

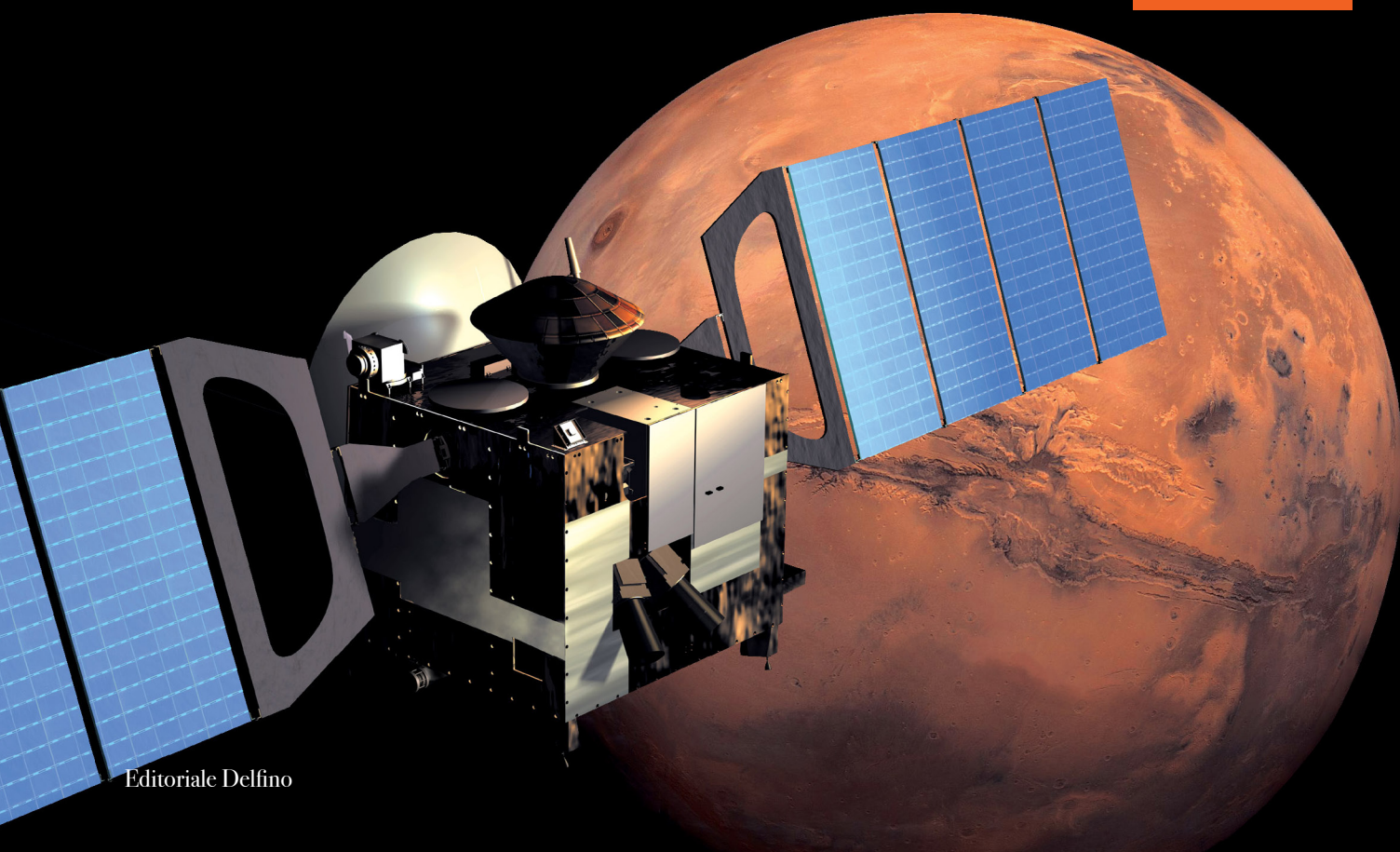
I reattori italiani intrinsecamente sicuri

*Prima puntata**

Da qualche decennio alla facoltà di Ingegneria dell'Università di Roma "La Sapienza", presso il Dipartimento di energetica, sono in corso ricerche per valutare entro quali limiti lo sviluppo di alcuni reattori di piccola e media taglia, intrinsecamente sicuri e di tipo modulare, possa costituire l'alternativa nucleare per i paesi a media industrializzazione. In particolare, avvalendosi di conoscenze interdisciplinari, alcuni studiosi, si sono dedicati allo sviluppo della concezione e del progetto di un reattore intrinsecamente sicuro. La concezione di tale reattore ha subito una progressiva evoluzione, man mano che le idee iniziali venivano tradotte in progetti e questi ultimi confrontati con i problemi di realizzazione e di costo. Tale reattore (del quale in questa prima puntata dell'articolo si fornirà una breve descrizione) è stato denominato MARS (Multiscopo Avanzato Reattore Sicuro), per sottolineare le caratteristiche di flessibilità, modularità, affidabilità e sicurezza intrinseca da esso possedute.

