



Carlo Di Leo

## ABSTRACT

**N**uovi, più sicuri e più economici, i reattori nucleari attualmente esistenti, nonché quelli prossimi venturi, potrebbero non solo soddisfare molte delle future esigenze energetiche, ma anche combattere il riscaldamento globale. Infatti, la prospettiva di produrre energia nucleare in maniera sostenibile sta conoscendo un rilancio, grazie a progetti innovativi di reattori più sicuri e di soluzioni atte a minimizzare le scorie prodotte, che potrebbero dare una risposta convincente alle obiezioni spesso sollevate contro questa tecnologia energetica.

## Introduzione

Il recente aumento dei prezzi dell'energia elettrica, dovuti in buona parte al conflitto russo-ucraino, unitamente ad alcune considerazioni di carattere ecologico-ambientale, legate anche al pro-



# L'attuale situazione dell'energia nucleare ed i reattori di terza generazione

blema del surriscaldamento mondiale, ed ai conseguenti mutamenti climatici, ha di nuovo portato alla ribalta l'energia nucleare. Nonostante i timori del pubblico, motivati dagli incidenti di Chernobyl e Fukushima, l'industria mondiale ha imparato la lezione e nell'ultimo decennio ha raggiunto buoni livelli di sicurezza nel funzionamento: l'efficienza e l'affidabilità degli impianti nucleari sono salite a livelli senza precedenti. Ora, con il dibattito in corso sulla riduzione dei gas serra, per evitare il riscaldamento globale, molti sono disposti a riconoscere ai reattori nucleari il merito di produrre elettricità senza liberazio-

ne di biossido di carbonio, ossidi di azoto e composti dello zolfo. Inoltre, secondo le previsioni, la domanda mondiale di energia crescerà di circa il 50% nel 2030 e raddoppierà entro il 2050. A questo punto, i tempi sembrano maturi per riconsiderare il futuro dell'energia nucleare.

La ripresa della costruzione di grandi impianti, ripropone questioni cruciali, riguardanti il costo dell'energia, una maggiore sicurezza operativa, l'efficienza della gestione delle risorse e dello smaltimento delle scorie ed il rischio di proliferazione degli armamenti: tutti aspetti subordinati alla scelta del reattore.



**Uno dei metodi più usati per arricchire l'uranio è quello che si basa sulla differenza di peso degli isotopi**

Per tale ragione si stanno adottando nuove filosofie di progettazione. Per prima cosa occorre considerare una visione ampia del ciclo del combustibile nucleare, che comprenda tutte le fasi dall'estrazione del minerale alla gestione delle scorie e lo sviluppo delle infrastrutture necessarie a ciascuna di esse. Si deve poi valutare la sostenibilità ambientale dei sistemi, cercando di soddisfare le necessità energetiche attuali senza minacciare la qualità della vita delle future generazioni. L'enfasi posta sulla sostenibilità potrà portare alla produzione, oltre che di energia elettrica, di derivati come l'idrogeno, da utilizzare come combustibile per i trasporti.

Si presume che l'adozione su larga scala della tecnologia dell'energia nucleare, possa avere un vantaggio sostanziale rispetto alle altre fonti di energia, che già si trovano ad affrontare significativi problemi di adattamento alle necessità future. In risposta alle difficoltà nel raggiungimento della sostenibilità ambientale, di un grado sufficiente di sicurezza, e di competitività economica per l'energia nucleare, il Department of Energy degli Stati Uniti, iniziò nel 1999 il programma Generation IV.

Questo termine deriva dalla suddivisione degli impianti nucleari in quattro categorie:

1. I primi prototipi di reattori (Prima Generazione);
2. Gli attuali impianti di potenza a grande stazione centrale (Seconda Generazione);
3. I reattori avanzati ad acqua naturale ed altri sistemi con caratteristiche di sicurezza intrinseca progettati e costruiti in anni recenti (Terza Generazione);
4. I sistemi della prossima generazione da progettare e costruire entro 20 anni (Quarta Generazione).

Negli ultimi decenni, la produzione di energia da fonte nucleare ha continuato ad aumentare più rapidamente (25%) di quanto siano cresciuti il numero e la potenza complessiva degli impianti in esercizio. Ciò è dovuto all'aumento dell'ef-

ficienza complessiva degli impianti ed al prolungamento della vita utile di molti degli impianti in esercizio che, progettati inizialmente per funzionare 30 anni, hanno successivamente esteso la vita operativa a 50-60 anni.

Un indicatore dell'efficienza di funzionamento degli impianti nucleari è in cosiddetto fattore di carico, definito come il rapporto fra l'energia elettrica prodotta in un anno, e l'energia teoricamente producibile nel medesimo impianto nell'ipotesi di funzionamento continuo a piena potenza. Grazie ad accorgimenti di tipo impiantistico e gestionale (allungamento dei cicli di irraggiamento, diminuzione del numero di fermate per manutenzione programmata, diminuzione della durata delle fermate) il fattore di carico medio degli impianti nucleari, è passato dal 53% (media mondiale) nel 1970 all'85% nel 2006. Circa un terzo dei reattori in funzione nel mondo presenta oggi fattori di carico superiori al 90%, mentre i restanti due terzi hanno comunque fattori di carico superiori al 75%. Nell'elenco che segue, sono riportate le principali tipologie di reattori a fissione oggi esistenti nel mondo:

- PWR, Pressurized Water Reactor, di progetto originariamente Westinghouse;
- VVER, Vodo-Vodyanoy Energeticheskoy Reactor di progetto russo, analoghi ai PWR.
- BWR, Boiling Water Reactor, di progetto originariamente General Electric.
- PHWR, Pressurized Heavy Water Reactor, di tipo canadese (CANDU).
- AGR, Advanced Gas Reactor, ad anidride carbonica e grafite, di progetto inglese.
- MAGNOX, Reattori di prima generazione, a gas grafite tipo inglese, come il reattore della centrale di Latina.
- RBMK, Reactor Bolshoy Moshchnosty Kanalny, di progetto russo, inizialmente concepiti per la produzione di elettricità e di plutonio per impieghi militari.

- FBR, Fast Breeder Reactor, reattori veloci refrigerati a sodio progettati da americani, russi, francesi inglesi, giapponesi ed altri.
- HTR, High Temperature Reactor, a gas e grafite per produzione di elettricità e calore industriale.

In *figura 1* è riportata una tipica reazione a catena, che sta alla base del funzionamento di un impianto nucleare a fissione. La reazione illustrata in questo disegno si traduce in una formula nel modo seguente:



dove  $n$  sta per neutrone,  $Ba^{141}$  è l'isotopo 141 del bario e  $Kr^{92}$  è l'isotopo 92 del kripton. Il processo di fissione dell'uranio 235 libera più neutroni (in media 2,5) di quanti ne servano per attivarlo. Perciò se i neutroni liberati sono assorbiti da altri nuclei di uranio 235, si può attivare una serie di eventi di fissione che si autosostiene. Questo processo è detto reazione a catena.

All'aumento della prestazione complessiva del parco nucleare installato nel mondo sta contribuendo sempre più l'allungamento della vita di esercizio degli impianti. Delle tre componenti del costo del kWh nucleare (capitale investito, costi di esercizio e manutenzione, costo del combustibile), quella di gran lunga prevalente è il costo del capitale (70%), mentre il costo del combustibile (15%) è molto minore e paragonabile a quello di esercizio e manutenzione (15%). In pratica, trascorso il periodo di ammortamento dell'impianto (20-30 anni) il costo del kWh si dimezza. Vi è quindi un grande interesse a prolungare la vita operativa dei reattori ben oltre i trent'anni inizialmente previsti nei progetti. In genere ciò è possibile attraverso la sostituzione di alcuni componenti, l'ammodernamento della strumentazione ed una verifica approfondita dello stato di conservazione dell'impianto.

