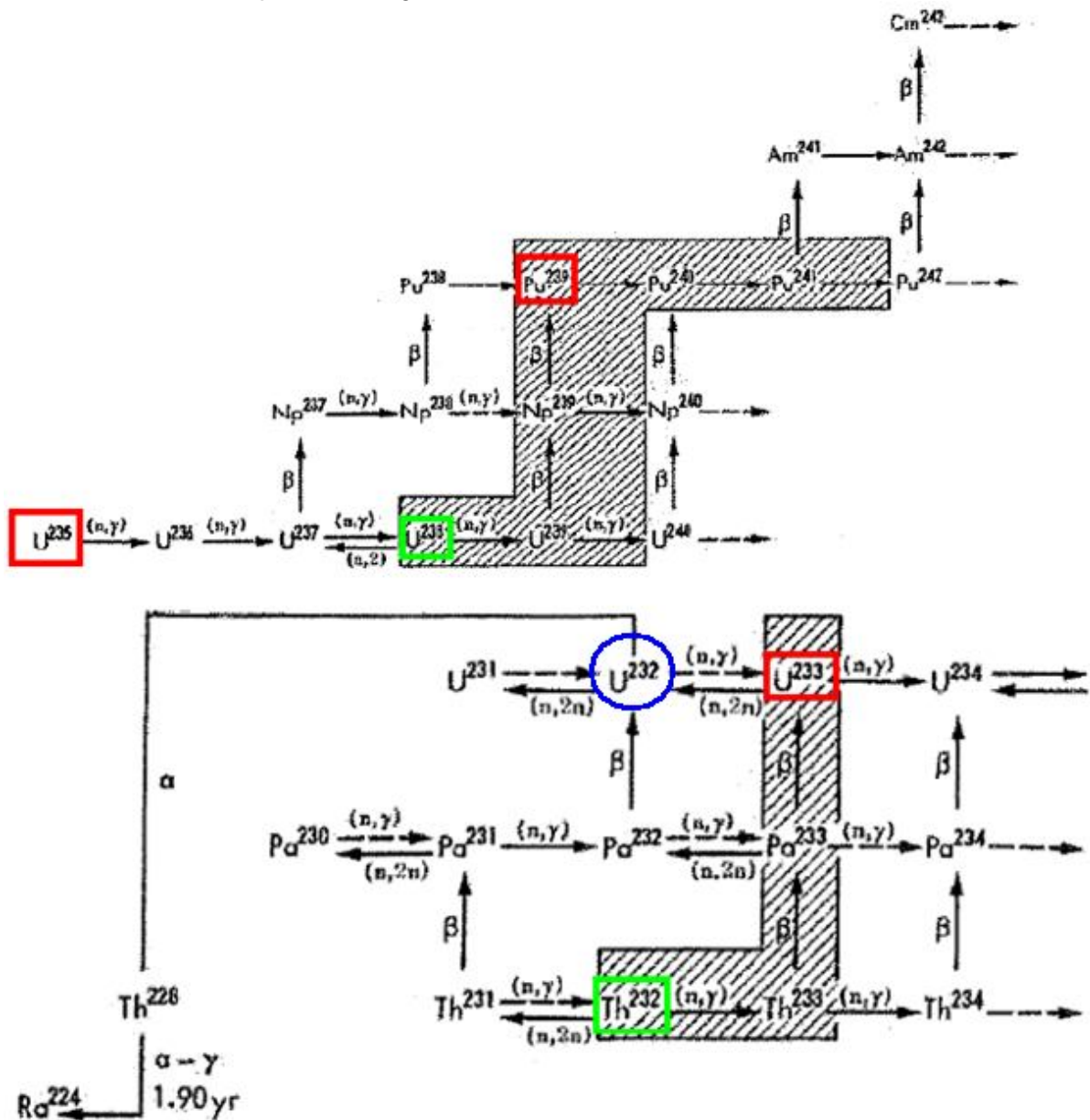


Figura 3.2.1 - Catena che descrive la conversione dell'uranio (^{235}U e ^{238}U) e torio in successivi isotopi fissili. In ombreggiato la parte di maggior interesse per le applicazioni. In rosso sono indicati gli isotopi fissili ed in verde sono indicati gli isotopi fertili.

In un parallelismo tra uranio naturale e il torio, si può notare che gli **isotopi fertili** sono appunto ^{238}U e il ^{232}Th mentre, il solo **isotopo fissile** presente in natura è ^{235}U . Gli **isotopi fissili artificiali** paragonabili ad esso sono pertanto il ^{239}Pu e il ^{233}U .

Noto che l'uranio naturale, contiene lo 0.72% dell'isotopo fissile ^{235}U , negli anni Settanta, in USA, circa 1500 kg di ^{233}U sono stati separati da 900 tonnellate di torio.

Nonostante ^{233}U **non sia presente in natura**, è un elemento fissile capace di innescare, alimentare e sostenere effettivamente la reazione di fissione nucleare.

Pertanto, **combustibili a base di torio** sotto forma di metalli, ossidi o carburi, sono stati impiegati in passato in combinazione con isotopi fissili quali ^{235}U e il ^{239}Pu nei reattori di ricerca, che per la produzione di energia al fine di generare elevate quantità di ^{233}U ed al contempo estendere la disponibilità delle risorse di combustibile nucleare necessarie alla produzione di energia.

È auspicabile che ciascun sistema utilizzante ^{233}U ottenuto tramite questa reazione a catena sia *auto sufficiente* o raggiunga *l'auto sufficienza* per tutta la durata del ciclo del combustibile, il che implica la necessità di avere un quantitativo di ^{233}U pari alla quantità prodotta e recuperata.

Come riportato in Tab.2.4.1.1.1 al *Capitolo 2*, questo isotopo presenta un elevato valore η sia nello spettro termico che **veloce**. Quindi un aspetto significativamente importante derivante dalla fissione dell' ^{233}U è rappresentato dal vantaggio di generare un numero di neutroni più elevato dell' ^{235}U (sono 2.31 neutroni per fissione del torio contro i 2.10 dell' ^{235}U).

Visti i "bassi" numeri di massa coinvolti, un combustibile che usa ^{233}U inoltre produce solo piccole quantità di plutonio a tutto vantaggio di una ridotta radiotossicità a lungo termine del combustibile.

Per i programmi di energia nucleare a lungo termine, carburanti e cicli di combustibili al torio possono assumere un **ruolo rilevante**.

In sostanza possiamo affermare riepilogando, che i vantaggi e benefici legati allo sfruttamento del torio sono:

- L'impiego di una risorsa ampiamente diffusa in natura e facilmente sfruttabile in molti Paesi.
- I combustibili al torio se inseriti nei reattori veloci autofertilizzanti possono svolgere un ruolo complementare a quello dell'uranio. Garantiscono nel lungo termine la sostenibilità dell'energia nucleare e nell'lunguissimo termine un aumento delle riserve di combustibile. (fig.3.2.2)
- Il ciclo del combustibile al torio, elimina quasi totalmente il bisogno di dover ricorrere all'arricchimento dell' ^{235}U , in quanto quest'ultimo può essere sostituito dall' **^{233}U allevato**. Si stima che una tonnellata/annua di ^{232}Th , che non necessita di arricchimento sia sufficiente per alimentare un reattore da 1.000 MW rispetto alle circa 33 tonnellate di uranio necessarie a produrre la medesima quantità di energia³⁶.
- Possibilità di impiego nei reattori termici, insieme al combustibile tradizionale senza sostanziali modifiche dell'impianto stesso (oltre ai particolarmente versatili reattori HTRs infatti è stato studiato l'uso di tale combustibile anche in PWRs, HWRs); ciò consentirebbe di prolungare nei prossimi anni l'uso delle attuali e ben collaudate tecnologie senza incorrere in problemi quali, la scarsità di riserve del combustibile nucleare e/o costi troppo elevati dello stesso. La combinazione Th-Pu permetterebbe di ridurre, a parità di reattore, il quantitativo di ^{239}Pu generato grazie all'assenza del fertile ^{238}U .

