

I moderni reattori nucleari moderati a grafite e raffreddati a gas

22 |

I reattori a gas ad alta temperatura (HTGR o Pebble bed) rappresentano un'evoluzione dei reattori AGR (Reattori avanzati raffreddati a gas) sia perché come fluido termovettore impiegano elio (evitando in tal modo gli inconvenienti incontrati con l'anidride carbonica alle alte temperature) sia perché utilizzano grafite per il rivestimento del combustibile, con il risultato di poter aumentare considerevolmente le temperature di esercizio e di poter diminuire la quantità di assorbitore nel nocciolo, migliorando anche l'economia del sistema. Gli Stati Uniti sembrano in procinto di attribuire grande importanza a queste unità che presentano l'interessante caratteristica di non consentire un incidente di perdita di refrigerante, come quello verificatosi a Three Mile Island, che a quaranta anni di distanza, resta l'incidente più rilevante tra tutti quelli occorsi alle centrali nucleari statunitensi.

Carlo Di Leo

La lezione di Three Mile Island

Come tutti noi sicuramente ricorderanno, nel marzo 1979 l'industria elettronucleare statunitense subì un notevole shock in seguito all'incidente che mise fuori uso uno dei reattori nucleari di Three Mile Island, facenti parte della centrale nucleare di Harrisburg, in Pennsylvania. Per ironia della sorte, tale incidente che non causò danni fisici percettibili ad alcuno, rallentò di molto lo sviluppo dell'energia nucleare in America, proprio nel momento in cui gli Stati Uniti acquisivano una generale consapevolezza dell'indispensabilità di nuove fonti nazionali di energia. L'esperienza di Three Mile Island, anche se dimostrò, con il compiacimento dei tecnici, che gli attuali reattori nucleari raffreddati ad acqua non costituiscono la benché minima minaccia per la salute e la sicurezza della popolazione (per dirla in breve, questo incidente, non fu altro che la conferma dell'innocuità di certi impianti nucleari) ha tuttavia messo in evidenza che incidenti e malfunzionamenti del genere sono in

grado di porre a repentaglio l'esercizio dell'impianto sottoponendo conseguentemente a grave rischio il relativo cospicuo investimento finanziario. Nel caso limite, un incidente del tipo di Three Mile Island potrebbe minacciare la stessa sopravvivenza economica della società produttrice di elettricità.

La lezione principale di Three Mile Island è forse questa: gli attuali impianti elettronucleari di potenza sono soggetti a taluni eventi molto rari che possono dar luogo a situazioni in cui il tempo a disposizione per una corretta risposta può essere inferiore al minuto. Per simili eventi a bassa probabilità, se gli interventi appropriati non vengono effettuati immediatamente, possono verificarsi conseguenze gravissime, pur senza rischi per la sicurezza pubblica. È quindi lecito chiedersi se ci si deve ritenere soddisfatti di reattori nucleari il cui progetto comporta che gli operatori debbano prendere le corrette decisioni nello spazio di un minuto per prevenire danni all'impianto. La risposta a questa domanda è chiaramente negativa. Perché l'industria nucleare

statunitense ha sviluppato impianti con i limiti cui si è ora accennato? Il predominio negli Stati Uniti dei reattori ad acqua naturale si spiega molto semplicemente. I reattori del tipo ad acqua in pressione o pressurizzata (i PWR per intenderci) sono un adattamento diretto del reattore compatto progettato per la propulsione del primo sommergibile nucleare, il Nautilus. Varato nel 1954, questo sommergibile lanciava tra l'altro, mentre era in immersione, un missile a testata termonucleare chiamato Polaris. Una versione del reattore per sommergibili adattata alla generazione elettrica di potenza venne realizzata dalla Westinghouse Electric Company ed entrò in servizio tre anni dopo a Shippingport, in Pennsylvania. Ben presto la General Electric Company introdusse sul mercato un proprio impianto ad acqua bollente, in cui il calore prodotto dalla fissione nucleare veniva rimosso dal nocciolo da vapore piuttosto che da acqua in pressione. In ambedue i tipi di reattore (cioè sia nel reattore ad acqua in pressione o PWR che nel reattore ad acqua bollente o BWR) è indispensabile che il "core" o nocciolo dell'impianto non venga mai a trovarsi scoperto, neppure per tempi brevi, altrimenti la temperatura del nocciolo stesso potrebbe aumentare rapidamente, causando la fusione dell'incamiciatura metallica delle pastiglie di combustibile come è probabilmente avvenuto a Three Mile Island. I reattori ad acqua naturale sono equipaggiati con dispositivi di sicurezza ridondanti (cioè duplicati o addirittura triplicati) per poter adeguatamente far fronte ad un incidente di "perdita di refrigerante". In questo tipo di incidente i sistemi di emergenza intervengono ad allagare il nocciolo con acqua erogata da fonte sicura per quantità e durata. Nel caso di Three Mile Island, quando si interruppe il normale flusso di acqua di raffreddamento, una sequenza di eventi improbabili, tra cui interventi chiaramente errati degli operatori, provocò l'interruzione della gettata di acqua d'emergenza per un periodo di tempo eccessivo, ma come abbiamo visto non vi furono né morti né contaminati, tanto negli operatori, quanto nella popolazione civile.