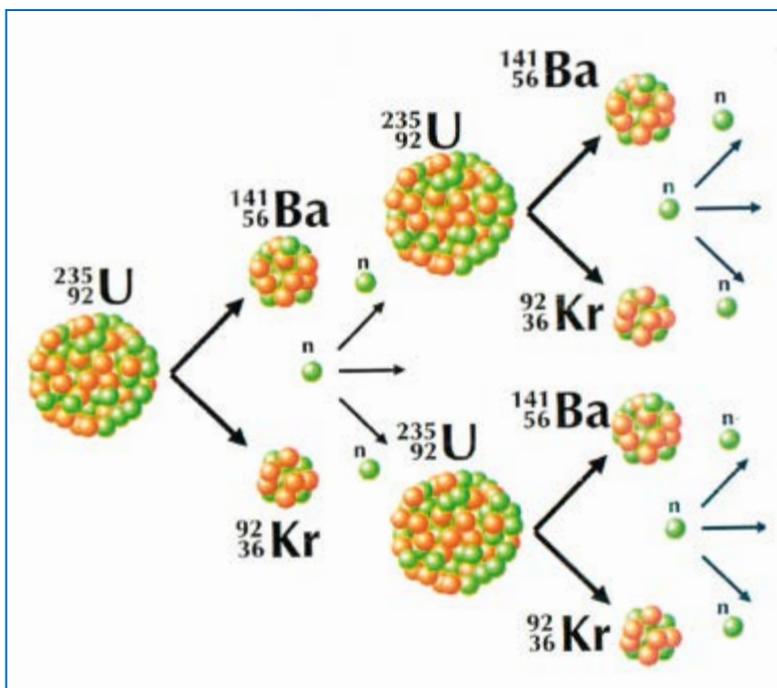


Figura 1 Una tipica reazione a catena

Negli Stati Uniti l'autorità di controllo nucleare (NRC, Nuclear Regulator Commission) ha finora concesso un prolungamento di 20 anni alla licenza di esercizio, ad oltre metà dei 104 reattori in funzione e sta esaminando analoghe richieste per i restanti reattori.

### Evoluzione dei progetti dei reattori a fissione.

Le generazioni dei reattori a fissione che si sono succedute a partire dalla fine degli anni Cinquanta del secolo scorso, sono sostanzialmente tre. I reattori più evoluti, come ad esempio gli APWR (Advanced Pressurized Water Reactor, avanzati ad acqua in pressione) o gli ABWR (avanzati ad acqua bollente) sono inseriti nella terza generazione.

Le attuali ricerche sulle centrali elettro-nucleari possono dividersi in due filoni, uno a breve e media scadenza riferito alla Generazione III e l'altro a lunga scadenza, che i tecnici chiamano di Quarta Generazione o di Generazione IV e che comprende tipologie che entreranno in esercizio



**I processo di fissione dell'uranio 235 libera più neutroni (in media 2,5) di quanti ne servono per attivarlo**



**La III  
Generazione  
di reattori,  
sviluppata tra  
la seconda  
metà degli  
anni Ottanta  
ed i primi  
anni Duemila,  
comprende  
quasi tutti i  
reattori oggi  
in costruzione  
nel mondo**

commerciale a partire dal 2030. In questo articolo si parlerà quasi esclusivamente di quelli di terza generazione; quelli di quarta saranno trattati in un lavoro ad hoc.

Alla I Generazione appartenevano i primi prototipi di reattore, costruiti tra gli anni Cinquanta e Sessanta, soprattutto per dimostrare la fattibilità scientifica e tecnologica di un impianto a fissione nucleare per la produzione di energia elettrica. Dai reattori refrigerati a sodio fuso a quelli a gas grafite, si basavano su design molto diversi tra loro, erano in generale poco efficienti e, nella maggior parte dei casi, ebbero una vita operativa breve.

La II Generazione comprende la maggior parte dei reattori costruiti a partire dagli anni Settanta. Molti di essi, pensati per funzionare una quarantina di anni, sono operativi ancora oggi. I design più diffusi sono quelli ad acqua in pressione e quelli ad acqua bollente.

Nei primi, l'acqua del circuito di raffreddamento primario è mantenuta liquida, grazie all'altissima pressione, ed è l'acqua del circuito secondario a trasformarsi in vapore e a far girare la turbina. Nei secondi, invece, l'acqua del circuito primario va in ebollizione ed il vapore va direttamente in turbina.

La III Generazione di reattori, sviluppata tra la seconda metà degli anni Ottanta ed i primi anni Duemila, comprende quasi tutti i reattori oggi in costruzione nel mondo. È molto simile alla seconda per quanto riguarda le tipologie di reattori ed i componenti di base, ma è dotata di sistemi di sicurezza all'avanguardia.

Si avvale infatti della cosiddetta sicurezza intrinseca e passiva che comporta l'attivazione automatica delle misure di emergenza quando i parametri di funzionamento del reattore escono dai parametri prestabiliti. Progettati per una vita operativa minima di 60 anni, per la maggior parte saranno in grado di operare per oltre un secolo.

Infine, la IV Generazione si propone di rendere il nucleare più flessibile e sostenibile attraverso un uso ottimale del materiale fissile e la massima riduzione delle scorie radioattive. Le ricerche puntano in genere all'abbandono dell'acqua come refrigerante in favore di fluidi che consentano di operare a temperature più alte, quindi con rendimenti più alti, e a pressioni più basse, con combustibile riciclato e con composizioni chimiche del combustibile più efficienti.

Come accennato poc'anzi, le attuali ricerche sulle centrali elettronucleari possono dividersi in due filoni, uno a breve e media scadenza, (Generation III) e l'altro (Generation IV) a lunga scadenza (a partire dal 2030). Nel primo filone si vuole valorizzare al massimo il prodotto dei reattori attuali, molti dei quali hanno già ultimato, o sono prossimi al farlo il periodo, per lo più ventennale, di ammortamento dei capitali impiegati per costruirli.

Un altro obiettivo è quello di produrre più energia per unità di massa di combustibile, il che presenta due benefici: ricariche del combustibile più dilatate nel tempo (si è passati da un anno ad un anno e mezzo e si conta di arrivare a due o più anni) con un aumento quindi del fattore di utilizzazione delle centrali e maggiore energia prodotta con un combustibile appena di poco più caro, poiché più arricchito in fissile (uranio 235 o plutonio). Si va affermando inoltre l'adozione del ciclo chiuso del combustibile con ritrattamento chimico di quello esaurito e recupero dell'uranio fissile non fissionato e del plutonio prodotto nell'irraggiamento. Si sono così introdotti i combustibili ad ossidi misti (Mox, Missile oxides) che vengono utilizzati sempre più nei reattori con l'obiettivo di passare dal corrente terzo di nocciolo impegnato alla metà e poi al nocciolo intero con una contemporanea crescita delle rese energetiche. Nel contempo si fa ricerca per meglio risolvere con il consen-

so dell'opinione pubblica, il problema dei rifiuti nucleari. Per i rifiuti occorre distinguere tra quelli a bassa e media radioattività (sostanzialmente i prodotti di fissione) e quelli altamente radioattivi, ed a lunghissima durata (centinaia di migliaia di anni). Quest'ultimi sono il plutonio, gli attinidi minori (americio, curio e nettunio) e pochi prodotti di fissione (come il Tc-99, l'I-129 ed il Cs-135).