³⁶ Fonte: Amman, Jordan, *Proceeding of the 1st. International Nuclear and Renewable Energy Conference (INREC10)*, Marzo 21-24, 2010.

- Maggiore flessibilità del ciclo del combustibile mediante l'uso combinato di plutonio proveniente dalle stockpiles ed uranio depleto sottoprodotto del processo di arricchimento.
- Nel ciclo del combustibile $^{232}\text{Th} - ^{233}\text{U}$, una significativa porzione di alcuni nuclidi come ^{237}Np , ^{240}Pu , ^{242}Pu ed ^{243}Am , può essere fissionata direttamente, dando non solo come già detto, un grande contributo all'*economia neutronica* del sistema ma anche ridurre la radio tossicità del combustibile spento.
- I combustibili al torio presentano un'intrinseca resistenza alla proliferazione, dovuta alla formazione di ^{232}U .

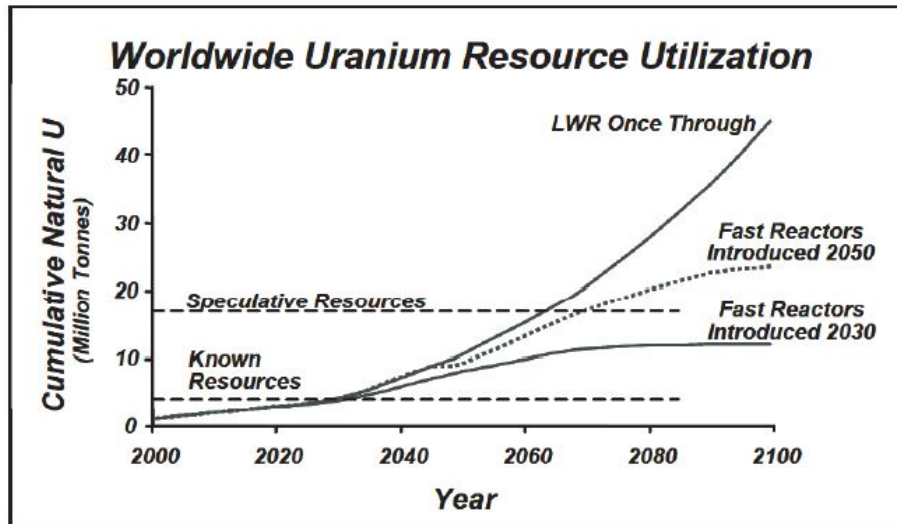


Figura 3.2.2 – Worldwide Uranium Resource Utilization³⁷

Gli svantaggi sono invece i seguenti:

- Mancanza di isotopi fissili nel torio naturale.
- Co-produzione, insieme all' ^{233}U , dell' ^{232}U che decade in isotopi gamma-emettitori molto pericolosi dal punto di vista radio protezionistico (in particolare ^{228}Th , ^{208}Tl e ^{212}Bi).
- Difficoltà nel riprocessamento, il ThO_2 è insolubile in acido nitrico e quindi il processo THOREX (THORIUM EXTRACTION) deve ricorrere a tecniche particolari e tutto ciò si traduce in un sensibile aumento dei prezzi.

Le sfide da affrontare sono:

- Nello stoccaggio del combustibile esaurito a base di torio o ^{233}U (l'idea immediata è quella di recuperarlo e riprocessarlo in maniera analoga al ^{239}Pu), vi sono diverse difficoltà, sia per motivi chimici che per motivi legati ad un elevato accumulo di radiazioni provenienti dall' ^{232}U (vedi fig. 3.2.1), come si nota, le due principali vie di produzione dell' ^{232}U sono la cattura³⁸ da parte del ^{231}Th nonché, più frequentemente, la reazione $(n,2n)$ ³⁹ dell' ^{233}U . La soluzione a queste problematiche richiede il ritrattamento e la rifabbricazione in celle appositamente schermate con conseguente aumento del costo delle attività del ciclo del combustibile.

³⁷ Fonte: A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy System, GIF-002-00

³⁸ Il ^{231}Th in piccolissime quantità nel torio naturale; esso fa parte della catena di decadimento dell' ^{234}U .

³⁹ Le reazioni indotte da neutroni sono: per basse energie e nuclei intermedi si hanno reazioni (n, n) e (n, γ) ; Per energie molto alte e nuclei intermedi e pesanti, la particella incidente può generare un nucleo composto che emette più di una particella: reazioni $(n, 2n)$, (n, np) , $(n, 3n)$ ecc.

- Le informazioni contenute nei database e le esperienze riguardanti i carburanti e cicli di combustibili al torio sono ancora limitate rispetto alle informazioni note per i combustibili più tradizionali a base di UO_2 e $(U, Pu)O_2$. Prima d'ingenti investimenti per la commercializzazione tali informazioni ed il Know-how dovranno essere incrementate.

I Reattori di potenza e sperimentali, nei quali è stato utilizzato il combustibile nucleare al torio, sono riportati in Tab.3.2.1 .

Name and Country	Type	Power	Fuel	Operation period
AVR, Germany	HTGR Experimental (Pebble bed reactor)	15 MW(e)	Th+ ²³⁵ U Driver Fuel, Coated fuel particles Oxide & dicarbides	1967 – 1988
THTR, Germany	HTGR Power (Pebble Type)	300 MW(e)	Th+ ²³⁵ U, Driver Fuel, Coated fuel particles Oxide & dicarbides	1985 - 1989
Lingen, Germany	BWR Irradiation-testing	60 MW(e)	Test Fuel (Th,Pu)O ₂ pellets	Terminated in 1973
Dragon, UK OECD-Euratom also Sweden, Norway & Switzerland	HTGR Experimental (Pin-in-Block Design)	20 MWt	Th+ ²³⁵ U Driver Fuel, Coated fuel particles Dicarbides	1966 - 1973
Peach Bottom, USA	HTGR Experimental (Prismatic Block)	40 MW(e)	Th+ ²³⁵ U Driver Fuel, Coated fuel particles Oxide & Dicarbides	1966 – 1972
Fort St Vrain, USA	HTGR Power (Prismatic Block)	330 MW(e)	Th+ ²³⁵ U Driver Fuel, Coated fuel particles Dicarbide	1976 - 1989
MSRE ORNL, USA	MSBR	7.5 MWt	²³³ U Molten Fluorides	1964 - 1969
Borax IV & Elk River Reactors, USA	BWRs (Pin Assemblies)	2.4 MW(e) 24 MW(e)	Th+ ²³⁵ U Driver Fuel Oxide Pellets	1963 - 1968
Shippingport & Indian Point, USA	LWBR PWR (Pin Assemblies)	100 MW(e) 285 MW(e)	Th+ ²³³ U Driver Fuel, Oxide Pellets	1977 – 1982 1962 - 1980
SUSPOP/KSTR KEMA, Netherlands	Aqueous Homogenous Suspension (Pin Assemblies)	1 MWt	Th+ HEU Oxide Pellets	1974 - 1977
NRU & NRX, Canada	MTR (Pin Assemblies)		Th+ ²³⁵ U Test Fuel	Irradiation- testing of few fuel elements
KAMINI, CIRUS, & DHRUVA, India	MTR Thermal	30 kWt 40 MWt 100 MWt	Al- ²³³ U Driver Fuel 'J' rod of Th & ThO ₂ 'J' rod of ThO ₂	All three research reactors in operation
KAPS 1&2, KGS 1&2, RAPS 2,3&4, India	PHWR (Pin Assemblies)	220 MW(e)	ThO ₂ Pellets For neutron flux flattening of initial core after start-up	Continuing in all new PHWRs
FBTR, India	LMFBR (Pin Assemblies)	40 MWt	ThO ₂ blanket	In operation

Tabella 3.2.1 – Utilizzazione del torio nei reattori sperimentali e di potenza.

3.3 Design del nocciolo

3.3.1 Considerazioni generali

In un reattore veloce come detto, non si utilizza alcun moderatore, il nocciolo "core" è relativamente piccolo, con un alto rapporto superficie/volume e lo scopo è quello di rendere elevate le fughe neutroniche ed al contempo sviluppare elevate densità di potenza.