10

Carlo Di Leo



Introduzione

A partire dagli anni Cinquanta del XX secolo, si sono succedute tre diverse generazioni di reattori nucleari, impiegati fondamentalmente nella produzione di energia elettrica. Un rinnovato interesse verso l'energia nucleare ha caratterizzato recentemente lo scenario energetico mondiale, sotto la spinta di un marcato rincaro di petrolio e gas naturale, e di un sempre più temuto effetto serra prodotto dalla loro combustione, con conseguenti cambiamenti climatici. La progettazione dei reattori è legata alle caratteristiche del "nuovo fuoco" scoperto nel 1942 da Enrico Fermi con la pila di Chicago che si fonda sulle reazioni di fissione nucleare a catena. Estrahendo le barre di controllo, la potenza di un reattore può moltiplicarsi sicuramente in tempi brevissimi e anche quando esso viene spento non se ne azzerava la potenza, che, pur decrescendo costantemente, impiega anni a diventare trascurabile. Per questo la progettazione è incentrata su un'architettura detta di difesa in profondità, basata su tre diversi livelli. Nelle analisi di sicurezza vengono impiegati metodi deterministici e probabilistici, considerando i principali incidenti possibili, i sistemi di sicurezza attivi, cioè energizzati, e passivi, che funzionano senza bisogno di energia elettrica. Nello studio dei reattori MARS particolare attenzione è stata dedicata alla possibilità di costruire questi reattori prevalentemente in fabbrica, e per di più in fabbriche non dotate di specifiche attrezzature disponibili soltanto nei paesi più avanzati. Il progetto del reattore è stato suddiviso nei settori oramai tradizionali dell'ingegneria nucleare, quali il calcolo nucleare del nocciolo e termoidraulico dello stesso, il calcolo del sistema di refrigerazione principale, di emergenza e dei relativi ausiliari, l'analisi della sicurezza in regime transitorio, il calcolo termomeccanico dei componenti principali, lo studio della disposizione di circuiti e componenti, l'analisi di realizzabilità in officina ed in opera, l'analisi dei costi ecc.

Lo studio e lo sviluppo di progetti di reattori nucleari di piccola e media taglia, ossia con una potenza termica oscillante fra 100 e 600 megawatt, non costituiscono una novità a livello internazionale: reattori di tale tipo sono stati concepiti e studiati in alcuni paesi durante gli anni Settanta, prevalentemente nel quadro di programmi di ricerca finalizzati alla propulsione navale o al teleriscaldamento.

Il teleriscaldamento, lo ricordiamo brevemente per chi non lo sapesse, è una forma di riscaldamento che consiste nella distribuzione, attraverso reti di tubazione coibentate di acqua calda, surriscaldata o vapore, proveniente da una grossa centrale di distribuzione. Una centrale di cogenerazione o teleriscaldamento, è un grande impianto (nella fattispecie potrebbe essere un MARS) che produce calore o energia elettrica e lo distribuisce nell'area urbana circostante. Quest'ultima gestisce lo scambio di calore tra il fluido termovettore, proveniente dalla centrale di cogenerazione e gli ambienti da riscaldare.

È stato solo all'inizio degli anni Ottanta, tuttavia, che si è manifestata a livello internazionale un'attenzione diffusa verso questo tipo di impianti, i cui criteri ispiratori sono per certi aspetti antitetici a quelli che hanno guidato le scelte fondamentali dell'industria nucleare a livello mondiale per quasi trent'anni. Le caratteristiche di progetto dei grandi impianti nucleari per la produzione di energia elettrica, realizzati a centinaia in ogni parte del mondo, e rappresentanti oggi quasi il 20% degli impianti produttori energia elettrica, derivano da un processo evolutivo graduale che ha portato ad un progressivo sviluppo tecnologico nella ricerca di soluzioni impiantistiche di taglia sempre maggiore, con prestazioni sempre più spinte. Il processo evolutivo ha condotto anche e parallelamente, alla acquisizione di sempre maggiori conoscenze fenomenologiche di base sugli aspetti nucleari, termoidraulici e di comportamento dei materiali e a livelli sempre maggiori di sicurezza, ottenuti per mezzo di complessi sistemi di intervento automatico e di nuovi componenti impiantistici, sottoposti a severe campagne di prove. Paradossalmente, a differenza di quanto accade di solito negli altri settori tecnologici, in campo nucleare, la filosofia della "sicurezza a tutti i costi", ha fatto sì che l'acquisizione di nuove conoscenze e, quindi, lo sviluppo parallelo di nuovi riferimenti normativi, non abbiano portato alla riduzione dei già ampi margini di sicurezza, ma al contrario abbiano condotto ad una vera e propria proliferazione di sistemi e componenti con nuove funzioni di sicurezza. Questi, sovrapponendosi a schemi circuitali sostanzialmente immutati, hanno causato un notevole incremento della complessità del sistema e quindi del suo costo.

Gli attuali atteggiamenti di perplessità delle società elettroproduttrici statunitensi nei confronti dell'opzione nucleare derivano dalla convinzione che altre alternative (come gli impianti alimentati con il carbone nazionale) siano preferibili perché meno costose e di più facile gestione. D'altra parte, la possibilità di limitare gli imprevisti e la lievitazione dei costi durante la costruzione è prioritaria per la struttura dell'industria elettrica degli Stati Uniti, dove mal sono stati sopportati incrementi di tempi e di costi di realizzazione di impianti nucleari per l'incessante evoluzione delle normative nucleari che hanno imposto, in certi casi, adeguamenti o rifacimenti di progetti in corso d'opera. Anche l'aspetto dell'addestramento degli operatori, resosi necessario in tutta la sua rilevanza dopo l'incidente di Three Mile Island, il più grave della storia nucleare degli Stati Uniti d'America (senza conseguenze per i cittadini, ma con pesanti riflessi di natura economica) e ancor più in occasione del grave incidente di Chernobyl non fa che evidenziare quanto sia importante considerare l'eventualità dell'errore umano tanto più probabile, quanto maggiore è la complessità del sistema tecnologico da gestire. In questo quadro è facile riconoscere la citata antiteticità degli impianti nucleari multiscopo di piccola e media taglia (è il caso dei MARS), intrinsecamente sicuri,

in quanto il loro progetto si fonda sulla ricerca di soluzioni impiantistiche radicalmente innovative, non influenzate dall'esasperazione delle elevate potenze unitarie, ma ispirate fin dalla fase del progetto concettuale, a criteri basilari di sicurezza passiva.