Situazione attuale della produzione energetica statunitense ed introduzione ai reattori HTGR

Gli attuali circa 100 impianti nucleari che producono il 20% del fabbisogno di energia elettrica negli Stati Uniti sono tutti ad acqua leggera. Una interessante eccezione è rappresentata dai reattori refrigerati a gas. Gli impianti dimostrativi più noti di questi tipi di reattori, sono stati quello di Dragon in Inghilterra, di Jülich e di Uentrop in Germania e di Peach Bottom e Fort St Vrain negli Stati Uniti d'America. A quest'ultimo si farà esplicito riferimento nel presente articolo. Fort St. Vrain che entrò in servizio alla fine degli anni Settanta e smise di funzionare nel 1989 era di proprietà della Public Service Company of Colorado. La potenza nominale dell'impianto era di 330

megawatt (MWe), corrispondente a circa un terzo di quella degli impianti elettrogeneratori standard. Il reattore incominciò a funzionare fino al livello del 70% della sua potenza nominale e, successivamente, la Nuclear Regulatory Commission autorizzò le prove a piena potenza che furono coronate da successo. L'impianto dimostrativo di Fort St Vrain fu costruito per la Public Service Company of Colorado dalla General Atomic Company, nell'ambito del Programma dimostrativo reattori di potenza, dell'Atomic Energy Commission. L'iniziativa faceva seguito al successo di un prototipo da 40 MWe, l'unità n.1 della centrale nucleare di Peach Bottom, della Philadelphia Electric Company. Nel corso dei suoi sette anni e mezzo di esercizio, dal 1967 al 1974, il reattore di Peach Bottom fece registrare un fattore di disponibilità in servizio dell'86% (esclusi i periodi di arresto programmato per attività di ricerca e sviluppo relativa a questo tipo di reattore). Il corrispondente valore per tutti gli altri reattori statunitensi è intorno al 66%.

Due sono le caratteristiche di sicurezza che differenziano un reattore ad elio da un reattore ad acqua. Innanzitutto il nocciolo viene raffreddato da gas che circola completamente confinato all'interno di un massiccio recipiente a pressione, per cui il reattore non può perdere il proprio fluido refrigerante primario in seguito alla rottura di una tubazione all'esterno del recipiente. In secondo luogo, se la circolazione del gas viene ad interrompersi per un guasto all'intero sistema principale di circolazione dell'elio, la temperatura all'interno del nocciolo del reattore aumenta solo lentamente, poiché gli elementi di combustibile sono immersi in una massiccia matrice di grafite, che funge da moderatore per il rallentamento dei neutroni ed è in grado di assorbire il calore emesso dai prodotti di fissione dopo l'arresto della reazione nucleare a catena. In un reattore raffreddato ad elio e moderato a grafite, la reazione nucleare viene arrestata mediante l'inserimento di barre di controllo analoghe a quelle degli altri reattori oppure mediante l'iniezione di sfere di boro che "avvelenano" la reazione. Nei reattori raffreddati ad acqua, la perdita di refrigerante, che funge anche da moderatore, provoca l'arresto della reazione.