Il conseguimento di valori elevati della densità di potenza richiedono che il nocciolo sia "finemente" suddiviso al suo interno, al fine di massimizzare le superfici di scambio termico.

Questo implica che gli elementi del combustibile siano in generale costosi e complicati da realizzare.

Tipicamente, un reattore veloce presenta un **seme centrale "seed"** circondato da un ampio volume di materiale *fertile* detto **mantello** o "**blanket**" nel quale, i neutroni vengono catturati per produrre materiale fissile.

La densità di potenza nel mantello fertile o "*breeding blanket*" è relativamente bassa.

3.3.2 Disposizione del materiale fissile e fertile nel nocciolo

Le fughe neutroniche da un nocciolo di limitate dimensioni, sono elevate e la fertilizzazione si rende possibile con l'impiego di riflettori composti da uranio naturale (^{238}U) o depleto o **torio** (^{232}Th). I neutroni che vengono assorbiti producono rispettivamente *materiale fissile* quale il ^{239}Pu e il ^{233}U .

Nel mantello si verificano la maggior parte delle fertilizzazioni, mentre il **Rapporto di Conversione (CR)** nella parte centrale "seed" è usualmente inferiore all'unità.

Lo spessore del *mantello*, raggiunge un "**limite**" **economico**, quando il costo nell'incremento delle sue dimensioni non è controbilanciato dal materiale fissile prodotto.

Per ottimizzare il potenziale di fertilizzazione di un reattore veloce, vengono allora adottabili due configurazioni per il materiale *fertile* e *fissile*:

- a) fertilizzazione su un mantello esterno o "*External Breeding*" (**EB**) contenente pressoché tutto il materiale fertile;
- b) fertilizzazione interna o "*Internal Breeding*" (**IB**) dove alcuni elementi di combustibile contenente materiale fertile vengono posizionati nel "seed", regione più interna del nocciolo.

La configurazione con "*External Breeding*" (**EB**), presenta il vantaggio di assicurare uno spettro neutronico elevato, un buon **Rapporto di Conversione (CR)** ma richiede un "*inventory*" di materiale fissile limitata.

L'assenza di materiale fertile nella parte centrale "seed", comporta tuttavia una rapida perdita di reattività (richiedendo quindi frequenti sostituzioni del combustibile), un basso tasso di "*burn up*" finale raggiungibile, poche fissioni veloci nel materiale fertile e la necessità di impiegare un mantello adeguatamente spesso.

La configurazione ad "Internal Breeding" (IB) può essere sia omogenea "homogeneous" che eterogenea "heterogeneous". Fig.3.3.1.1 mostra rispettivamente la vista dall'alto e laterale delle possibili configurazioni del nocciolo.

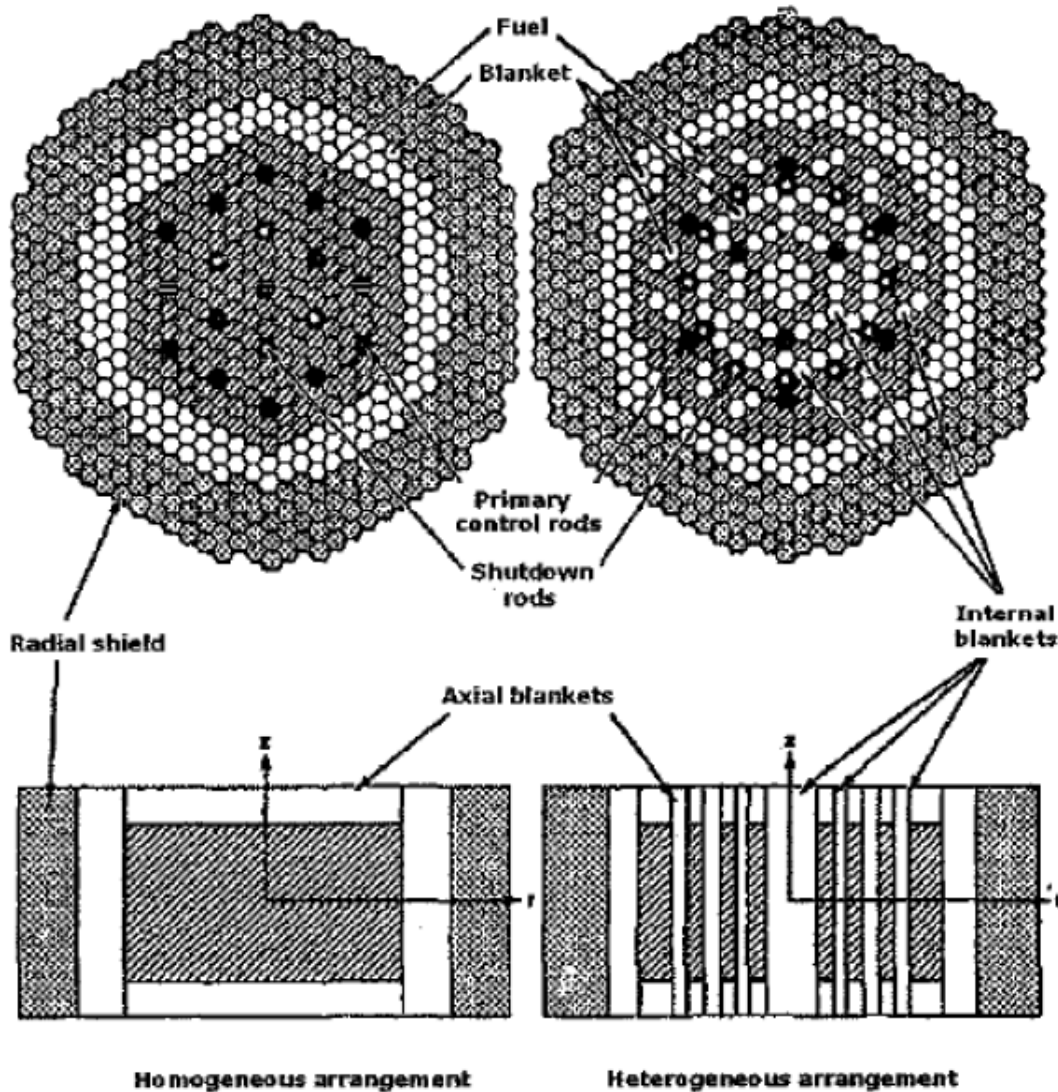


Figura 3.3.1.1 – Configurazione "Internal Breeding" (IB): confronto fra disposizione omogenea ed eterogenea del materiale fertile all'interno del reattore veloce.

In una disposizione di tipo "homogeneous" del materiale *fertile* nel nocciolo, tutti gli elementi di combustibile contenenti il materiale fertile (uranio depleto o uranio naturale o torio) sono disposti in regioni periferiche assiali e radiali del nocciolo; nella zona centrale invece il combustibile è costituito da una miscela omogenea di materiale fissile e fertile.

Invece, in una disposizione di tipo "heterogeneous" gli elementi di combustibile contenenti materiale fertile sono introdotti nella zona centrale del nocciolo, secondo anelli concentrici. Questa scelta ha il vantaggio di assicurare un **Rapporto di Conversione (CR)** elevato ma al contempo richiede un maggior quantitativo di materiale fissile caricato.

3.4 Il ciclo del combustibile nucleare

Ogni materiale combustibile, convenzionale o nucleare che sia, è soggetto non solo al bruciamento ma anche ad una serie di trasformazioni ed operazioni preliminari e successive al bruciamento stesso. L'insieme di tutti questi processi prende il nome di **ciclo del combustibile** (fig.3.4.1).

Preliminari sono ovviamente le operazioni minerarie, segue tutta una serie piuttosto lunga e complessa di vari processi di purificazione, aventi in primo luogo l'obiettivo di eliminare gli elementi nocivi all'*economia neutronica*.