Agli inizi degli anni Ottanta del XX secolo, probabilmente come conseguenza della momentanea assenza di nuovi ordinativi di impianti nucleari (la maggior parte dei paesi industrializzati aveva già raggiunto la meta di una sostanziale riduzione della propria dipendenza energetica dal petrolio) e soprattutto sotto l'impulso di una trasformazione dell'opinione pubblica mondiale, molto scossa dall'incidente di Three Mile Island, e quindi più esigente in termini di sicurezza in campo nucleare, numerose società di progettazione, avviarono o incrementarono il proprio impegno nel campo della progettazione di reattori nucleari di piccola taglia. Oggi, questi reattori, stanno sempre più assumendo interesse ed attenzione per la produzione commerciale di energia elettrica. Le soluzioni di reattori commerciali di taglia ridotta, vengono proposte attribuendo molta enfasi agli aspetti della sicurezza intrinseca di funzionamento, alla modularità della costruzione ed alla molteplicità dell'utilizzazione finale. In questo senso, nei prossimi anni questi reattori potrebbero avere un notevole sviluppo nell'ambito di un mercato che non deve risultare necessariamente dalla sottrazione di spazio ai tradizionali impianti elettroproduttori di grandi dimensioni e di grande potenza. Le tipologie che sono state finora proposte per gli impianti nucleari di piccola e media taglia sono evidentemente varie. Accanto a soluzioni "curiose" per le quali non è prevedibile una grossa diffusione commerciale, vi sono soluzioni piuttosto interessanti, molto ben studiate, che pur nei loro aspetti innovativi, traggono beneficio dalla maturazione e dall'esperienza di costruzione e di esercizio dei grossi impianti nucleari. È il caso, per esempio, del progetto sviluppato in Germania dalla KWU e basato sulla tecnologia dei reattori ad acqua in pressione (PWR) o dal progetto svedese della ASEA-ATOM e basato sulla tecnologia dei reattori ad acqua bollente (BWR), ma con soluzioni impiantistiche estremamente innovative, oppure ancora del progetto sviluppato negli Stati Uniti presso l'Oak Ridge National Laboratory basato sulla tecnologia dei reattori refrigerati a gas (GCR). Il progetto MARS, che è l'argomento di questo articolo, progetto concepito a partire dal 1984, rappresenta la prima proposta italiana in tale ambito e si basa su un reattore eterogeneo refrigerato e moderato con acqua, in condizioni di sottoraffreddamento. Si tratta dunque di un reattore ad acqua pressurizzata (PWR), la cui pressione di funzionamento è tuttavia estremamente inferiore rispetto a quella dei grandi impianti ad acqua in pressione (circa 7 megapascal contro 15 megapascal con una temperatura massima del refrigerante pari a 246 °C o 519 K).

Morfologia, struttura, caratteristiche e prestazioni di un MARS

Se guardiamo la pianta di un reattore MARS, si nota come i cilindri di cemento armato precompresso, che nella figura 1 sono disegnati in grigio medio, contenenti i componenti in pressione del sistema di refrigerazione principale e di emergenza del nocciolo, siano in comunicazione; essi sono vincolati costantemente e rigidamente alla platea di fondazione, mentre sono vincolati superiormente solo durante il normale funzionamento per evitare movimenti relativi nel caso di un evento sismico.

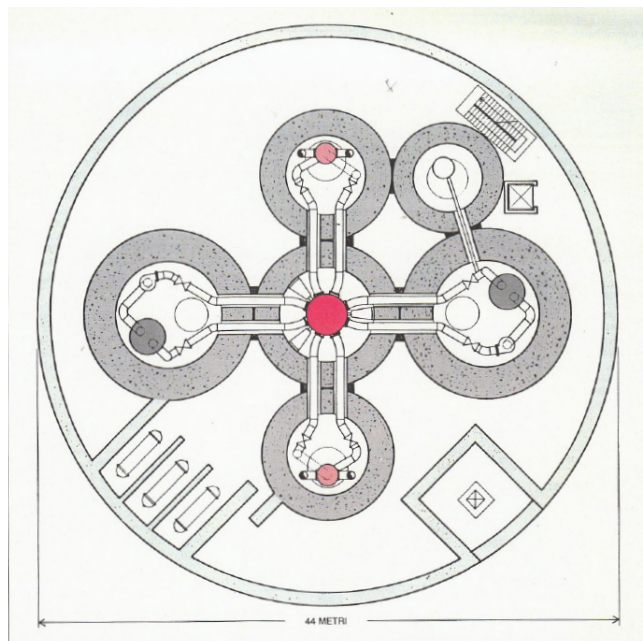


Fig. 1

Pianta di un reattore MARS.