I primi, dopo poche centinaia di anni sono quasi del tutto decaduti e quindi non più pericolosi. Per questo i loro depositi sono superficiali o sub-superficiali (a profondità di poche decine di metri) e si prevede di sorvegliarli per un periodo di 300 anni. I secondi, che hanno un volume totale 20 volte minore, potrebbero essere inseriti, solo dopo qualche decennio di necessario raffreddamento in depositi temporanei superficiali, in un deposito geologico profondo, localizzato in particolari formazioni (argille, sali, graniti) dove, per milioni di anni, l'acqua, l'unico agente che può portare i pericolosi radionuclidi verso la biosfera, non sia mai fluita.

Sono già state trovate soluzioni soddisfacenti per immobilizzare gli attinidi in matrici di vetro al borosilicato che possono resistere all'eventuale azione di lisciviazione dell'acqua per 10.000 anni e la ricerca si propone di risolvere il problema alla base, con un ritrattamento del combustibile usato che separi gli attinidi minori (il plutonio viene riciclato nei reattori come combustibile) per poi trasformarli in radionuclidi a vita molto più corta, mediante irraggiamento neutronico in reattori veloci o in reattori sotto-critici accoppiati ad acceleratori di protoni (ADS, Accelerator Driven System).

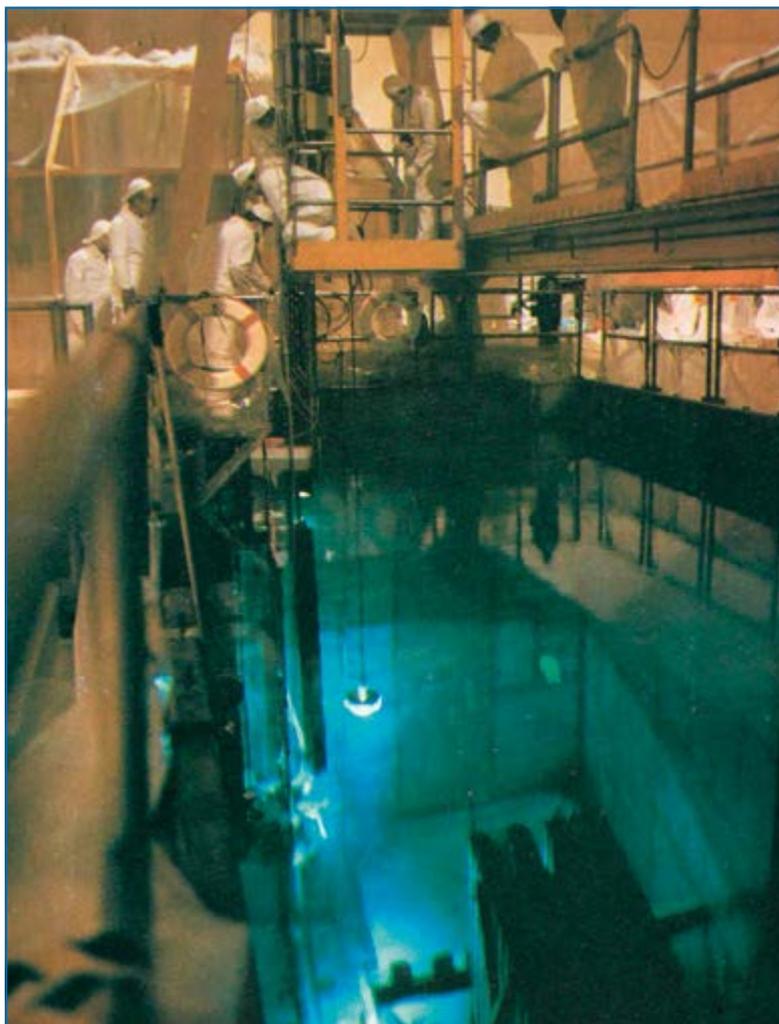
Quest'ultima operazione è chiamata trasmutazione per spallazione, ma richiederà ancora qualche decennio affinché possa essere realizzata ad un livello industriale e con costi convenienti. In *figura 2* è mostrato l'interno del reattore nucleare

dell'ENEL, installato nella centrale di Caorso (Piacenza) della potenza di 800 MW elettrici e oggi non più in attività.

A medio e lungo termine, la ricerca e sviluppo per i reattori a fissione è impostata sulla loro sostenibilità, vale a dire sul passaggio da reattori a specchio neutronico termico che estraggono dall'uranio meno dell'1% dell'energia in esso contenuta, a reattori a specchio neutronico veloce, che convertendo in fertile il fissile e con più ricicli di ritrattamento, possono moltiplicare l'energia estratta da 70 a 100 volte, consentendo una disponibilità dell'energia elettronucleare per migliaia di anni a venire sulla base di conoscenze scientifiche e tecniche già acquisite.



**A medio e lungo termine, la ricerca e sviluppo per i reattori a fissione è impostata sulla loro sostenibilità**



*Figura 2* Interno della centrale di Caorso



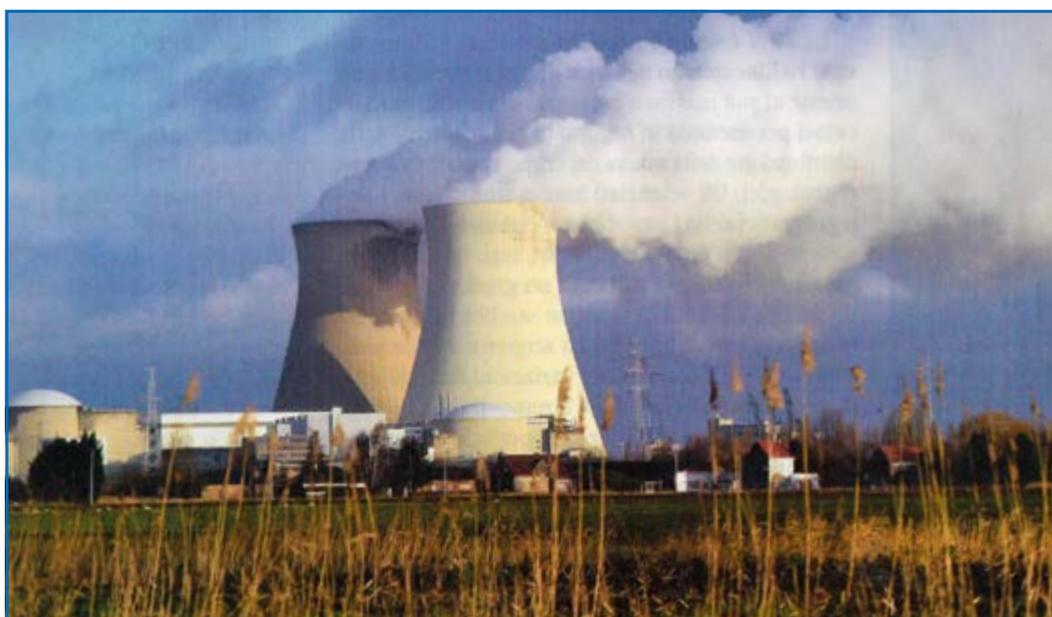
**Bisogna intervenire sul progetto dei reattori riducendo il costo d'impianto soprattutto con interventi sul circuito intermedio e aumentando, nel contempo il grado di sicurezza**

È questa la motivazione base per passare alla commercializzazione dei reattori della quarta generazione con tre esemplari di reattori veloci (SFR a sodio, GFR a gas e LFR, a piombo). Occorre per questo abbassare i costi dell'elettricità prodotta dai reattori veloci che sono maggiori di quelli dei reattori termici. Bisogna intervenire sul progetto dei reattori riducendo il costo d'impianto soprattutto con interventi sul circuito intermedio e aumentando, nel contempo il grado di sicurezza. Come refrigerante primario si punta per lo più sul sodio, su cui americani, francesi, russi ed inglesi hanno maturato una notevole esperienza, ma si considerano anche refrigeranti alternativi, quali l'elio ed il piombo. Il primo perché potrebbe consentire di raggiungere temperature più alte del sodio, fino a valori che permetterebbero la produzione di idrogeno per dissociazione termochimica dell'acqua, il secondo perché non reagisce violentemente con l'acqua come il sodio nei generatori di vapore. Si prevede che reattori veloci commerciali saranno disponibili a partire dal 2030. Nel frattempo i reattori della Generazione III saranno gradualmente sostituiti da altri

esemplari, con una vita di esercizio di 60 anni.