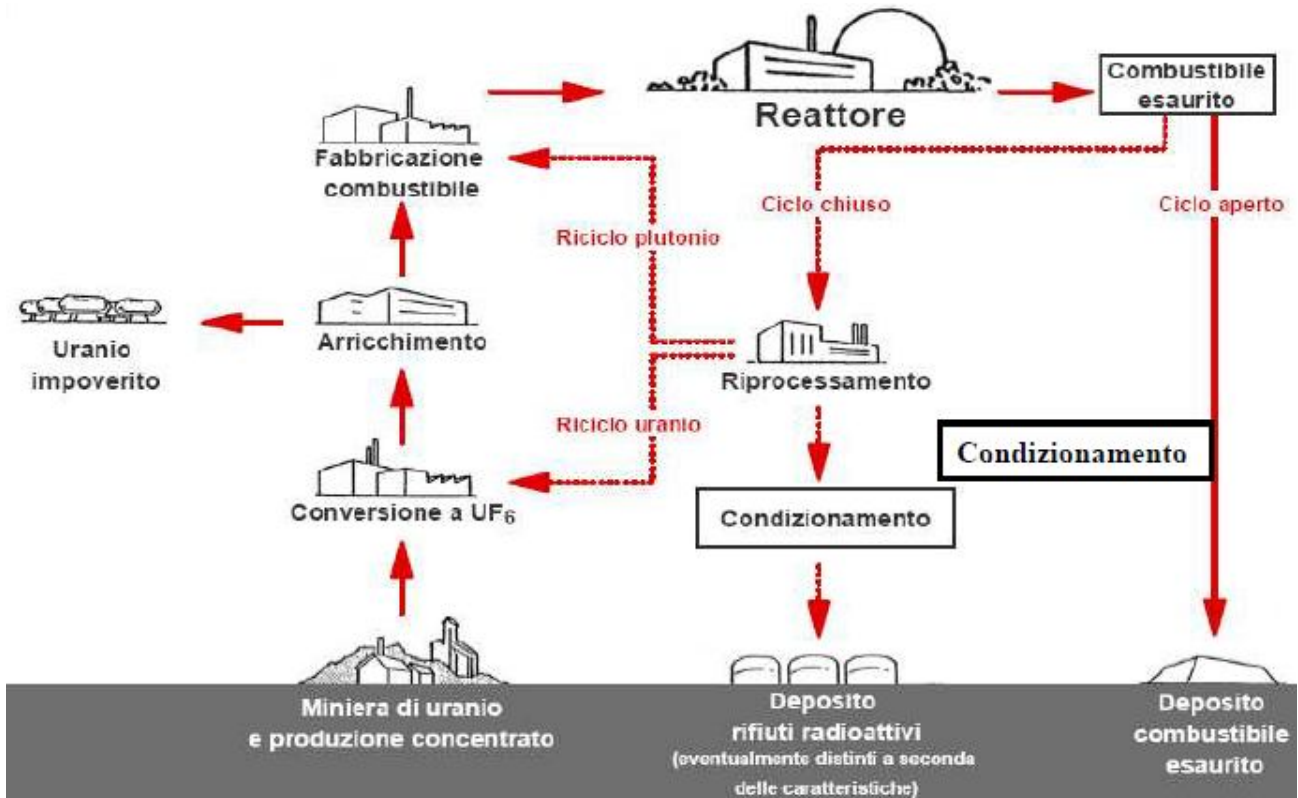


Figura 3.4.1 – Ciclo del combustibile.

Le operazioni effettuate in questa prima parte del ciclo del combustibile sono prevalentemente di tipo chimico e conducono alla produzione dell'esafluoruro di uranio (UF₆).

Il successivo processo è l'arricchimento, effettuato attraverso l'uso di impianti per la diffusione o separazione isotopica. L'esafluoruro arricchito (tipicamente, dal 3 al 4.5% in U²³⁵) può essere quindi convertito in polvere di UO₂, che sinterizzata in pellets, andrà a costituire l'elemento di combustibile vero e proprio.

Segue il bruciamento nei reattori termici, lo *stoccaggio temporaneo* nelle piscine di decadimento e, infine, o lo *stoccaggio definitivo* in siti di opportune caratteristiche geologiche (ciclo aperto), oppure il **riprocessamento**, ovvero la separazione chimica dell'uranio rimasto (²³⁵U) o dell'²³³U formatosi dalla fertilizzazione del ²³²Th.

Dunque, questa parte "**recuperata**" dell'uranio viene re immessa nel ciclo esattamente nello stesso punto in cui entra l'uranio "*fresco*", proveniente direttamente dalla miniera.

Questo procedimento è dovuto al fatto che allo scarico il combustibile detto "*esaurito*" non è in effetti tale nel senso letterale del termine: accanto all' ²³³U o all'²³⁵U (che già durante la permanenza nel reattore hanno contribuito in media per oltre il 30 % alla produzione di energia per fissione), il combustibile scaricato presenta ancora un arricchimento di circa l'1 % in ²³⁵U che può pertanto essere convenientemente recuperato.

Il seguente ciclo descritto prende il nome di "**ciclo chiuso del combustibile**".

La via del *riprocessamento* associata all'impiego del torio perseguita da alcuni stati tra cui l'India, presenta vari vantaggi e opportunità tra cui :

- il conseguimento dell'auto sostentamento del ciclo o "*self-sustaining thorium cycle*" (**SSTC**)
- il permettere un più razionale sfruttamento del combustibile, consentendo non solo di recuperare l'²³⁵U (visti i costi e la complessità del processo di arricchimento nonché il fatto che rappresenta lo 0.7% di tutto l'uranio esistente, ogni spreco, tanto più in un'ottica globale, è sicuramente da evitare) ma anche l'²³³U o il ²³⁹Pu formatosi, rappresentando così una risorsa integrativa importantissima.
- la possibilità di ridurre considerevolmente i volumi dei prodotti ad alta attività da stoccare nel lungo termine, cioè i prodotti di fissione e attinidi minori.
- la lotta alla proliferazione, poiché, durante l'irraggiamento del combustibile recuperato, si vengono a creare isotopi del plutonio ad alto numero di massa nonché altri attinidi che rendono le caratteristiche del materiale non compatibili con una classificazione del tipo *weapons-grade*.

Si è visto per esempio che già il riciclo del solo plutonio in un FBR comporta la riduzione della radiotossicità di un fattore da 3 a 10; il bruciamento di tutti i TRU porterebbe tale fattore a circa 100, ma è praticamente una certezza il fatto che siano necessari per questo scopo passaggi multipli ovvero un "*multi-recycling*".

Il tempo attualmente previsto per il conseguimento dell'auto sostentamento del ciclo del combustibile al torio o "*self-sustaining thorium cycle*" (**SSTC**) è di 7-8 anni :

- 4 anni per il tempo di permanenza del combustibile nel reattore.
- 2 anni per il raffreddamento nelle piscine di decadimento.
- 1 anno per il ritrattamento.
- 1 anno per la rifabbricazione.

E' evidente che, per chiudere realmente il ciclo e per sfruttare al massimo le potenzialità del combustibile nucleare disponibile in natura ed i combustibili innovativi futuri sono necessari non solo reattori termici con elevati "*burn up*" ma, "*simbioticamente*" con essi, anche reattori veloci.

CAPITOLO 4

I principali piani di sviluppo del nucleare extraeuropei

4.1 CINA: un futuro verso il nucleare

Il consumo, e quindi la produzione, di energia elettrica in Cina sono in continuo aumento. Dal 2001 al 2007 il tasso di crescita della produzione di energia elettrica è stato del 14% annuo (fig.4.1.1), prevalentemente sfruttando il carbone e con **rilevanti impatti** sull'inquinamento atmosferico.

La Cina che reciterà un ruolo sempre più crescente all'interno dello scenario energetico del futuro, ha superato di recente gli USA come maggiore produttore di emissioni di anidride carbonica⁴⁰ e avrà un peso sempre più crescente nello scenario energetico del futuro.