I cilindri costituiscono un ottimo schermo per le radiazioni emesse dal sistema di refrigerazione primario e nel contempo rendono accessibile l'edificio del reattore. I generatori di vapore sono le strutture circolari indicate in grigio scuro; al centro vi è il recipiente in pressione del reattore (in colore intenso), mentre in colore più chiaro sono indicati gli scambiatori di calore del sistema di refrigerazione di emergenza.

Il cemento armato precompresso, lo ricordiamo, consiste in una tecnica di collaborazione fra conglomerato cementizio (costituito a sua volta da cemento Portland, sabbia, ghiaia ed acqua) ed acciaio, che ne consente uno sfruttamento più razionale. Il principio alla base di questa tecnica consiste nella creazione di uno stato preventivo di compressione nel conglomerato, tale da essere sempre superiore alle sollecitazioni di trazione cui il materiale sarà sottoposto sotto carico alle quali esso non è in grado di reagire.

In generale, il refrigerante dei reattori in pressione è

costituito da acqua comune sotto forte pressione. È riscaldata fino a 580 °C (853 K) senza bollire a causa della pressione e passa in uno scambiatore dove fa bollire l'acqua di un circuito secondario, per produrre il vapore. Questa acqua in pressione funge anche da moderatore. Il combustibile di un moderno PWR è costituito da ossido di uranio arricchito in pastiglie che sono poste in gran numero in tubi di zirconio a guisa di sbarre che attraversano il nucleo del reattore.

Sotto il profilo circuitale, il sistema di refrigerazione del MARS è simile a quello dei grandi impianti PWR del tipo Westinghouse, comprendendo, nella soluzione da 600 megawatt termici, che si sta esaminando nel presente articolo, due circuiti di refrigerazione con generatori di vapore a ricircolazione naturale, pompe di circolazione e pressurizzatore. È stata mantenuta una siffatta soluzione impiantistica per la elevatissima affidabilità di esercizio ormai dimostrata e per l'esperienza di costruzione ampiamente acquisita a livello internazionale. La prima sostanziale differenza intercorrente tra un MARS ed un PWR tradizionale, oltre evidentemente, al valore della potenza termica, che per un MARS è pari a circa un quinto, riguarda la tipologia del sistema di refrigerazione del reattore in condizioni di emergenza. Nel caso si renda necessario un intervento (per mancanza di alimentazione elettrica alle pompe di circolazione o per altro evento accidentale), si ha l'intercettazione dei circuiti di refrigerazione normale e la refrigerazione per mezzo di un doppio circuito a circolazione naturale che, tramite un circuito intermedio funzionante a circa 3 megapascal, consente la cessione del calore di decadimento ad un serbatoio toroidale pieno di acqua in cui viene prodotto vapore che è scaricato nell'atmosfera. Il sistema indicato permette una refrigerazione del reattore non solo a breve ma anche a medio termine: nella soluzione indicata nelle illustrazioni relative alle figure 2, 3 e 4 è garantita una refrigerazione per due settimane, senza alcun intervento attivo da parte di un operatore. L'eliminazione di un complesso sistema di refrigerazione di emergenza, articolato in svariati sottosistemi e comprendente un elevato numero di componenti attivi, a favore di un sistema estremamente semplice ed affidabile, è resa possibile dalla limitata potenza dell'impianto, con evidenti conseguenze in termini di costo, di affidabilità, di facilità di esercizio e manutenzione e di bassissime dosi di radiazioni assorbite dal personale nel corso delle manutenzioni ordinarie e straordinarie. In figura 2 si può vedere come il circuito di refrigerazione di emergenza impiegato nel MARS costituisca una soluzione innovativa, in quanto è in grado di smaltire il calore residuo, a seguito della fermata dell'impianto, con un sistema totalmente passivo, basato sull'instaurarsi della circolazione naturale nel circuito stesso.

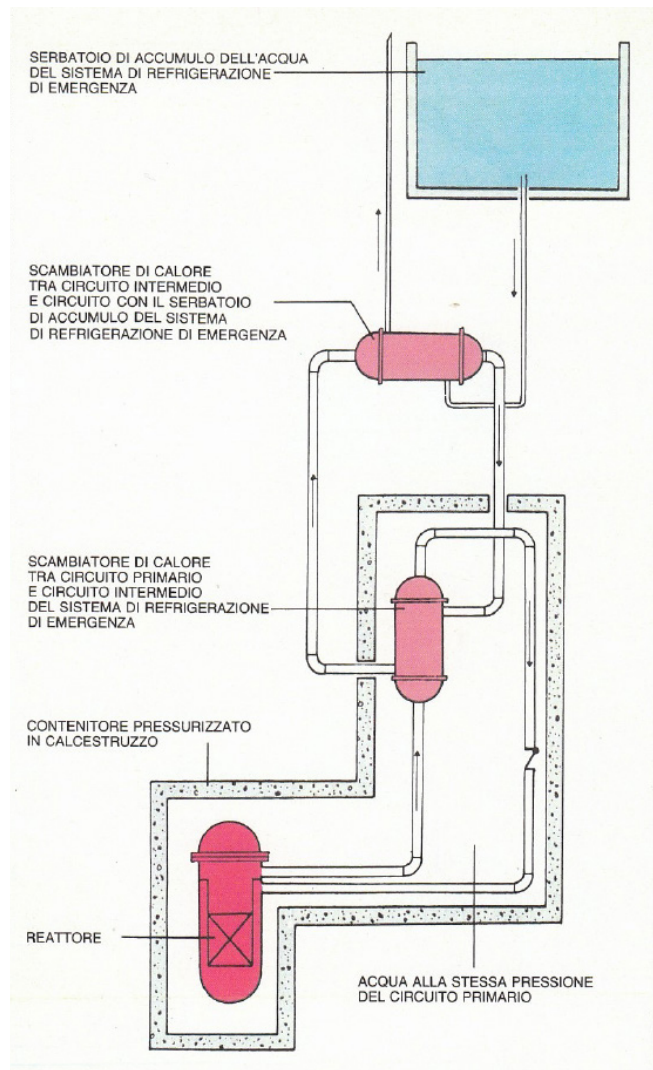


Fig. 2

Schema del circuito di refrigerazione di emergenza.