Contemporaneamente si sta sviluppando anche la ricerca sugli impianti di ritrattamento del combustibile, per arrivare a nuovi processi che consentano di separare con cicli multipli uranio, plutonio e attinidi minori in modo da poter fabbricare nuovi combustibili per i reattori veloci che possano fissionare anche gli attinidi minori riducendone la durata di vita e comunque minimizzandone le quantità da destinare a depositi geologici. Esperienze su piccoli quantitativi di combustibile sono già state effettuate con successo ed ora si tratta di realizzare impianti commerciali che si prevede potranno essere in linea dopo il 2030, con l'esercizio commerciale dei reattori veloci.

Con tali disponibilità sarebbe drasticamente ridotta nel tempo la radiotossicità dei rifiuti nucleari. In *figura 3* è riportato un primo piano della centrale nucleare di Doel in Belgio. L'altro grande centro belga è a Tihange e contiene tre reattori nucleari da 3024 MW di potenza netta complessiva. L'esperienza di esercizio di oltre 400 reattori di potenza è stata la migliore spinta



*Figura 3 Primo piano della centrale di Doel*





**Per quanto concerne il progetto italiano MARS che è una versione ultramoderna di reattore ad acqua pressurizzata, conviene soffermarsi sulle linee innovative del progetto**

all'interno dell'impianto e non si diffonda all'esterno, minacciando la biosfera.

La seconda linea di tendenza dei nuovi progetti è detta innovativa. Rispetto ai reattori della prima generazione concepiti 40 anni fa essa introduce cambiamenti più radicali rispetto alla linea evolutiva e pertanto necessita di approfondite conferme. A partire dagli anni ottanta, sono stati elaborati numerosi progetti.

Fra questi possiamo ricordare i reattori modulari ad alta temperatura MHTR, (Modular High Temperature Reactor) sviluppati negli Stati Uniti, in Germania ed in Sud Africa ed il reattore MARS (Multipurpose Advanced Reactor inherently Safe), progettato in Italia presso l'Università di Roma La Sapienza.

Caratteristica comune di questi reattori (in particolare dei MARS, dei quali in *figura 4* si può vedere il sistema pressurizzato di contenimento del circuito di refrigerazione primario del progetto) è quella di garantire la sicurezza con dispositivi passivi o per principi fisici intrinseci, così da rendere inutili i piani di emergenza esterni e per poter avvicinare gli impianti relativi ai centri abitati ed ai complessi industriali che hanno fame di energia. Sinteticamente, gli MHTR hanno un combustibile di microsferi di carbonio con ossidi o carburi di uranio, torio o plutonio, sono moderati a grafite e refrigerati ad elio. Il nocciolo di grafite non può fondere ma solo sublimare a 3600 gradi centigradi. A temperature ben più basse, (1600°C) e tali da non provocare la fuoriuscita dalle microsferi di nuclidi radioattivi, però la reazione a catena si spegne.

Il calore residuo del decadimento radioattivo, può essere eliminato per conduzione e radiazione, senza compromettere la resistenza meccanica del contenitore a pressione, in acciaio.

Il refrigerante elio può essere portato a 900°C e oltre, consentendo interessanti impieghi chimici e metallurgici (come la

gassificazione del carbone o come la produzione di idrogeno come vettore energetico in sostituzione del gas naturale) prima di ridursi a temperature ancora sufficientemente elevate, da consentire cicli termici di buon rendimento.

Per quanto concerne il progetto italiano MARS che è una versione ultramoderna di reattore ad acqua pressurizzata, conviene soffermarsi sulle linee innovative del progetto. Per fare ciò si osservi per cominciare la *TAVOLA 1* al centro della quale è riportata la pianta di tale reattore, mentre in basso a sinistra vi è uno schema assonometrico dello stesso.

Tutti i sistemi di sicurezza di questo reattore sono di tipo passivo per cui esso è del tipo *a sicurezza intrinseca*. Questa caratteristica impone che la taglia del reattore sia medio-piccola, per consentire l'adozione di un sistema di refrigerazione di emergenza a circolazione naturale: l'ottimo è intorno ad una potenza di 170 MWe. La piccola taglia ha suggerito il progetto di un reattore modulare, in modo da raggiungere potenze maggiori assemblando più moduli ed adeguando con gradualità la potenza disponibile alle richieste, generalmente crescenti delle reti elettriche.

La piccola taglia consente inoltre di aumentare il rendimento complessivo con una cogenerazione di elettricità e calore, quest'ultimo per la dissalazione dell'acqua di mare o per il teleriscaldamento. Queste caratteristiche, allargano di molto il settore di mercato per il MARS, in quanto molte sono le piccole reti elettriche e molti i fabbisogni primari di acqua dissalata. Come noto, il costo di un impianto è aumentato dagli interessi intercalari per un lungo periodo di costruzione in sito, in cui squadre di operai di diversa specializzazione (civili, meccanici, elettrici, strumentisti ecc) si affiancano, talvolta intralciandosi vicendevolmente e dilatano i tempi di costruzione. Per economizzare tempo e denaro, si è pensato di costruire il MARS in pezzi as-