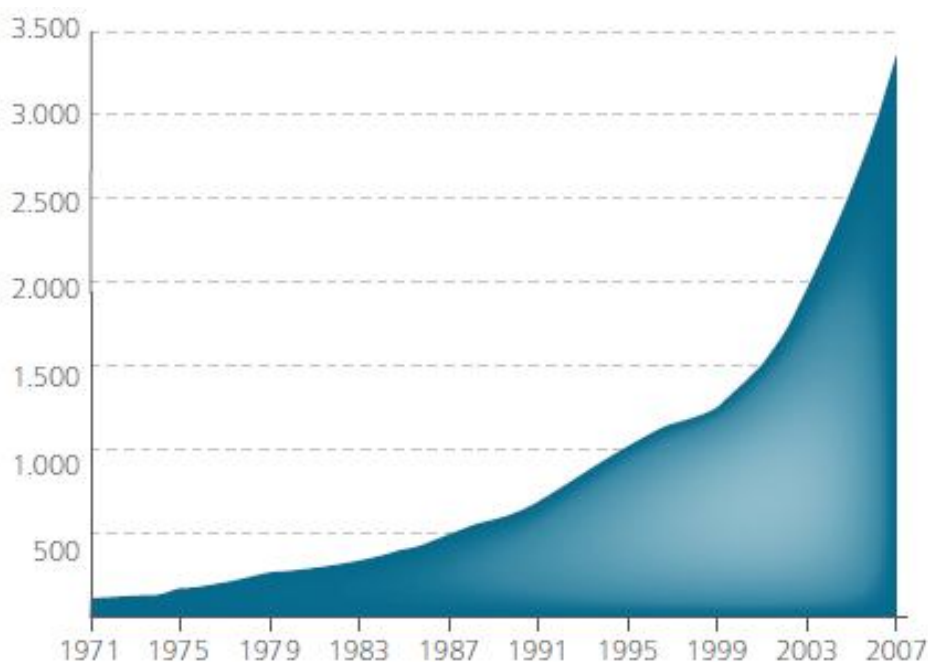


Figura 4.1.1 – Evoluzione della produzione di energia elettrica in Cina (valori in TWh)⁴¹.

La Maggior parte dell'elettricità prodotta nel paese (circa l'81%) è ricavata tramite combustibili fossili, gas naturale (circa 14,8%) e dall'energia idroelettrica (circa il 0.9%).

L'utilizzo di energia proveniente dal carbone pone anche forti problemi logistici di trasporto: le miniere sono concentrate nel nord e nord-ovest della Cina e il trasporto del carbone occupa metà della capacità nazionale del sistema ferroviario.

Il nucleare può essere considerata una fonte sostitutiva alla produzione elettrica da carbone e per questo motivo, il governo cinese ha attribuito al nucleare stesso (oggi la produzione è di circa 66 miliardi di kWh pari al 2% circa della generazione elettrica nazionale) un ruolo rilevante nel futuro, soprattutto nelle aree costiere lontane dalle miniere, dove l'economia si sta sviluppando velocemente.

⁴⁰ La U.S. *Energy Information Administration* stima che l'incidenza della Cina sul totale delle emissioni di anidride carbonica crescerà di 2,7% l'anno fino al 2030, arrivando a produrre il 52% dell'anidride carbonica mondiale.

⁴¹ Fonte: rielaborazioni The European House-Ambrosetti su dati *International Energy Agency*, 2010.

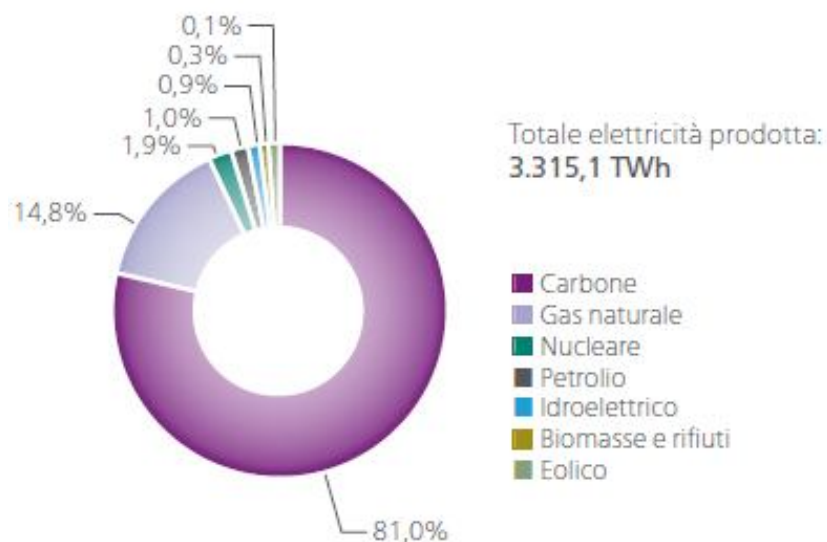


Figura 4.1.2 – Mix di generazione elettrica per fonte in Cina, 2007 ⁴²

In Cina l'installazione di centrali nucleari è iniziata negli anni Settanta, e recentemente ha visto una spinta notevole sull'onda dei progetti del governo che prevede un **aumento dell'impegno nel nucleare**.

Attualmente ci sono 13 reattori nucleari in funzione, i quali producono 10 GW, a inizio 2008 era stato pianificato un programma nucleare che portasse alla costruzione di centrali per conseguire l'installazione di 40 GW di potenza entro il 2020 (più 18 GW già in costruzione), stima poi rivista a 50 GW dallo *State Energy Bureau* e incrementata successivamente nel giugno del 2009 dal consiglio di stato fino a **80 GW di potenza installata al 2020**, 200 GW al 2030 e **300 GW al 2050**.

Attualmente in Cina, sono in costruzione **24 reattori** ed entro il 2030 *la quota globale della Cina per capacità nucleare sarà equivalente a quella attuale della Francia*.

Il programma nucleare cinese è tra i più ampi e ambiziosi al mondo, tutta l'industria nucleare mondiale guarda la Cina come principale mercato del futuro.

I punti-chiave della strategia cinese per l'espansione nucleare sono:

- scelta del PWR come tecnologia di riferimento, con apertura anche ad altre **Tecnologie innovative di IV Generazione**;
- estrazioni e fabbricazione propria del combustibile nucleare;
- combustibile nucleare arricchito localmente;
- massimizzazione della costruzione e dell'equipaggiamento con tecnologie nazionali della centrale con autonomia locale nella progettazione e nel *project management*;
- incoraggiamento alle collaborazioni internazionali.

Sebbene la tecnologia base per i reattori futuri ufficialmente non sia stata individuata, esistono tre tipi predominanti di tipologie di centrale: CPR-1000, AP-1000 ed EPR. Riguardo a quest'ultima tipologia, sono in costruzione due unità a Taishan, un sito predisposto per ospitare quattro reattori. In aggiunta a queste tecnologie, il governo prevede lo sviluppo di **reattori veloci** e ad alta temperatura raffreddati a gas⁴³.

⁴² Fonte: rielaborazioni The European House-Ambrosetti su dati *International Energy Agency*, 2010.

⁴³ Il *China Daily* ha recentemente annunciato (luglio 2010) il successo di un esperimento cinese su un reattore nucleare di quarta generazione. secondo il quotidiano con questa nuova tecnologia, le riserve di uranio cinesi, saranno capaci di fornire energia per oltre 1.000 anni, mentre ora potranno soddisfare i bisogni per un solo secolo.

4.2 INDIA: il nucleare autoctono

L'India possiede circa un sesto della popolazione mondiale e sta sperimentando una fase di continua crescita della domanda di energia elettrica, con un ritmo di incremento della domanda *pro-capite* di circa il 6,3% annuo. Oggi, il carbone con una quota del 68,4% è la prima fonte per contributo al *mix* di generazione elettrica, mentre il nucleare copre una quota pari al 2% circa (fig.4.2.1).