Una seconda scelta progettuale, che contribuisce sostanzialmente alla sicurezza intrinseca dell'impianto nucleare MARS, riguarda l'inclusione dell'intero sistema di refrigerazione del reattore (in gergo il "confine di pressione" dell'impianto) in un ambiente a bassa temperatura, ma nel quale la pressione sia elevata e sia la stessa che regna all'interno del reattore. Questo ambiente viene riempito con acqua e realizzato per mezzo di cilindri in cemento armato precompresso tra loro interconnessi. Le dispersioni di calore dal refrigerante primario all'acqua dell'involucro esterno pressurizzato sono limitate per mezzo di un sistema di coibentazione a matasse di acciaio, dislocato all'esterno delle tubazioni e del recipiente in pressione. L'effetto di tale scelta è rilevante: non esistendo una differenza di pressione tra interno ed esterno del circuito di refrigerazione del nocciolo, è eliminata la possibilità di incidenti da perdita del refrigerante (LOCA, da Loss of Coolant Accident), sia per grandi che per piccole rotture. È eliminata in tal modo, la causa primaria della

stragrande maggioranza degli incidenti ipotizzati per gli impianti nucleari PWR, restando teoricamente possibili unicamente quelli da manipolazione degli elementi di combustibile nelle operazioni di ricarica del nocciolo. Anche ipotetiche rotture, che dovessero manifestarsi all'involucro del sistema di refrigerazione primario (peraltro molto improbabili per mancanza di sollecitazioni di "membrana"), sarebbero senza conseguenze, così come lo sarebbero ipotetiche, improvvise fessurazioni nel sistema di contenimento in cemento armato precompresso grazie all'assoluta mancanza di condizioni "pericolose" per il combustibile nucleare.

Nelle figure 3 ed 4 è mostrata la disposizione dei componenti del sistema di refrigerazione normale del nocciolo.

14

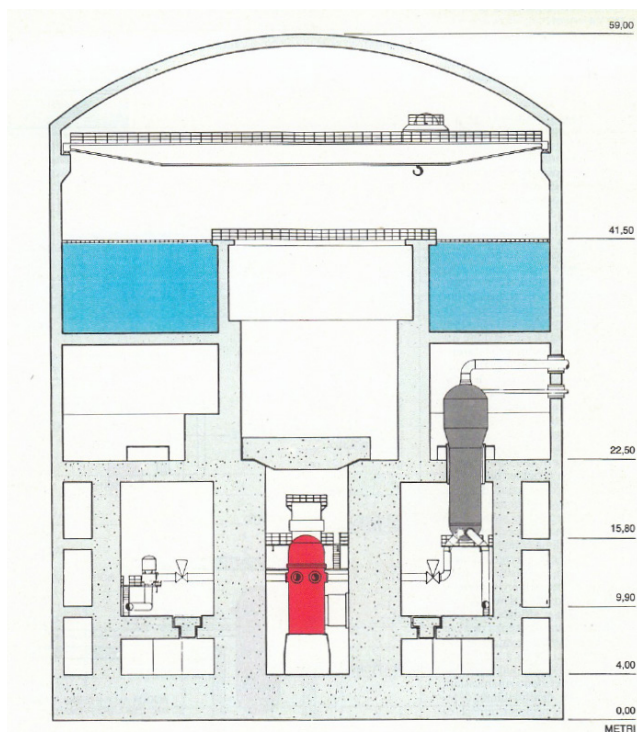


Fig. 3

Prima sezione dell'edificio del reattore.

I generatori di vapore di cui se ne vede uno a destra (in grigio scuro) sono del tipo a tubi a U ad asse verticale, a circolazione naturale. L'intero sistema di refrigerazione primario è protetto da un sistema pressurizzato che elimina l'eventualità di rotture dell'involucro contenente fluidi potenzialmente attivi. Nella figura 4 è invece mostrata la disposizione dei componenti principali del sistema di refrigerazione di emergenza. Mentre i componenti contenenti il refrigerante primario del nocciolo sono ubicati all'interno di un sistema pressurizzato, realizzato mediante cilindri di cemento armato precompresso

(si riveda la figura 1), i componenti del sistema di refrigerazione di emergenza, sono disposti in quota in modo da consentire lo smaltimento del calore di decadimento radioattivo, mediante circolazione naturale dei fluidi.