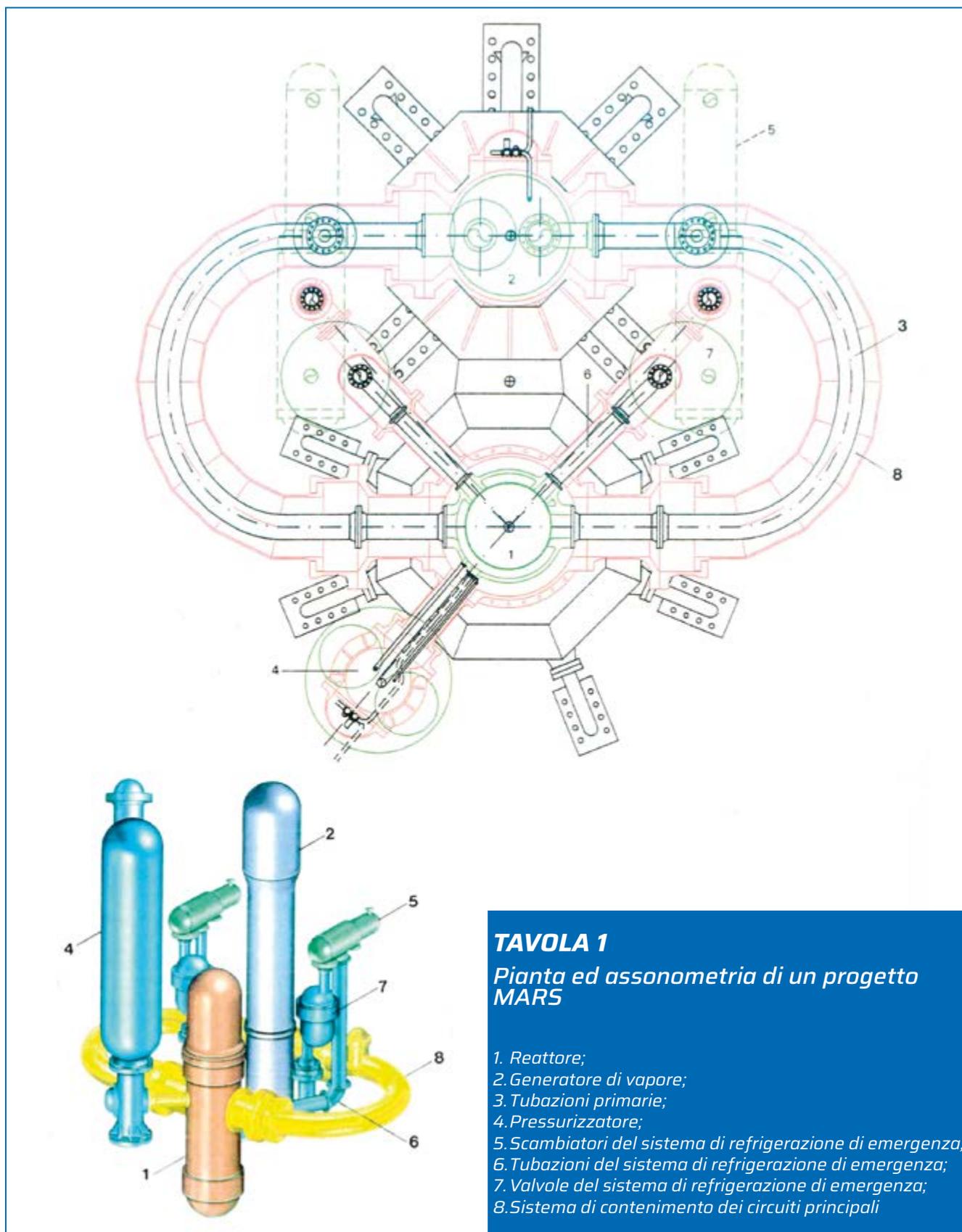


Tavola 1.



**Il potere separativo di solito viene espresso in chilogrammi di uranio**

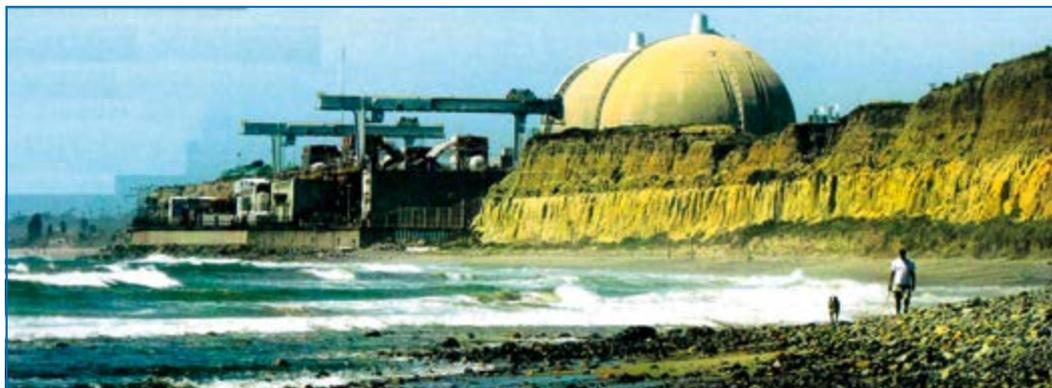
sembrabili direttamente in officina con lavorazioni in serie, in ambiente pulito e con controlli più accurati e rapidi in situazioni agevolate. Ciò è stato reso possibile dall'adozione di un doppio involucro pressurizzato che consente collegamenti flangiati ed imbullonati (e non più saldati su forti spessori) assemblando progressivamente i vari componenti sul sito della centrale ove si eseguono solo le costruzioni di ingegneria civile. L'intero impianto è pertanto costituito da componenti metallici assemblati, il che consente di allungare di molto la sua vita utile per semplice sostituzione dei soli pezzi usurati e, a fine vita, lo smontaggio totale di tutte le parti radioattive ed il loro trasporto in un deposito adatto, smantellando così completamente il reattore, che è tutto costruito in acciaio che ha uno schermo biologico formato da cassoni di acciaio riempiti di paraffina.

La sicurezza passiva dell'impianto è garantita da un sistema aggiuntivo di barre di controllo che si sganciano per dilatazione termica differenziale, quando il refrigerante si scalda troppo interrompendo così la reazione neutronica a catena e dall'asporto del calore residuo di decadimento radioattivo per circolazione termoconvettiva naturale, con un pozzo termico di concezione originale. In *figura 4* è mostrato il sistema pressurizzato di contenimento del circuito di refrigerazione primario del progetto MARS.

Le prospettive di mercato di questo impianto sembrano piuttosto interessanti perché le applicazioni possibili nella cogenerazione sono molto diversificate, mentre i costi di produzione sono contenuti per le grandi semplificazioni rispetto ai reattori tradizionali introdotte nel progetto (eliminazione delle ridondanze necessarie con i sistemi attivi di sicurezza).

Un particolare interesse per reattori di piccola e media taglia è stato suscitato dall'iniziativa americana Global Nuclear Energy Partnership cui hanno aderito numerosi paesi fra cui la Russia, la Cina, l'India, la Francia ed il Giappone, nonché l'Agenzia dell'ONU per l'energia atomica IAEA. Questa iniziativa contro la proliferazione nucleare, prevede che anche i paesi dotati di piccole reti elettriche e che necessitano di acqua dissalata, possano dotarsi di piccoli reattori, a patto che si astengano di arricchire l'uranio con l'isotopo fissile U-235 e dal ritrattamento del combustibile irraggiato per ricavare il plutonio. Per contro il combustibile può essere loro fornito agli stessi prezzi che per le società elettriche interne, dai paesi già dotati di armamenti atomici che si impegnano anche a ritirare il combustibile usato, a ritrattarlo ed a confinare le scorie radioattive. Per il MARS è prevedibile, con maggiori arricchimenti, una durata del combustibile di cinque anni.

In *figura 5* è riportata una foto della ormai celebre centrale nucleare di San Onofre a



*Figura 5 Centrale nucleare di San Onofre presso Los Angeles.*

circa 130 chilometri di distanza da Los Angeles. Questa centrale, che può rimanere parzialmente scoperta grazie al clima mite presente nella zona, ancora oggi provvede al fabbisogno energetico di un milione e mezzo di famiglie.

### Problematiche sulla sicurezza dei principali reattori di terza generazione

Le ricerche per elevare il grado di sicurezza dei reattori sono orientate in modo da prendere in considerazione il verificarsi dei più gravi incidenti concepibili e la maniera di fronteggiarne le conseguenze. Fra questi rientrano la fusione del nocciolo, la perforazione del suo contenitore a pressione, con il materiale fuso che cola al di sotto del reattore, aggredendo termicamente il calcestruzzo di fondazione.