Se si guastassero i sistemi di raffreddamento di emergenza in un reattore ad acqua naturale, la temperatura del nocciolo crescerebbe anche dopo l'arresto della reazione perché i prodotti di fissione accumulatisi negli elementi di combustibile continuerebbero ad emettere energia ad un tasso elevato. Al momento dell'arresto, il calore di decadimento corrisponde a circa il 7% della potenza termica del reattore cioè a circa 210 megawatt per un reattore ad acqua da 3 000 megawatt termici (equivalenti ad una potenza elettrica di 1 000 MW). Si è valutato che in un incidente di perdita di refrigerante, la temperatura dell'incamiciatura degli elementi di combustibile può raggiungere i 1 650 °C (1 923 K) e che rotture del combustibile si possono verificare nello spazio di 50

secondi in un reattore ad acqua in pressione e di due minuti in un reattore ad acqua bollente. Per un reattore raffreddato ad elio, in un incidente analogo, comportante la depressurizzazione del sistema ed il guasto completo del sistema di circolazione dell'elio, trascorrerebbe più di un'ora prima che la temperatura del nocciolo possa raggiungere i 1 650 °C. A quella temperatura non si verificherebbero né danni alle particelle rivestite, né agli elementi di grafite del combustibile di un reattore a gas. Le particelle di combustibile e la grafite resistono benissimo a temperature fino a 2 200 °C (2 473 K), temperature che sarebbero raggiunte non prima di 10 ore dall'inizio dell'incidente. In conclusione, il tempo a disposizione in un reattore a gas e grafite sarebbe più che sufficiente per l'adozione di misure più appropriate per il ripristino del regolare flusso di elio.

I pregi dei reattori a grafite raffreddati a gas hanno avuto ampi riconoscimenti in tutto il mondo. Negli anni Cinquanta e Sessanta del secolo scorso, mentre gli Stati Uniti volgevano la loro attenzione ai reattori ad acqua naturale, Francia e Gran Bretagna sviluppavano reattori raffreddati a gas e moderati a grafite, il cui fluido refrigerante era anidride carbonica anziché elio. La Gran Bretagna attualmente (tra reattori in servizio, reattori pianificati e reattori proposti) dispone di una ventina di reattori a gas, una decina ne ha la Francia e addirittura uno ne aveva l'Italia (quello di Latina di progettazione inglese), prima che due referendum ponessero fine alla costruzione di centrali di potenza sul nostro territorio. Interessanti impianti di questo tipo sono stati costruiti anche in altre nazioni, tra le quali Spagna Giappone e Cina (in alcuni casi pur trattandosi sempre di reattori raffreddati a gas e moderati a grafite, usano come fluido refrigerante anidride carbonica al posto dell'elio). Lo sviluppo dei reattori a gas francesi e britannici, era ad uno stadio preliminare nel 1956, quando un gruppo di fisici, formati prevalentemente presso il centro di Los Alamos, si riunì a La Jolla, in California per affrontare il progetto di un reattore, che rispetto a quelli già sviluppati, fosse più efficiente e nello stesso tempo dotato di una maggiore flessibilità intrinseca. Tra i componenti del gruppo ricordiamo il premio Nobel Hans Bethe della Cornell University, Freeman Dyson, dell'Institute for Advanced Study di Princeton, Peter Fortescue dell'Atomic Energy Research Establishment di Harwell, in Inghilterra e Frederic de Hoffmann, che all'epoca era presidente della General Atomic. Iniziò così lo sviluppo del reattore ad alta temperatura raffreddato a gas o HTGR (High Temperature Gas-cooled Reactor), cui contribuirono le conoscenze francesi e britanniche sperimentato a Peach Bottom e, su scala maggiore, a Fort St.Vrain. Grazie alla grande disponibilità di elio negli Stati Uniti, quale fluido refrigerante venne scelto quel gas anziché l'anidride carbonica poiché l'elio, rispetto all'anidride carbonica, ha i notevoli vantaggi di essere stabile in presenza dell'alto flusso di radiazioni nel reattore, di non diventare radioattivo, di

essere chimicamente inerte e di possedere eccellenti caratteristiche di trasmissione del calore. I vantaggi degli HTGR furono illustrati da Joseph M. Hendrie, presidente della Nuclear Regulatory Commission, fin dal marzo 1980. Nella relazione egli affermò testualmente che "tali reattori hanno un rendimento confrontabile con quello dei migliori impianti termoelettrici a combustibile fossile e sono nettamente più efficienti dei reattori nucleari raffreddati ad acqua naturale". Egli inoltre affermò testualmente quanto segue: "gli HTGR presentano vantaggi dal punto di vista della sicurezza, essendo impianti nei quali non è indispensabile intervenire con grande urgenza se qualcosa non va come si deve, in quanto la struttura del nocciolo è un grosso blocco di grafite, un materiale stabile e resistente alle alte temperature; ne consegue che se si verificasse una caduta di potenza o un guasto ai contenitori dell'impianto, gli operatori avrebbero tutto il tempo per riflettere con calma sulle azioni da intraprendere".