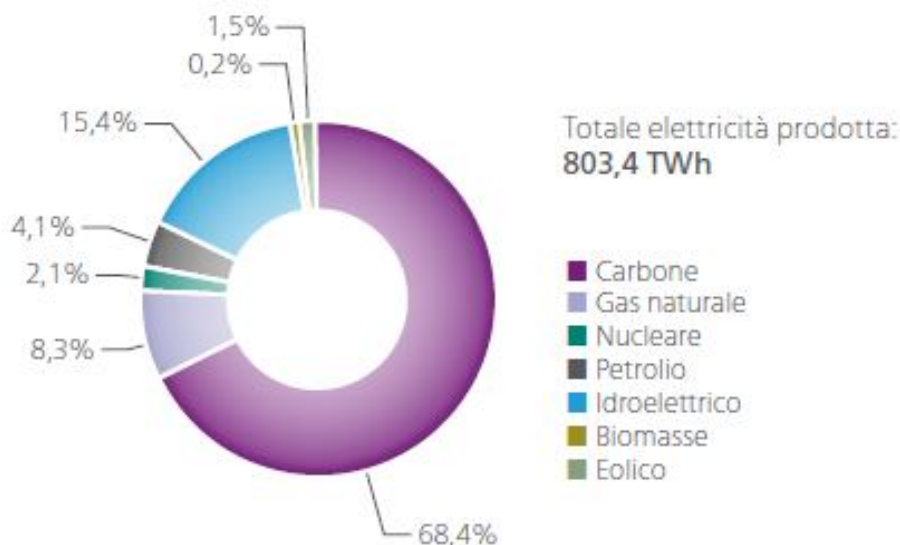


Figura 4.2.1 – Mix di generazione elettrica per fonte in India, 2007⁴⁴.

L'India è fuori dal trattato di non proliferazione nucleare⁴⁵ (TNP) a causa del possesso di armi nucleari e, per tale ragione, è stata esclusa dal commercio di tecnologie e combustibile nucleare dal 1970 fino al 2007⁴⁶. Questo isolamento ha costretto l'India a seguire una strategia nucleare diretta verso l'autonomia dell'intero ciclo, favorendo così la nascita e il consolidamento di una **industria nucleare autoctona** e di una **filiera locale completa di tutte le componenti**.

Attualmente in India sono in funzione **20 reattori** (18 dei quali sono "Pressurized Heavy Water Reactor" PHWR), con una potenza totale installata di 4780 MW.

Il programma nucleare indiano (the "Indian Nuclear Power Programme" INPP) sviluppato dal Dr. Homi Jehangir Bhabha, mira in modo sostenibile a soddisfare il fabbisogno energetico del paese, raggiungendo una potenza nucleare installata pari a 20GW entro il 2020⁴⁷.

Si tratta di un programma sequenziale a **tre fasi** basato su un **ciclo del combustibile chiuso**⁴⁸ (di cui si è parlato al capitolo 3.), in cui vengono rielaborati i prodotti *fissili* e *fertili* del combustibile "esaurito" della prima fase per produrre il combustibile necessario per le fasi successive.

⁴⁴ Fonte: rielaborazioni The European House-Ambrosetti su dati *International Energy Agency*, 2010.

⁴⁵ Il trattato di Non proliferazione nucleare (TNP) è un trattato internazionale sulle armi nucleari che si basa su tre principi: disarmo, non proliferazione e uso pacifico del nucleare. Il trattato entrò in vigore il 5 marzo 1970 e proibisce agli stati firmatari "non-nucleari" (ovvero che non possiedono armi nucleari) di procurarsi tali armamenti e agli stati "nucleari" di fornire loro tecnologie nucleari belliche. Inoltre, il trasferimento di tecnologie nucleari per scopi pacifici (ad esempio, per la produzione elettrica) deve avvenire sotto il controllo della AIEA (agenzia internazionale per l'energia atomica). Attualmente, gli stati firmatari sono 189. Gli stati "nucleari" che non vi aderiscono sono: Israele, Pakistan, **India** e Corea del Nord.

⁴⁶ Nel dicembre del 2006, il congresso degli stati Uniti ha fatto passare una legge che autorizzava il commercio nucleare con l'India. Nel 2007, è stato finalizzato un accordo di cooperazione nucleare che ha riaperto all'India i mercati di combustibili e tecnologie. L'India, da parte sua, si è impegnata a porre la maggior parte dei suoi impianti sotto il controllo dell'IAEA.

⁴⁷ IEA-Electricity/Heat in India in 2007

⁴⁸ Sinha R.K. and Kakodkar A., *Nucl. Engg. Des.* **236** (2006) 683.

Il plutonio inoltre potrà essere ritrattato nei **reattori veloci** della seconda fase e l' ^{233}U (prodotto dalla fertilizzazione del ^{232}Th) nei reattori della terza fase.

Lo sviluppo e la crescita dell'**INPP** dipende allora dalla prolungata disponibilità nel tempo di materiali e dalle evoluzioni tecnologie *per il "front end" e "back end" del fuel cycle*.

Il *"front end fuel cycle"* comprende operazioni di:

- estrazione mineraria dell'uranio e del **torio**;
- fabbricazione del combustibile;
- produzione di acqua pesante,
- progettazione e costruzione dei reattori.

mentre il *"back end fuel cycle"* riguarda le operazioni di:

- riprocessamento;
- gestione delle scorie;
- stoccaggio del combustibile.

La tecnologia dei reattori inoltre è stata sviluppata internamente, in modo tale da poter sfruttare le **vaste riserve di torio presenti** nel Paese.

In questo modo verrà sfruttato solo l'**1%** della preziosa risorsa uranio a disposizione, moltiplicando tramite appunto l'impiego del torio e del plutonio, il potenziale energetico del combustibile con conseguente riduzione della quantità di rifiuti prodotti.

Durante la **prima fase** iniziata proprio con la realizzazione dei *"Pressurized Heavy Water Reactors"* (PHWRs), le cui barre di combustibile composte da uranio naturale (^{235}U) e ossidi di torio (ThO_2), offrono una eccellente *economia neutronica* fondamentale sia per un ottimale sfruttamento del combustibile che per la conversione del plutonio (^{239}Pu).

L'acqua pesante utilizzata come moderatore e refrigerante in questi reattori è uno dei *"key input"* per la seguente fase. Il grande successo è dovuto proprio all'elevata qualità del prodotto ad un costo ragionevolmente basso⁴⁹. Il mandato di sviluppare questa tecnologia (progettazione, costruzione, gestione e manutenzione) con l'obiettivo di renderla sempre più competitiva e rispettosa dell'ambiente, spetta alla *"Heavy Water Board"* (HWB).

La **seconda fase** del programma nucleare per la generazione di energia mira alla realizzazione dei reattori veloci *"Fast Breeder Reactors"*. Questi reattori come è ben noto hanno il vantaggio di produrre più combustibile di quanto ne consumino.

In questa fase è previsto l'utilizzo del combustibile in una configurazione *"heterogeneous"*, dove la parte centrale del nocciolo *"seed"* è realizzata tramite ossidi misti ($^{238}\text{UO}_2$ e $^{239}\text{PuO}_2$) provenienti dal recupero e il riprocessamento del carburante *"esausto"* della prima fase mentre, il mantello *"blanket"* sarà composto da torio.

L' ^{233}U prodotto nei FBRs rappresenterà il combustibile principe della terza fase del programma nucleare in questione.

L'India ha costruito un piccolo **Fast Breeding Reactor (FBR)** e attualmente ne sta realizzando un prototipo più grande (**PFBR**) da 500 MW a Kalpakkam.

Con la **terza fase** del programma, l'obiettivo finale è quello di conseguire l'auto sostentamento del ciclo al torio e della potenza di base raggiunta, tramite la realizzazione di un reattore innovativo chiamato **Advanced Heavy Water Reactor (AHWR)** da 300 MW, (920 MWt)⁵⁰ moderato ad acqua

⁴⁹ Fonte: A.L.N. Rao, "Technology Breakthrough by Heavy Water Board in Material Support to Indian Nuclear Power Programme" , Energy Procedia 7, 2011, pag.177-185.