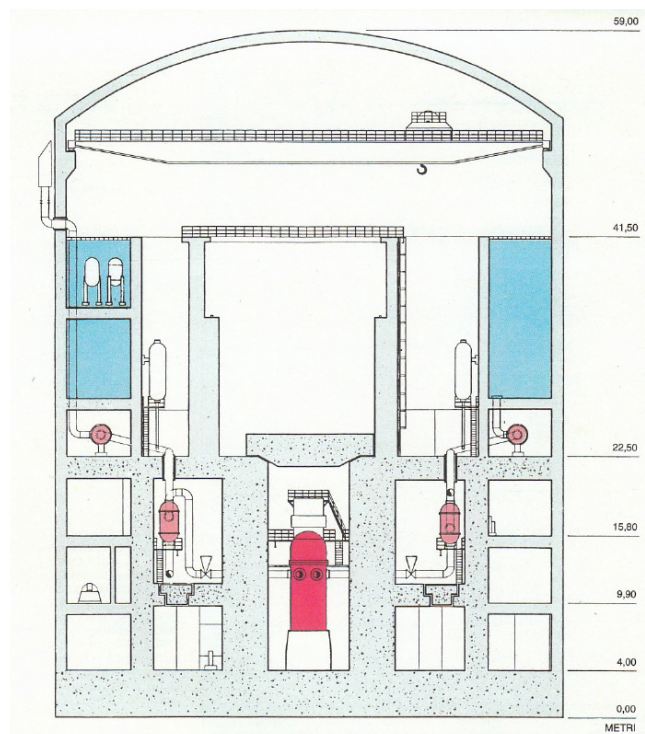


Fig. 4

Altra sezione dell'edificio del reattore.

Il pozzo freddo del sistema di refrigerazione di emergenza è realizzato per mezzo di una vasca contenente acqua a temperatura ambiente che asporta il calore per vaporizzazione a pressione atmosferica. In ambedue le sezioni i serbatoi sono le aree in blu, mentre gli scambiatori di calore sono indicati in rosso chiaro ed il recipiente del reattore in rosso intenso.

L'inclusione dell'intero sistema di refrigerazione primario in un "bagno" di acqua all'interno di una struttura in cemento armato, permette una fortissima attenuazione delle radiazioni, esternamente ai cilindri in c.a. con totale agibilità per gli operatori. Gli spazi disponibili all'esterno dei cilindri in cemento armato sono perfettamente utilizzabili, senza alcun rischio per gli operatori, con conseguente ottimizzazione del progetto delle opere civili, ridotte a strutture essenziali e di costo contenuto. È previsto che il sistema di refrigerazione normale del reattore, il sistema di refrigerazione di emergenza ed i sistemi ausiliari principali siano alloggiati in un edificio di contenimento al quale non è richiesto di dover resistere a pressione interna (per l'impossibilità fisica di

incidenti di perdita di refrigerante), ma solo di fungere da protezione fisica da eventi esterni, come per esempio la caduta di un aereo (o in genere di qualsiasi velivolo) o un violento uragano. La configurazione di tale edificio non sarà quindi necessariamente alla lettera quella riportata nelle illustrazioni (ossia a base cilindrica con cupola emisferica), essendo possibili soluzioni alternative eventualmente ottimizzate in rapporto a specifiche esigenze di costruzione o di smantellamento. Tale aspetto assume una grande rilevanza per la novità che esso rappresenta e per le ripercussioni sulla durata ed il costo di costruzione.

Questi ultimi due fattori, di cui è stata effettuata soltanto una prima stima, beneficiano evidentemente, in primo luogo, della semplicità globale del progetto e, in secondo luogo, delle caratteristiche “tradizionali” e non necessariamente sofisticate della maggior parte dei manufatti che, per le limitate pressioni in gioco e per la taglia contenuta dei componenti più rilevanti, possono essere realizzati da industrie “tradizionali” con assoluta predominanza dei lavori compiuti in officina e minima entità delle lavorazioni in opera. Anche le prove di collaudo sarebbero per lo più effettuate in officina, con tempi ridotti per le operazioni di avviamento. Scelte progettuali di estrema affidabilità sono state effettuate anche nel progetto nucleare dell’impianto, che è caratterizzato da parametri ingegneristici di assoluta tranquillità (margini molto elevati alla crisi termica, fattori di picco di barretta inferiori a 1,08, fattori di picco di elemento inferiori ad 1,21, densità lineare di potenza di 114 watt per centimetro quadrato) ed è tale da consentire grazie ad un “bruciamento” del combustibile di 30 000 megawatt-giorno a tonnellata, ad un caricamento a terzi di nocciolo e ad un arricchimento iniziale in fissile pari a 3,9% un “funzionamento equivalente a piena potenza” di 1 500 giorni a cui corrisponde un fattore di carico dell’impianto superiore al 90%. Oltre ai benefici in termini di costo di produzione, sono da segnalare le importanti ripercussioni per la dose collettiva annua a cui sono sottoposti i lavoratori e alla cui minimizzazione concorre anche la scelta dell’acciaio inossidabile AISI 304 per l’incamiciatura delle barrette di combustibile, una soluzione adottata per bassi tassi di perdita anche a costo di una peggiore economia neutronica rispetto alle più tradizionali soluzioni con leghe di zirconio.

Un impianto MARS può produrre 1 000 tonnellate (9 800 000 newton) all’ora di vapore saturo a circa 1,7 megapascal, da destinare a scopi industriali in campi come la dissalazione dell’acqua marina o il teleriscaldamento. Nell’ipotesi di utilizzazione del calore nucleare per generare elettricità l’impianto ora descritto è in grado di produrre una potenza di circa 170 megawatt elettrici lordi. Un MARS offrirebbe i seguenti vantaggi:

1. Produzione di elettricità per mezzo di una fonte energetica alternativa ai combustibili fossili pregiati;
2. Impiego di un sistema energetico a tecnologia avanzata ma non troppo sofisticato;
3. Utilizzo di un sistema impiantistico semplice e quindi di facile gestione;
4. Possibilità di ubicazione anche in prossimità di centri industriali (e non soltanto in zone isolate) grazie alle elevate caratteristiche intrinseche di sicurezza degli impianti.