Nella TAVOLA n.1 è riportato uno spaccato del reattore a gas HTGR. In questo HTGR progettato dalla General Atomic Company il moderatore è grafite ed il fluido refrigerante è elio. Nei reattori ad acqua naturale, invece, questa funge sia da refrigerante che da moderatore. L'impianto qui illustrato, ha una potenza nominale di 860 megawatt elettrici (MWe), di poco inferiore rispetto a quelli di massima potenza, da 1 000 o più MWe. Il rendimento termico di un impianto HTGR è del 38,5% dell'ordine di quello dei migliori impianti termoelettrici a combustibile fossile e superiore a quello dei reattori ad acqua naturale. Se si verificasse l'interruzione o una perdita del flusso refrigerante, un reattore HTGR sarebbe molto meno esposto al rischio di danneggiamento rispetto ad un reattore ad acqua naturale, grazie al nocciolo contenente circa 1.500 tonnellate di grafite, materiale con una grande capacità di assorbimento del calore. Il nocciolo dell'impianto HTGR ed il sistema di generazione del vapore sono alloggiati in un recipiente di calcestruzzo precompresso le cui pareti hanno uno spessore di 4,5 m.

Come si può vedere nella TAVOLA n. 2 il nocciolo ed i generatori di vapore dell'impianto HTGR sono alloggiati entro un robusto recipiente a pressione in calcestruzzo precompresso (PCR). Per un impianto da 860 MWe il PCR ha un diametro di 31 m ed un'altezza di 25 m.. Il nocciolo di grafite di un reattore HTGR da 860 MWe occupa un volume cilindrico di 7,9 m di diametro e di 6,4 metri di altezza. Quattro circolatori primari di cui solo due sono rappresentati in questa sezione trasversale, fanno circolare l'elio alla pressione di 73,9 chilogrammi per centimetro quadrato in circa 27 000 canali verticali praticati entro il nocciolo. L'elio fuoriesce dal nocciolo del reattore alla temperatura di 685 °C (958 K) ed entra dal basso nei generatori di vapore, passando due volte in una serie di tubi elicoidali e dritti. L'acqua entra in ebollizione entro i tubi nel percorso ascendente e

viene ulteriormente riscaldata nel percorso discendente fuoriuscendo sotto forma di vapore surriscaldato alla temperatura di 538 °C (811 K) ed una pressione di 176 kg per centimetro quadrato. Non sono rappresentati i tre cilindri di raffreddamento con scambiatori di calore raffreddati ad acqua, capaci di smaltire il calore dell'elio in circolazione nel caso di fuori servizio dei circuiti di generazione di vapore. Dopo un arresto del reattore, i prodotti di fissione del nocciolo liberano una quantità di calore inizialmente elevata, che tuttavia diminuisce esponenzialmente.

Cenni storici ed evoluzione dei reattori a gas-grafite e generalità sull'impianto di Fort St. Vrain

I primi reattori a gas realizzati nel Regno Unito, vennero denominati Magnox in quanto le barre di combustibile, ad uranio non arricchito erano rivestite da una lega di magnesio. Il nocciolo del reattore, contenente varie tonnellate di grafite, era alloggiato in un recipiente a pressione in acciaio che aveva le caratteristiche di essere voluminoso, costoso e molto più grande di quelli adottati per i reattori ad acqua naturale. Nel 1958 gli scienziati ed ingegneri francesi dimostrarono che il recipiente in acciaio poteva essere sostituito da un recipiente in calcestruzzo precompresso, di dimensioni tali da poter alloggiare l'intero sistema del reattore, inclusi i generatori di vapore. Il recipiente a pressione in calcestruzzo precompresso PCRV (Prestressed-Concrete Reactor Vessel), è costantemente mantenuto in compressione mediante una rete di tensori in acciaio, sovradimensionati in numero, controllabili, registrabili e sostituibili all'occasione. La tenuta rispetto ad eventuali fughe di gas è assicurata da un involucro in acciaio, fissato alla parete interna del PCRV; l'involucro e le pareti del PCRV sono raffreddati con acqua che circola in tubazioni saldate sulla superficie esterna del recipiente. In seguito i PCRV vennero adottati per tutti gli impianti a gas francesi e britannici. Grazie anche all'elevato livello di sicurezza ottenuto con l'adozione di questo tipo di recipiente, la Gran Bretagna decise di realizzare in prossimità di siti urbani impianti di seconda generazione denominati "reattori avanzati a gas" (AGR, Advanced Gas Reactors). Il combustibile di tali reattori era ossido di uranio, un materiale ceramico rivestito di acciaio inossidabile. L'innovazione era resa possibile dall'adozione di uranio leggermente arricchito. Con il nuovo combustibile gli AGR erano in grado di funzionare a temperature superiori rispetto ai reattori Magnox e di "bruciare" una maggiore quantità dell'uranio-235 presente, prima che si rendesse necessario il ricambio del combustibile. Con l'aumento della temperatura, il rendimento del processo di generazione dell'energia elettronucleare salì dal 30 al 40%. Negli Stati Uniti, negli anni Cinquanta e Sessanta, l'AEC (Atomic Energy Commission, predecessore