Anche nel caso dell'incidente più grave, i rilasci radioattivi all'esterno del reattore dovrebbero essere così limitati da rendere inutile un piano di emergenza esterna all'impianto che preveda l'evacuazione della popolazione. Per questo si sono affinate le tecniche di analisi probabilistica dei guasti e soprattutto le strategie di mitigazione delle conseguenze. Per controllare gli effetti degradanti di un nocciolo fuso fuoriuscito dal contenitore a pressione dopo averlo perforato (la temperatura di tale materiale, prossima a 3000°C, è di molto superiore a quella di fusione degli acciai) si è pensato, per esempio, di far scivolare il materiale fuso e di spanderlo su una larga superficie, in modo da contenerne lo spessore e meglio solidificarlo con l'acqua. Per tali studi è essenziale la conoscenza delle interazioni fra materiale fuso e calcestruzzo, nelle sue diverse tipologie. In questi incidenti si produce anche idrogeno per reazione metallo-acqua fra le guaine in lega di zirconio delle barrette di combustibile nucleare oltre i 1000 °C di temperatura ed il refrigerante. Se l'idrogeno che si genera in seguito alla reazione di ossidazione dello zirconio rag-

giunge percentuali troppo elevate, dell'ordine del 10%, mescolandosi all'aria del contenitore esterno, vi è il rischio di una esplosione la cui onda d'urto può compromettere le parti più deboli del contenitore, e quindi la sua tenuta della radioattività liberatasi all'interno. Per tale ragione, la ricerca ha sviluppato ricombinatori catalitici, idrogeno-ossigeno di capacità adeguata a garantire che i limiti indicati non siano superati. Sempre nel caso dei più gravi incidenti immaginabili, è di assoluta importanza la rimozione della potenza residua di decadimento radioattivo, in modo che, per effetto dell'accresciuta pressione, non vengano rilasciati all'esterno prodotti radioattivi.

In questo senso si vanno sviluppando studi e ricerche per garantire una rapida diminuzione delle pressione entro l'edificio contenente il reattore (in cui si è avuto l'incidente di perdita di refrigerante) e dei prodotti radioattivi sospesi. Un altro importante settore di ricerca riguarda il controllo ed il monitoraggio dell'impianto nucleare, che è ora altamente computerizzato.

Si tratta ora di definire norme e linee guida universalmente accettate sia per il software che per l'hardware di tali sistemi, anche in condizioni ambientali ostili in seguito agli incidenti. Occorre certificare la resistenza degli strumenti e sviluppare algoritmi che aiutino l'operatore a capire quali continuano ad operare correttamente e sui quali si possa quindi fare affidamento.

I dispositivi di sicurezza che si sviluppano in queste ricerche sono, come detto, sia di tipo attivo che di tipo passivo. I primi necessitano, per funzionare, di sensori ed attuatori energizzati, i secondi agiscono sulla base di inoppugnabili leggi di natura. Dove possibile, si cerca sempre di progettare ed impiegare dispositivi di tipo passivo. Altre aree di ricerca riguardano la resistenza degli edifici di contenimento dei reattori con programmi mirati ad aumentarla in relazione alle sollecitazioni sismiche più severe ed agli impatti esterni



**Per tali studi è essenziale la conoscenza delle interazioni fra materiale fuso e calcestruzzo, nelle sue diverse tipologie**

con riferimento principale alle cadute degli aerei. Questo incidente include gli effetti di tutta una serie di possibili attentati che, dopo gli avvenimenti dell'11 settembre 2001 sono stati accuratamente considerati ivi compresa l'azione di terroristi suicidi. Molto studiata è anche la protezione dagli incendi effettuata mediante l'utilizzazione di banche dati e modelli computerizzati. Esempolari di reattori capofila della linea evolutiva, che stanno per essere descritti sono l'EPR, l'AP1000 e l'ABWR. Il reattore EPR è un reattore ad acqua in pressione, di 1600 MWe di elettricità, il cui progetto soddisfa i requisiti espressi

dalle società elettriche europee e raccolti nei volumi EUR (European Utilities Requirement), nonché in quelli dell'EPRI (US Electric Power Research Institute) e nell'URD (Utility Requirements Document). L'edificio reattore, collocato al centro dell'isola nucleare, contiene l'impianto nucleare NSSS (Nuclear Steam Supply System) ed un grande serbatoio di acqua (IRWST, In-Containment Refueling Water Storage Tank). La sua funzione è di assicurare la protezione dell'ambiente circostante contro ogni possibile rischio, interno od esterno. Esso consiste in un involucro interno in cemento armato precompresso, di 1,3 metri di spessore, con un rivestimento metallico per migliorare la tenuta e di un separato involucro esterno, in cemento armato, anch'esso di 1,3 metri di spessore. L'impianto primario interno (reattore, pompe, generatori di vapore e pressurizzatore) è alloggiato entro compartimenti in conglomerato cementizio rinforzato che assicurano sostegno e protezione dalle radiazioni. Un edificio per il combustibile è eretto sullo stesso solettone di base dell'edificio reattore e dei quattro edifici che ospitano i ridondanti sistemi di sicurezza. In esso è alloggiato il combustibile fresco ed il combustibile irraggiato entro piscine di acqua schermante e refrigerante per la rimozione del calore residuo di decadimento radioattivo. In compartimenti collegati è alloggiato il sistema per il controllo chimico e di volume del refrigerante primario (CVCS, Chemical and Volume Control System) e l'apparato per il controllo del boro sciolto in acqua. In *figura 6*, in alto è riportata una vista di insieme del reattore TPR; in basso il dispositivo di raccolta di eventuale nocciolo fuso (ipotesi remota). Gli edifici per le salvaguardie ospitano separatamente i sistemi di refrigerazione di sicurezza (SIS, Safety Injection System) ed i sistemi di alimentazione di acqua di emergenza (EFS, Emergency Feedwater System), così che i quattro treni di sistemi, indipen-



Figura 6 Il reattore EPR ed il dispositivo di raccolta del nocciolo fuso

denti ed efficaci al 100% possano intervenire ognuno per proprio conto e siano tutti schermati e protetti da appositi edifici, non soggetti a cause comuni, di guasto come incendi o allagamenti. Il sistema di iniezione di acqua è accoppiato al sistema di rimozione del calore residuo del decadimento radioattivo. La sala di controllo principale è alloggiata in uno dei quattro edifici dei sistemi di salvaguardia.

Tutti gli edifici dell'isola nucleare per meglio resistere agli effetti di eventuali terremoti, e sostenersi vicendevolmente sono eretti su un unico solettone di cemento armato di base dello spessore di alcuni metri. Ovviamente, i componenti più pesanti e i serbatoi di acqua sono sistemati più in basso possibile. Per resistere all'(improbabile) incidente di caduta di un aereo sull'impianto, l'edificio contenente il reattore, quello per il combustibile e due dei quattro edifici per le salvaguardie sono schermati da pareti in cemento armato appositamente calcolate. Per fronteggiare un incidente di black-out elettrico, causato da guasti alle linee elettriche esterne, appositi diesel elettrogeneratori sono ospitati in due edifici distanziati tra loro. I sistemi di strumentazione e controllo hanno anch'essi una quadruplice ridondanza e sono alloggiati nei quattro edifici separati e distanti. Il progetto dell'EPR è stato guidato dall'esigenza di fronteggiare i più gravi incidenti concepibili quali:

- a. La fusione (da un punto di vista termico) del nocciolo ad alta pressione del refrigerante.
- b. L'interazione fra nocciolo fuso ed acqua con esplosione di vapore.
- c. La detonazione di idrogeno dentro l'edificio reattore;
- d. L'imperfetta tenuta dell'edificio reattore in caso di lenta reazione fra nocciolo fuso e conglomerato cementizio (o calcestruzzo).
- e. Adeguata refrigerazione e solidificazione del materiale fuso entro l'impianto.