In virtù di tali aspetti, dei quali sarebbe scontato sottolineare l’importanza, in termini strategici, economici e di sviluppo industriale, è probabile che i reattori nucleari di piccola e media taglia, a sicurezza intrinseca e passiva, avranno nei prossimi anni una massiccia affermazione commerciale. I paesi che riusciranno a proporre soluzioni funzionali ed affidabili potranno beneficiare di opportunità di mercato di imprevedibile portata, soprattutto nelle aree industriali con un più alto tasso di sviluppo.

Le modalità e le tecnologie di fabbricazione previste per tale reattore, sono ben note in Italia e ben collaudate nel mondo: ciò significa che non si corrono rischi di insuccessi o di incertezze economiche sulla sua realizzazione. Inoltre, è prevista la smontabilità e la sostituibilità di tutti i componenti del reattore: in altre parole, il reattore è costruibile tutto in officina, in tempi brevi e con costi bassi, e la sua vita è allungabile a piacere con la semplice sostituzione degli elementi che abbiano ultimato la propria vita tecnica. Il fatto che tutto il reattore sia scomponibile in pezzi di metallo flangiati ed imbullonati, permette poi uno smantellamento finale rapido e totale, cosicché a fine vita, sul sito resterebbe solo l’edificio di contenimento in c.a. precompresso, non radioattivo. In figura 5 è riportata a sinistra la pianta del reattore nell’edificio di contenimento e alla sua destra una sua immagine tridimensionale.

I costi di smantellamento che per i reattori di prima generazione si stanno rivelando gravosi, con almeno una decina di anni di lavoro sarebbero per il MARS

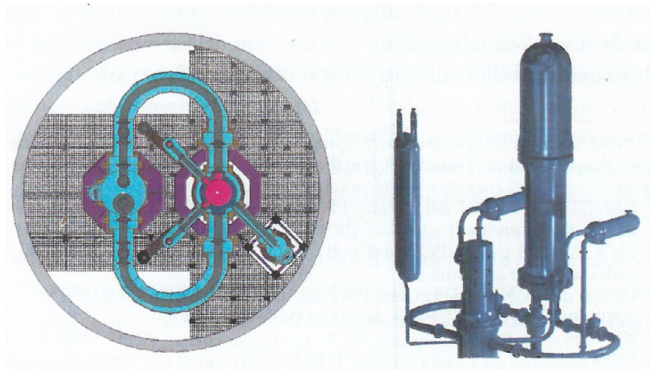


Fig. 5

Due immagini del reattore.

piuttosto bassi, ripetendo all'inverso le stesse operazioni di assemblaggio senza tagli e/o demolizioni complessi, lunghi e difficili. Gran parte dei pezzi metallici smontati non sarà attivata o contaminata per cui molti di essi potranno essere facilmente riciclati. Quelli attivati dovrebbero essere fusi e colati in lingotti-rifiuto, pronti per il deposito finale. Non va inoltre dimenticato che l'impianto è modulare: la ridotta potenza di ciascun modulo aumenta le opportunità di mercato, estendendolo anche a piccole società elettriche e a paesi con modeste reti di trasmissione. La possibilità di aggregare nel tempo più moduli con costi limitati consente di aumentare gradualmente la potenza delle stazioni elettriche, seguendo la domanda esterna di energia. A ciò si aggiunge la possibilità di sfruttare il MARS per la sovramenzionata cogenerazione di elettricità e di calore. Molti paesi hanno infatti, il problema della scarsità di acqua, spettro del futuro ed un'offerta calibrata per la dissalazione dell'acqua del mare e la produzione di elettricità soddisferebbe una loro esigenza primaria. Altra considerazione riguarda la competitività economica dell'energia prodotta, vale a dire la redditività di impresa, senza la quale cadrebbe ogni possibilità di affermazione. Questo obiettivo è centrato mediante una grande semplicità di progetto, con l'eliminazione di ridondanti sistemi di sicurezza attivi e soprattutto con l'allungamento della vita utile dell'impianto, garantito dalla facile sostituibilità dei componenti usati o obsoleti. Persino il "pressure vessel", contenitore del reattore soggetto per lunghi tempi al danneggiamento da radiazioni, che limita la vita dei reattori nucleari, può essere nel MARS sostituito da uno nuovo, costruito con i più aggiornati criteri. L'allungamento della vita è un accorgimento essenziale per gli impianti nucleari che hanno, nel costo dell'elettricità una predominante componente di costo di impianto rispetto a quella di costo del combustibile, molto più ridotta. Una volta ammortizzato, il costo dell'impianto, il costo dell'elettricità prodotta si dimezza. Un reattore modulare componibile significa anche una transizione dalle lunghe e complesse costruzioni sul sito della centrale, a costruzioni in fabbrica, in serie, con assemblaggi e controlli di parti trasportabili di impianto in ambienti attrezzati ed in tempi brevi. Questa transizione potrebbe rappresentare un cambiamento rivoluzionario nell'industria nucleare. In un MARS il circuito primario è costituito da un solo generatore di vapore verticale, con tubi ad U, ed una pompa a rotore incasellato, direttamente collegata al boccaglio di uscita dal generatore. Un pressurizzatore a bolla di vapore controlla la pressione del circuito primario. Collegato al vessel del reattore vi è un sistema di refrigerazione di sicurezza del nocciolo (SCCS, Safety Core Cooling System). Valvole on/off sono installate nel circuito primario per isolare il generatore di vapore e la pompa primaria in caso di incidente di rottura di un tubo del generatore. L'intero circuito primario ed il