dell'attuale Department of Energy) concretizzò il proprio interesse per reattori raffreddati a gas, finanziando gli studi di diversi concetti di reattori avanzati. Uno dei principali obiettivi dell'AEC era quello di ridurre la quantità di uranio necessaria per unità di energia elettrica prodotta; a quel tempo le risorse di uranio sembravano insufficienti rispetto ai prevedibili fabbisogni. Da quegli studi venne una chiara indicazione dei reattori autofertilizzanti o di convertitori avanzati. In un autofertilizzante si forma almeno un atomo di nuovo combustibile per ogni atomo di combustibile consumato. In un convertitore avanzato, per ogni atomo di combustibile consumato si formano generalmente da 0,7 a 1 atomi di nuovo combustibile. Nei reattori ad acqua, invece, per ogni atomo di combustibile consumato si da 0,5 a 0,6 atomi di nuovo combustibile. Il reattore ad alta temperatura raffreddato a gas e moderato a grafite è un convertitore avanzato ed è uno dei concetti di reattore emersi dalla inevitabile selezione condotta su quelli studiati nell'ambito dell'iniziativa dell'AEC. Le industrie produttrici di elettricità si sono espresse molto favorevolmente sul settore HTGR, sia perché rispetto al reattore ad acqua naturale è competitivo in termini di costi di capitale, sia perché consente l'adozione, come vedremo meglio in seguito, di un ciclo uranio-torio, con basso consumo di uranio e quindi bassi costi di combustibile.

Nel successivo stadio di sviluppo dei reattori a gas sono confluiti almeno due degli aspetti tecnologici ideati separatamente in Europa e negli USA: l'elio si sostituisce all'anidride carbonica quale fluido refrigerante ed il nocciolo del reattore viene caricato con combustibile che consente di fare a meno dell'incamiciatura metallica. Queste due caratteristiche sono presenti non solo a Peach Bottom e a Fort St. Vrain ma anche nei pochi ma significativi reattori posti in Inghilterra ed in Germania. Negli Stati Uniti il reattore di Fort St. Vrain da 330 MWe ha prodotto dal 1978 (anno della sua entrata in funzione) al 1989 (anno della sua chiusura) una quantità di elettricità tale da fornire una eloquente dimostrazione delle prestazioni del combustibile e delle caratteristiche di sicurezza di un moderno progetto HTGR. Il reattore è stato sottoposto a prove in condizioni di emergenza inclusa la prova di totale perdita della circolazione forzata del fluido refrigerante, senza che si dovesse registrare alcun danneggiamento del nocciolo o di altri componenti principali dell'impianto. In figura 1 è riportata una foto dell'impianto di Fort St. Vrain.

La centrale ora mostrata sorgeva a Denver, in Colorado. Tale impianto, progettato dalla General Atomic e di proprietà della Public Service Company, era gestito da questa stessa società. Sulla base dell'esperienza di Fort St. Vrain, la General Atomic, in collaborazione con la Gas-Cooled Reactor Associates (un consorzio di società statunitensi produttrici di elettricità) e con il Department of Energy ha sviluppato il progetto di riferimento di un impianto HTGR da 860 MWe. Si tratta di un progetto