Tutto ciò ha comportato l'inserimento di

un sistema di rapida depressurizzazione in caso di incidente grave, (per esempio perdita del refrigerante per rotture del circuito primario), per cui la fusione del nocciolo non può avvenire che a bassa pressione. In tal caso una reazione esplosiva fuso-acqua non potrebbe danneggiare un pressure-vessel, di acciaio rinforzato, anche nell'ipotesi peggiore. Se il materiale del nocciolo fuso (combustibile più zirconio più acciaio, denominato corium) dovesse perforare il vessel, esso colerebbe in un apposito canale e si spanderebbe in un'area dedicata con una pendenza calcolata, in modo da assottigliarsi a tal punto da essere facilmente refrigerato e solidificato nell'arco di qualche giorno, da un'adeguata portata d'acqua, proveniente da una piscina circostante la cavità in cui è sistemato il reattore (si riveda la *figura 6*). L'edificio interno di contenimento dell'impianto è progettato per resistere all'incidente di detonazione dell'idrogeno. Comunque la concentrazione dell'idrogeno è mantenuta al di sotto del limite pericoloso per la transizione da deflagrazione a detonazione (del 13%) per mezzo di un numero adeguato di ricombinatori catalitici idrogeno-ossigeno. L'impianto Westinghouse-BNFLAP1000, di cui due esemplari sono in costruzione in Cina, con una potenza di 1175 MWe l'uno, presenta rispetto ai progetti APWR, importanti innovazioni che ne esaltano la sicurezza. Oltre ai sistemi di sicurezza comuni a tutti i PWR occidentali, l'innovazione maggiore che caratterizza tale reattore è costituita dall'edificio di contenimento che è formato da pareti multiple che separano l'atmosfera interna dall'esterno. Il contenitore interno è costituito da un cilindro di acciaio del diametro di 40 metri con sommità e base ellissoidali per un'altezza di 66 metri ed uno spessore medio di 4,5 centimetri. Esso è circondato da un edificio in cemento armato, progettato in modo che rientri in prima categoria sismica. La *figura 7* mostra una sezione



**Per fronteggiare un incidente di black-out elettrico, causato da guasti alle linee elettriche esterne, appositi diesel elettrogeneratori sono ospitati in due edifici distanziati tra loro**

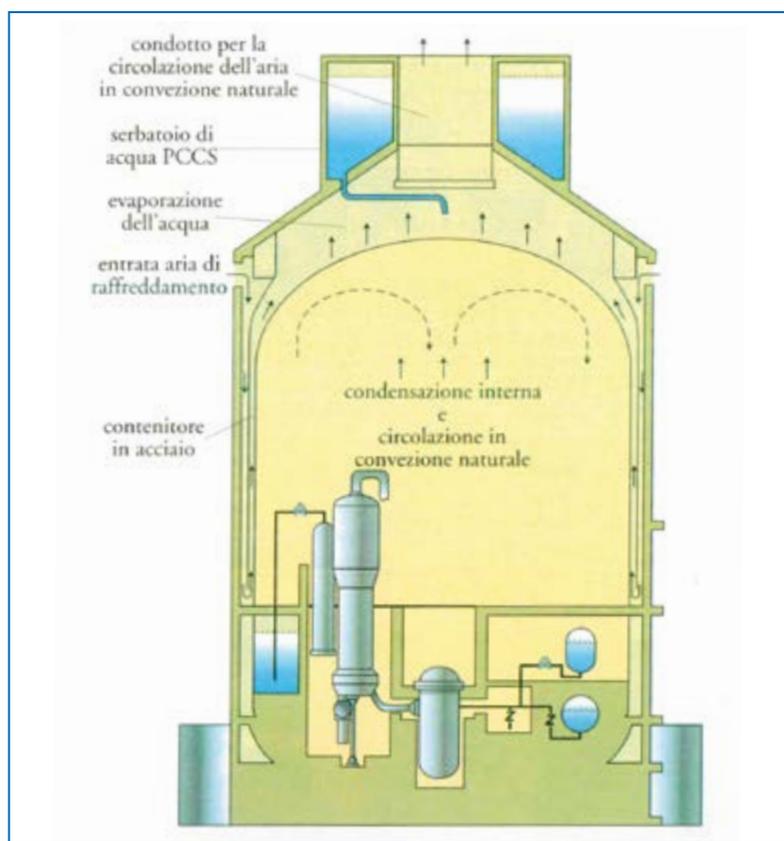


Figura 7 Sistema di raffreddamento del contenitore

semplificata dell'impianto con un grande serbatoio d'acqua sulla sommità.

Per fronteggiare l'incidente base di progetto, un apposito sistema denominato PCCS (acronimo di Passive Containment Cooling System), è in grado di assicurare l'ultima difesa per la rimozione del calore ed il mantenimento della pressione interna ben al di sotto del valore di progetto anche senza alcun intervento da parte degli operatori, per almeno 72 ore. Il calore viene rimosso da una circolazione in convezione naturale (senza ventilatori) dell'aria esterna. Tale circolazione basterebbe da sola a mantenere la pressione interna su valori di sicurezza. L'acqua della cisterna (non essenziale) serve ad accrescere tale azione perché, cadendo per gravità sul contenitore in acciaio e scorrendo verso il basso, ne facilita la refrigerazione evaporando e unendosi all'aria che trascina il suo vapore verso l'alto. Un sistema di distribuzione dell'acqua della piscina

sul contenitore in acciaio assicura un'uniformità della refrigerazione che avviene così in maniera del tutto passiva.

L'ABWR (General Electric Toshiba Hitachi) è un reattore certificato dalla Nuclear Regulatory Commission (NRC) statunitense, di cui tre esemplari sono già in funzione in Giappone e tre in fase di costruzione, due in Taiwan e uno in Giappone. Vi sono diverse versioni del progetto per una potenza che varia da 1250 a 1500 MWe.

Tale progetto differisce da quello dei tradizionali BWR sotto diversi aspetti; i principali riguardano la disposizione impiantistica generale ed il sistema di regolazione con importanti miglioramenti sulla sicurezza. Per meglio fronteggiare l'incidente base di progetto, quello di perdita del refrigerante primario (LOCA, Loss Of Coolant Accident), qualora il presente Vessel non si depressurizzasse rapidamente, viene garantita una depressurizzazione automatica. Venendo al sistema di controllo, mentre nei reattori ad acqua bollente BWR di seconda generazione, le barre di regolazione sono azionate da un sistema idraulico, nell'ABWR il sistema preposto (FMCRD, Fine Motion Central Rod Drive) è elettroidraulico. Il meccanismo di azionamento supplementare che è stato introdotto riduce sostanzialmente le probabilità di guasto e migliora la regolazione dell'impianto rendendolo più flessibile con le variazioni di carico richieste dalla rete. Tale sistema, ottimizzato e semplificato presenta anche tempi ridotti per l'ispezione con riduzione delle dosi di radioattività assorbite dal personale addetto.

Una sostanziale modifica d'impianto è quella della sostituzione delle pompe centrifughe esterne, con circuiti separati, del BWR con un sistema di pompe, fino a 10, con girante interna al pressure vessel e motore elettrico esterno. La velocità di tali pompe è commisurata alla potenza richiesta al reattore ed il rischio dell'incidente base di riferimento (LOCA) è fortemente



**Un impianto di arricchimento di grande capacità comporta centinaia di migliaia di file di centrifughe da 24 unità**

ridotto. Anche le conseguenze del grippaggio o del guasto al motore di una pompa per quanto concerne l'incidente di perdita di portata (LOFA, *Loss Of Flow Accident*), sono manifestamente ridotte fino ad un fattore 10. Buona parte delle virole (elementi maschi di un collegamento filettato come nell'attacco a vite delle lampade elettriche) del pressure vessel sono realizzate con singoli pezzi fucinati e non presentano bocchelli se non al di sopra del *core*.