sistema SCCS sono posti all'interno di un contenimento pressurizzato alla stessa pressione del circuito primario, con acqua a 70 °C (343 K), eliminando così le sollecitazioni primarie sulle pareti del circuito primario con una difesa intrinseca contro gli incidenti di perdita di refrigerante (LOCA) e di espulsione della più efficace barra di controllo. Il sistema SCCS è progettato per trasmettere il calore residuo di decadimento radioattivo, dopo lo Scram (l'abbassamento di tutte le barre di controllo con arresto della reazione) del reattore all'aria esterna senza l'intervento di alcun sistema energizzato (attivo), ma per semplice convezione naturale, innescata da colonne d'acqua a diversa temperatura e quindi densità. La presenza di circuiti multipli in cascata genera ridondanti barriere fra l'acqua radioattiva del primario e l'ambiente esterno. Il sistema SCCS ha due treni di componenti, ciascuno capace di rimuovere il 100% del calore residuo di decadimento. L'incidente base di progetto è la riduzione della portata di refrigerante primario, causata da un black-out di centrale, o da una rottura della pompa. L'attivazione del SCCS è automatica, senza bisogno dell'intervento dell'operatore o del sistema di controllo e sicurezza dato che le valvole che intercettano tale sistema sono tenute chiuse dalla pressione stessa della pompa primaria ed iniziano ad aprirsi quando la portata decresce sotto un valore prefissato. In figura 6 è riportato un disegno della valvola di sicurezza del sistema SCCS. L'innescò di tale sistema è completamente di tipo passivo.

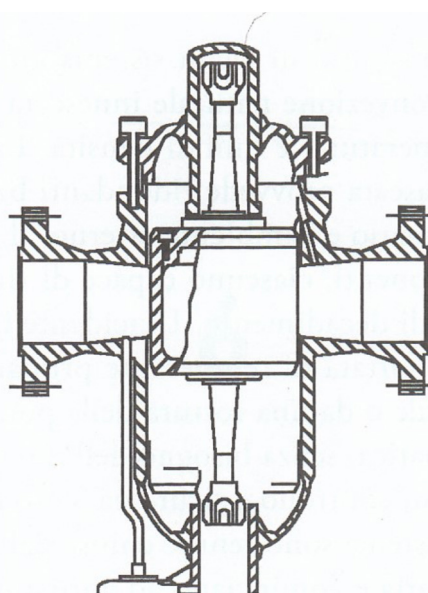


Fig. 6

Valvola di sicurezza del sistema SCCS.

Per attuare lo Scram del reattore (vedere la figura 7), in caso di incidente, oltre al sistema tradizionale di barre di controllo vi è un originale sistema di tipo passivo, che scatta quando la temperatura del refrigerante primario raggiunge un prefissato valore. Questo sistema che verrà approfondito nella parte seconda dell'articolo, è costituito da due tubi concentrici di diverso coefficiente di dilatazione termica, fissati ad una comune base che, in seguito alla dilatazione differenziale sganciano per gravità un secondo tubo di barre di controllo, spegnendo il reattore.

(Fine prima puntata)

***La seconda ed ultima puntata apparirà nel numero seguente della rivista.**

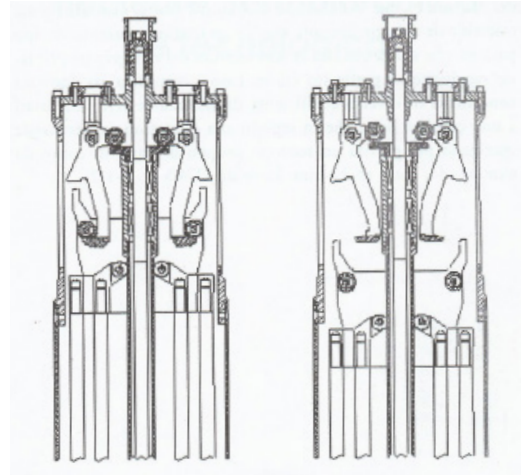


Fig. 7

Sequenza di intervento delle barre di controllo di emergenza.

Le proposte di Delfino

LA FUSIONE NUCLEARE CONTROLLATA

Il presente volume si prefigge lo scopo di illustrare nel modo più chiaro possibile, l'attuale stato delle ricerche nel campo della fusione nucleare controllata, che consiste nel riprodurre sulla Terra l'energia delle stelle, e si sofferma sulle sue possibili applicazioni. Come è scritto anche nel sottotitolo, vengono presi in considerazione gli attuali tre filoni dominanti della ricerca in questo particolare settore: il confinamento magnetico, che trova la sua massima realizzazione nel tokamak e nello stellarator, il confinamento inerziale con raggi laser o fasci di particelle subatomiche, ed in modo molto più marginale, la fusione fredda.




Editoriale Delfino

Autore Carlo Di Leo – Giorgio Lucarelli
Prezzo 29,00 €
Pagine 800

Editoriale Delfino Srl
Tel. 02 9578.4238 • info@editorialedelfino.it

Segui Editoriale Delfino!



Per l'acquisto

<https://libri.editorialedelfino.it/prodotto/la-fusione-nucleare-controllata/>