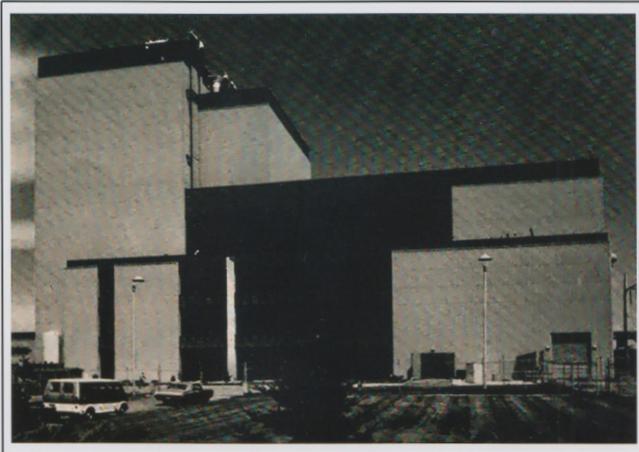


Fig. 1

Veduta esterna della centrale di Fort St. Vrain.

semplificato e cautelativo, particolarmente curato sia dal punto di vista della sicurezza, sia da quello di protezione da rischi del capitale investito. Il nocciolo del reattore è contenuto all'interno di un recipiente a pressione in calcestruzzo precompresso a più cavità. L'elio esce dal nocciolo a $685\text{ }^{\circ}\text{C}$ (958 K), mentre nel reattore di Fort St Vrain usciva a $812\text{ }^{\circ}\text{C}$ ($1\ 085\text{ K}$) e scorre in quattro circuiti di raffreddamento primari, dove si genera vapore alla temperatura di $538\text{ }^{\circ}\text{C}$ (811 K) ed alla pressione di 176 chilogrammi per centimetro quadrato.

26

L'esperienza di Fort St Vrain ha permesso di verificare alcuni vantaggi degli HTGR dal punto di vista operativo e della sicurezza. Il personale addetto all'esercizio ed alla manutenzione è stato esposto a dosi di radiazioni ben al di sotto dei limiti consentiti per un qualsivoglia personale addetto ad impianti nucleari. Su un totale di diverse centinaia di addetti, solo per meno di una decina è stato possibile rilevare dosi misurabili (ma comunque sempre molto contenute ben al di sotto del limite di sicurezza) di radiazioni. L'impianto di Fort St.Vrain ha reagito senza scosse e senza affanno alle variazioni di carico provocate sia da escursioni transitorie nel ciclo di generazione di potenza, sia a temporanei fuori servizio di componenti o sistemi. Il nocciolo degli HTGR era di grosse dimensioni e per unità di volume liberava una minore quantità di calore rispetto ai reattori ad acqua naturale; inoltre la gran massa del nocciolo, che conteneva circa 1 500 t di grafite, aveva un'elevata capacità di assorbimento di calore nel caso che il flusso di raffreddamento si potesse ridurre o interrompere. Per questi motivi, il reattore di Fort St. Vrain, del quale in figura 2 possiamo vedere una sezione verticale, come tutti gli HTGR, rispondeva molto lentamente ad un imprevisto guasto di servizio, consentendo agli operatori un ampio margine di tempo (ore piuttosto che minuti) per attuare i provvedimenti più opportuni.

A Fort St. Vrain cinque guasti di questo genere hanno provocato l'interruzione della circolazione forzata dell'elio per lunghi periodi di tempo, senza provocare sensibili incrementi della temperatura del nocciolo né causare rischi di alcun genere per l'impianto ed il combustibile. Viene così praticamente eliminato il rischio di danneggiamento del reattore o del nocciolo in seguito ad errori degli operatori. Grazie alla stabilità termica degli HTGR risulta semplificato il progetto del sistema di arresto del reattore mediante inserimento di assorbitori neutronici e del sistema di raffreddamento di emergenza. Se la normativa lo consente vi sarebbe anche tempo più che sufficiente per l'azionamento manuale di tali sistemi. In seguito all'incidente di Three Mile Island, la Nuclear Regulatory Commission ha prescritto la presenza a pieno tempo sul sito degli impianti nucleari di un esperto, denominato "consulente tecnico di esercizio". L'unico impianto che ha potuto derogare a questa norma è stato quello di Fort St. Vrain, per il quale non si è ritenuto necessario che l'esperto fosse presente nella centrale ma si è ritenuto sufficiente che si rendesse reperibile entro un'ora dalla eventuale chiamata. In Tabella n.1 sono riportate le principali caratteristiche della centrale di Fort St. Vrain.