⁵⁰ K. Anantharaman., V. Shivakumar, R.K. Sinha, Design and Fabrication of AHWR Fuels, *International Conference on Characterization and Quality Control of Nuclear Fuels (CQCNF2002)*, Hyderabad, India, December 2002.

pesante (fig.4.2.3). Il seguente reattore è stato progettato e sviluppato *ad hoc*, per poter realizzare su vasta scala e tramite l'uso del torio la produzione di energia nucleare.

Un esempio di combustibile riportato in fig.4.2.2 (realizzato su due anelli concentrici), vedrà nell'anello centrale ^{233}U ottenuto tramite il riprocessamento del combustibile "esaurito" proveniente questa volta dalle due fasi precedenti e il materiale fertile sarà ancora il ^{232}Th . Mentre l'anello esterno sarà caratterizzato dall'aver un mix di plutonio e torio. Il "burn up" medio che si vuole ottenere con questa configurazione è di circa 24 GWd/t.

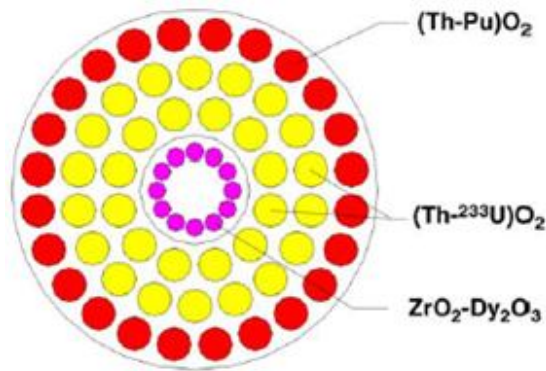


Figura 4.2.2 – Configurazione del combustibile all'interno del Reattore AHWR

Se l'avvio della seconda e terza fase si terrà in futuro, attualmente vi è la necessità tempestiva di sviluppare tecnologie specifiche per il ciclo del combustibile al Torio. L'Advanced Heavy Water Reactor (AHWR) è stato progettato proprio per soddisfare questa esigenza e gli obiettivi che si vogliono conseguire sono :

1. Massimizzare l'Energia da "bruciare" proveniente dall' ^{233}U .
2. Ottenere più di 20.000 MWd/t dal combustibile bruciato.
3. Ridurre al minimo per quanto possibile, le scorte di plutonio iniziali.
4. Ridurre al minimo il consumo di plutonio per una data produzione di energia.
5. Raggiungere l'auto sostentamento di ^{233}U .
6. Fornire una potenza termica di 920MW al liquido refrigerante.

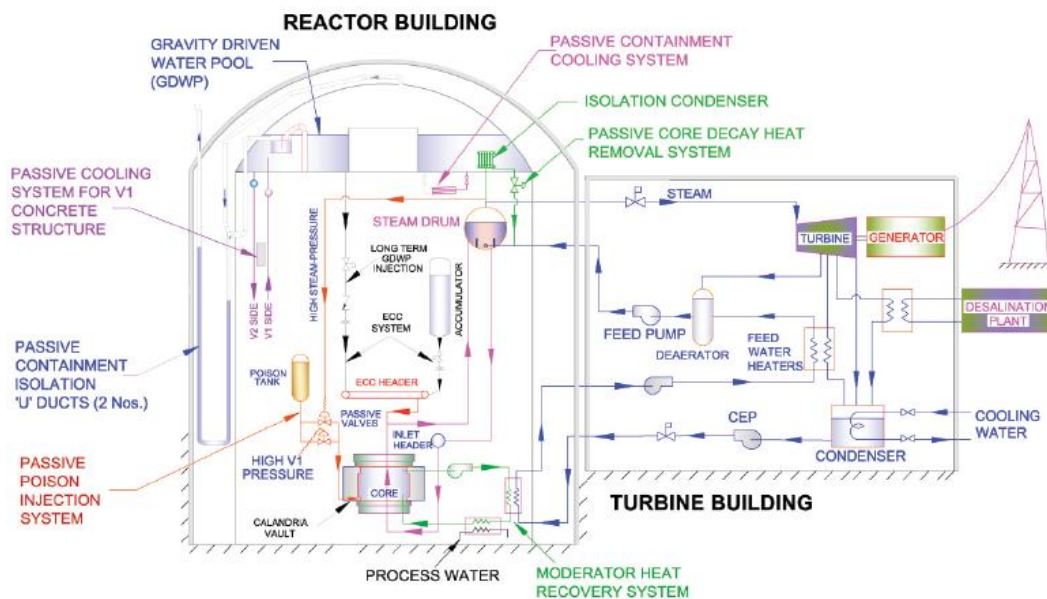


Figura 4.2.3 – Schema di funzionamento della centrale AHWR ⁵¹.

⁵¹ Ratan Kumar Sinha, "Advanced Nuclear Reactor Systems – An Indian Perspective", Energy Procedia 7 (2011,) pag.34–50.

CONCLUSIONI

Dato il continuo aumento della popolazione terrestre, il mondo nel 2050 avrà circa 9 milioni di abitanti con un conseguente incremento della domanda di energia.

Per sostenere la crescita globale occorrerà allora sempre più energia ed essa rappresenterà uno dei fattori di massima competizione tra le diverse Nazioni.

Per conseguire ciò occorrerà quindi una transizione verso sistemi energetici meno basati sulle fonti fossili.

Il nucleare e le *generazioni* future potranno rappresentare una fonte integrativa capace di garantire la sicurezza ambientale ed energetica, infatti sempre più Paesi nel corso degli anni l'hanno adottata o la stanno scegliendo.

Nei consumi elettrici di un Paese, il *mix* con il nucleare genera minori emissioni di CO₂ ed è anche meno costoso degli altri *mix* possibili.

A partire dal 1966 il parco reattori mondiale contava 52 centrali in funzione (con una capacità complessiva installata di 6 GW), in poco meno di 45 anni sia il numero dei reattori in funzione che la capacità mondiale installata hanno subito una eccezionale accelerazione raggiungendo quota 438 reattori, per una capacità complessiva installata di circa 372 GW.

A conferma della prosecuzione del percorso di crescita registrato a livello mondiale, le proiezioni della WNA⁵² stimano che nel 2030 ci saranno in funzione nel mondo circa 899 reattori nucleari per una capacità installata di circa 848 GW.

Spesso le centrali nucleari, vengono classificate secondo la loro *"generazione"*, ovvero in base al momento storico e alla fase tecnologica in cui sono state costruite, ma anche in base alle caratteristiche che presenta il combustibile impiegato, il moderatore adottato e il refrigerante prescelto.

Il lavoro di tesi è stato concentrato, sull'analisi degli aspetti vantaggiosi che un combustibile composto da materiale *fissile e fertile* ovvero, a base di *torio-uranio* potrebbe introdurre se applicato nei *reattori autofertilizzanti veloci di IV generazione*.

Generalmente nelle centrali nucleari si utilizza l'uranio naturale (²³⁵U), tale risorsa si traduce in una disponibilità di energia per circa 75-100 anni con il consumo ed i reattori attuali (60'000 tonnellate/anno).

Poiché quindi nel lungo periodo si potrebbe verificare il problema dell'esaurimento di tale risorsa, ecco che sta prendendo piede la sperimentazione di nuovi cicli di combustibili e carburanti a base di *torio (Th)*.

La sua concentrazione media, sulla crosta terrestre è circa tre - quattro volte maggiore di quella dell'uranio.

Il torio, che in natura si trova come isotopo ²³²Th, nonostante sia un materiale fertile è capace di generare materiale fissile ²³³U.

L'²³³U non è presente in natura, ma per diversi aspetti può rappresentare l'elemento fissile che alimenta e sostiene effettivamente una reazione di fissione. Sia in una sua applicazione con spettro termico che in una a spettro veloce, questo isotopo ha il vantaggio di generare un numero di neutroni da fissione più elevato dell'²³⁵U.

Per i programmi di energia nucleare a lungo termine come quelli di Cina e India, carburanti e cicli di combustibili al torio impiegati nei reattori veloci possono assumere un ruolo rilevante poiché ne possiedono grandi giacimenti a discapito di riserve di uranio limitate.