Questa soluzione ha permesso di ridurre di oltre il 50% le saldature importanti del pressure vessel che, più vicine al nocciolo sono sottoposte ad un più intenso irraggiamento. Il reattore ABWR ha tre sottosistemi di sicurezza e due divisioni ridondanti completamente indipendenti: ogni divisione accede alle fonti ridondanti di corrente alternata ad un proprio generatore diesel di emergenza, come mostrato in *figura 8*. Tali divisioni, alloggiare in un apposito edificio, sono separate da pareti tagliafiamme. Pertanto un incendio, un'inondazione o una perdita di alimentazione elettrica che inabilita una divisione non ha effetto sugli altri sistemi di sicurezza. Nel caso dell'incidente base di progetto (LOCA) la risposta dell'impianto è stata completamente automatizzata e l'intervento degli operatori non è richiesto per almeno 72 ore. Per fronteggiare tale incidente, il complesso dei sistemi di refrigerazione di emergenza (ECCS, *Emergency Core Cooling System*) è suddiviso in tre sottosistemi multipli di sicurezza predisposti per alta pressione, bassa pressione e depressurizzazione automatica. Il reattore ABWR è anche dotato di caratteristiche tali da mitigare passivamente le conseguenze del più grave incidente concepibile (chiamato *Beyond Design Basis Accident*, BDBA). È prevista, qualora si giungesse alla fusione del nocciolo o alla perforazione del pressure vessel, un'area di sfogo nella parte inferiore del contenitore a secco (*dry-well*), insieme ad un sistema passivo di allagamento, che garantisce la

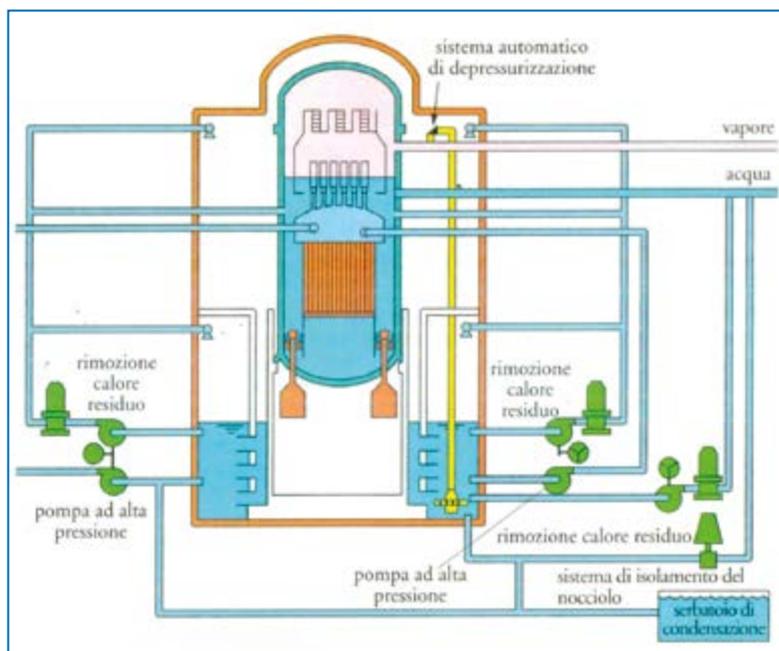


Fig.8 Componenti dell'Emergency Core Cooling System dell'ABWR

refrigerazione e solidificazione del corium tramite la fusione di valvole di isolamento che liberano l'acqua contenuta nella circostante piscina di soppressione. Inoltre, un sistema di rilascio filtrato garantisce, mediante un disco di rottura situato in una tubazione di sfogo, attraverso la vasca di soppressione, di liberare vapore all'esterno, con cattura della quasi totalità dei radio-nuclidi liberatisi.

#### Referenze bibliografiche

Per quanto riguarda in particolare i moderni reattori a fissione si segnalano le seguenti opere:

- Accademia Nazionale delle Scienze, Detta dei XL, ENEA, INFN, Associazione Galileo 2001, AIN 2001: L'uso pacifico dell'energia nucleare da Ginevra 1955 ad oggi: il caso italiano, Atti del Convegno Roma, 8-9 marzo 2006, Roma, Biblioteca Nazionale Centrale 2001.
- Cumo Maurizio, Afgan Naim, Nuclear power plant, produced by CATTID, Distant learning center of University of Rome "La Sapienza" for Division of engineering and technology of UNESCO, Roma, Edigraf, 1995.
- Cumo Maurizio, Naviglio Antonio, Safety, design criteria for industrial plants, Boca Raton, CRC, 1989.
- Tong Long-Sun Principles of design improvement



**Il reattore ABWR ha tre sottosistemi di sicurezza e due divisioni ridondanti completamente indipendenti**

for light water reactors, New York, Hemisphere – Springer, 1988

- Weinberg Alvin M., The first nuclear era, New York AIP Press, American Institute of Physics, 1994.

Per quanto concerne invece una bibliografia generale sull'energia nucleare, si segnalano i seguenti testi:

- Ameglio Paolo, Introduzione ai principi di ingegneria nucleare ed all'analisi dei reattori nucleari, E.C.I.G. editore, 1981, Genova.
- Bandini Buti Alberto, Teoria e funzionamento dei reattori nucleari, Sandit, Albino (BG), 2007
- Boffi Vinicio, Fisica del reattore nucleare, voll.1 e 2, Patron, Bologna, 1974.
- Casarelli Giancarlo, Fisica ed ingegneria del reattore nucleare, Edizioni Riata.
- Cumo Maurizio, Impianti nucleari, Casa editrice Università La Sapienza, Roma, 2012.
- Di Leo Carlo, Lucarelli Giorgio, La fusione nucleare controllata: confinamento magnetico, confinamento inerziale, fusione fredda, seconda edizione, Editoriale Delfino, Milano, 2023.
- Errico Giovanni, Pensiero atomico, SUSIL Edizioni.
- Forgione Nicola, Oriolo Francesco, Principi di ingegneria nucleare, generazione e trasporto del calore, Tipografia Editrice Pisana (TEP), Pisa, 2014.
- Leonardi Renzo, L'ABC dell'energia nucleare, Lantana editore, Pavona (Roma), aprile 2011.
- Loizzo Paolo, Le centrali nucleari, ovvero il diavolo che non c'è, Monteleone, Vibo Valentia, 1994.
- Lombardi Carlo, Impianti nucleari, Polipress, Milano, 2012.
- Mainardi Enrico, Impieghi dell'energia nucleare, Editoriale Delfino, Milano, 2008.
- Maizza Vito, Centrali elettronucleari, macchine ed impianti, Laterza, Bari, 1984.
- Mazzoleni Francesco, Introduzione all'ingegneria nucleare, Liguori, Napoli, 1988.
- Milano Guido, Energia nucleare: fissione, fusione, sicurezza e ambiente, Aracne, Roma, 2011.
- Novelli Antonio, Elementi di controllo dei reattori nucleari, Clup, Milano 1988.
- Paci Sandro, Introduzione ai sistemi nucleari, Edizioni Università di Pisa, dicembre 2002
- Sani Luciano, Centrali elettronucleari, Edizioni Sistema, Roma, 1984
- Velimirovic Mihajlo, Atlante atomico, Atlante Atomico, Edizioni Capitol, Bologna.
- Zanobetti Dino, Energia nucleare, un dossier completo, Società Editrice Esculapio, Bologna, 2008.
- Zorzoli G.B., Fisica sperimentale dei reattori nucleari, Feltrinelli, Milano, 1971.