Le ragioni di tale interesse sono quindi dovute alla miglior *"economia neutronica"* e al *processo di fertilizzazione* che il torio presenta in questi reattori veloci rispetto alle altre tipologie di reattori.

⁵² WNA - Nuclear Century Outlook, 2010. per completezza di analisi, si segnala che altri studi internazionali, pur riportando proiezioni di crescita più contenute, confermano un *trend* di rilevante aumento della capacità installata rispetto alla situazione attuale.

Si è constatato che l'eccesso neutronico, può essere appunto impiegato per il processo di fertilizzazione del combustibile fertile, con conseguente produzione di nuovo combustibile fissile o per processi di trasmutazione (o bruciamento) come nel caso degli attinidi minori.

In un reattore veloce non solo più neutroni sono prodotti dalle fissioni dell'isotopo fissile, ma sono ulteriormente meglio "moltiplicati" dalle fissioni veloci che avvengono.

Questi reattori hanno pertanto la possibilità di convertire grandi quantità di materiale fertile in fissile, producendo al contempo energia.

Mentre nei reattori di diversa filiera, ossia termici si utilizza circa l'1% dell'uranio estratto, nei reattori veloci tale utilizzazione potrebbe raggiungere valori ragionevolmente compresi tra il 50 ed il 60%. L'impiego di reattori veloci, consente pertanto una utilizzazione decisamente migliore dell'uranio presente in natura .

In un ipotetico scenario di riduzione dei giacimenti di uranio sfruttabili a costi contenuti, valutando la disponibilità e i benefici legati allo sfruttamento del torio nei reattori veloci, questi possono trovare la loro applicazione, solo nel caso che vadano a produrre nuovo combustibile ad un tasso tale da poter soddisfare le crescenti richieste energetiche a costi competitivi.

Il principale indice economico per il ciclo al torio nei reattori veloci è perciò il "*tempo di raddoppio*" del materiale fissile contenuto nel combustibile.

Grazie a questo indice si è potuto constatare che in determinate ipotesi, il materiale fissile prodotto da queste centrali sarebbe sufficiente per assicurare il pieno soddisfacimento della domanda di energia per un Paese. Senza comunque determinare una caduta d'interesse per i reattori termici.

Tramite invece processi di "*partitioning and trasmutation*" nei reattori veloci si può ridurre la radiotossicità del combustibile a vantaggio di una sensibile diminuzione delle misure e i costi per la gestione dei rifiuti nel lungo periodo.

Concludendo si può quindi assumere che il futuro dell'energia nucleare è più che positivo: «**nel suo complesso, sembra effettivamente esserci un rinascimento**».

Bibliografia

- Adamantiades A. e Kessides I., *"Nuclear power for sustainable development: Current status and future prospects"*, Energy Policy, Vol. 37, Issue 12, 2009 pp. 5140-5148.
- A.L.N. Rao, *"Technology Breakthrough by Heavy Water Board in Material Support to Indian Nuclear Power Programme"*, Energy Procedia 7, 2011, pag.177-185.
- Anantharaman K., Shivakumar V., Sinha R.K., *"Design and Fabrication of AHWR Fuels"*, International Conference on Characterization and Quality Control of Nuclear Fuels (CQCNF2002), Hyderabad, India, December, 2002.
- Bisiacca A., *"Cercando di decifrare il libro dei sogni (o degli incubi) dei faraonici programmi nucleari"*, Firenze 2008.
- CIGI – Centre for International Governance Innovation, *"The future of nuclear energy to 2030 and its implications for safety, security and non-proliferation"*, 2010.
- Clerici A., *"Energia, numeri alla mano"*, in "Formiche", n. 48, maggio 2010.
- Congressional Research Service, *"Managing the Nuclear Fuel Cycle: Policy Implications of Expanding Global Access to Nuclear Power"*, a cura di Nikitin M.B., Andrews A., Holt M., CRS Report for Congress, 3 marzo 2010.
- Correljé A. e Van der Linde C., *"Energy supply security and geopolitics: A European perspective"*, in "Energy Policy", n. 34, 2006, pp. 532-543.
- DOE - U.S. Department Of Energy, *DOE NP2010 – "Nuclear power plant construction infrastructure assessment"*, Washington D.C., 2005.
- ENEA, *"Enea e la ricerca sul nucleare"*, aprile 2008.
- ENEA, *"Nucleare da fissione, stato e prospettive"*, in "Focus Sviluppo Sostenibile", 2008.
- ENEA, *"Ciclo del combustibile nucleare e rifiuti radioattivi"*, (a cura di Troiani F.), in "Energia, Ambiente e Innovazione" n. 6/2009.
- ENEA, *"Metodologia della Sicurezza Nucleare"*, (a cura di Avino P., Quercia P. e Quartieri G.), in "Energia, Ambiente e Innovazione", n. 6/2009.
- ENEA, *"Rapporto Energia e Ambiente 2008. Analisi e Scenari"*, settembre 2009.
- ERSE, *"Studio delle problematiche modellistiche per la simulazione di un nocciolo veloce"*, (E. Corsetti, F. Polidoro; G. Vimercati), febbraio 2010.
- IEA - International Energy Agency, *"World Energy Outlook 2009"*, Parigi, 2010.
- IAEA - International Atomic Energy Agency, *"Annual Report 2008"*, Vienna, 2009.
- IAEA - International Atomic Energy Agency, *"Thorium fuel cycle – Potential benefits and challenges"*, Vienna, May 2005.
- INREC10 - Proceeding of the 1st International Nuclear and Renewable Energy Conference, Amman, Jordan, *"FISSILE AND FUSIBLE BREEDING IN THE THORIUM FUSION FISSION HYBRID"*, March 21-24, 2010.
- Jagannathan V., Usha Pal, *"Towards an intrinsically safe and economic thorium breeder reactor"*, in Energy Conversion and Management 47 (2006), pag.2781-2793.
- MIT Energy Initiative, *"Update of the MIT 2003 - Future of Nuclear Power"*, (a cura di Deutch J.M., Forsberg C.W., Kadak A.C., Kazimi M.S., Moniz E.J. e Parsons J.E.), 2009.

Sümer Şahin, Hacı Mehmet Şahin, Adnan Sözen, Mustafa Bayrak, "Power flattening and minor actinide burning in a thorium fusion breeder", *Energy Conversion and Management* 43 (2002), pag.799-815.

Sinha R.K., Kakodka A., "Design and development of the AHWR – the Indian thorium fuelled innovative nuclear reactor", in *Nuclear Engineering and Design* 236 (2006) 683-700.

SAFE – "Sostenibilità Ambientale Fonti Energetiche, Nucleare?", (a cura di Piglia A.), Fabiano Editore, 2010.

The European House-Ambrosetti – Enel, "Energia elettrica domani – Linee Guida per la politica delle fonti energetiche primarie come chiave per la competitività e la sicurezza dell'Italia e dell'Europa", settembre 2007.

World Nuclear Association, "The Economics of Nuclear Power", 2010.

Wilmer P., bertel E., "Nuclear Power: a competitive option?", *Journal of the British Nuclear Energy*, Londra, 39.1 febbraio 2000, pag. 43-47.

Yim M.-S., "Nuclear non-proliferation and the future expansion of nuclear power", in "Progress in Nuclear Energy", Vol. 48, n. 6, 2006, pp. 504-524.

Webgrafia

www.archivionucleare.com

www.aveva.com

www.ecolo.org

www.energy.gov

www.enea.it

www.enel.it

www.euratom.org

www.europa.eu

www.fi.infn.it

www.ga.com

www.iea.org

www.iaea.org

www.iter.org

www.nato.int

www.nea.org

www.nuclearnews.it

www.oecd.org

www.sogin.it

www.wise-paris.org

www.wikipedia.it

www.world-nuclear.org

www.world-nuclear.org/info/inf53.html

www.world-nuclear.org/info/inf62.html

www.world-nuclear.org/info/inf63.html

www.world-nuclear.org/info/inf80.html

www.zonanucleare.com