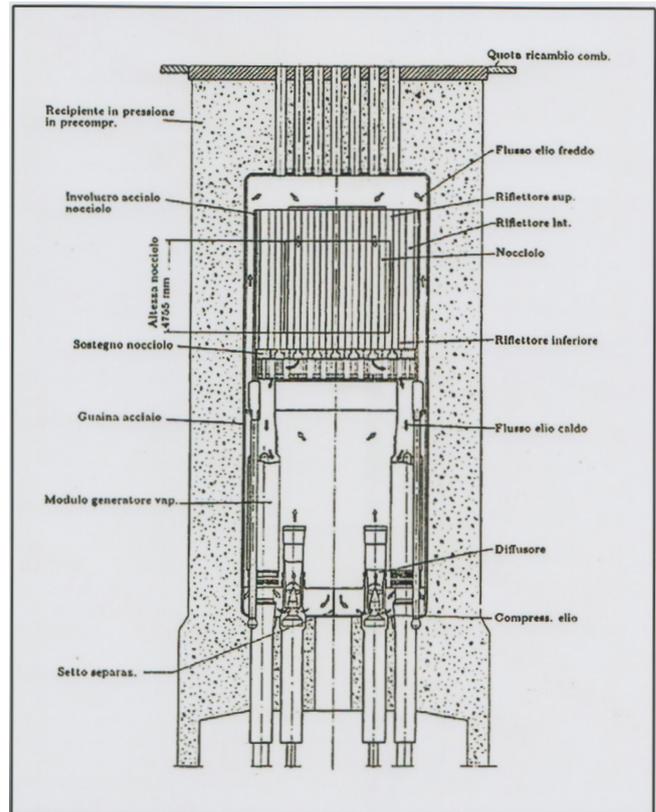


Fig. 2

Sezione verticale del reattore di Fort St. Vrain.

Tipo di reattore	Reattore ad uranio fortemente arricchito (93%) e torio, moderato e riflesso con grafite, raffreddato ad elio.
Potenza	342 MWe (lorda), 330 MWe (netta), 842 MWt.
Rendimento	39,2%
Nocciolo	Cilindro di diametro pari a 4,94 m ed altezza 4,75 m.
Canali	247, reticolo triangolare con passo pari a 36,2 cm.
Carica combustibile	936 kg (870 kg di U-235) di uranio e 19.500 kg di torio
Densità di potenza del nocciolo	6,3 kW/litro
Resa energetica	100 MWg/hgU e Th (medio), 200 (massimo)
Combustibile	Sferette di carburo di uranio e torio, fissili e fertili di diametro 0,4 mm e arricchimento 93%.
Guaina	Più strati di carbonio pirolitico e carburo di silicio, spessore 0,13 millimetri.
Elementi di combustibile	1.482 prismi di grafite di sezione esagonale, di 35,5 cm di lato, alti 79,2 cm, ciascuno contenente 108 passaggi per il termovettore e 210 cavità per le sferette di combustibile. Sei prismi in verticale formavano un "canale" di potenza (247 totale).
Portata termovettore	1.430 t/h, attraverso il nocciolo, 1.550 t/h totale.
Temperatura termovettore	Ingresso reattore 450° C (723 K), uscita reattore 780° C (1.053 K).
Pressione	Ingresso reattore 48,5 bar
Barre di controllo	78 barre di grafite in contenitori metallici con il 30% di boro sotto forma di carburo.
Recipiente a pressione	Prisma esagonale in calcestruzzo precompresso, con lato pari a 14,9 m, altezza 32,3 metri. Cavità interna cilindrica di diametro 9,4 metri e altezza 22,9 metri. Liner in acciaio al carbonio di spessore pari a 1,9 cm
Circuito primario	Due circuiti in acciaio al carbonio.
Generatori di vapore	Due con sei moduli ciascuno.
Circuito secondario	Portata di vapore 1040 t/h, temperatura 538° C (811 K), pressione 165 bar. Riscaldamento 538° C, 41 bar. Temperatura acqua alimento 204° C (477 K).

Tabella 1

Caratteristiche principali della centrale di Fort St. Vrain.

Altre importanti notizie sui reattori raffreddati a gas

Il recipiente a pressione in calcestruzzo precompresso, rappresenta uno dei principali aspetti di sicurezza distintivi del progetto di questo tipo di reattore. In primo luogo una rottura catastrofica del PCRV è un evento che l'analisi dei rischi definisce incredibile, tanto remota è la probabilità che esso possa verificarsi. Ciascun tensore in acciaio che contribuisce alla resistenza del PCRV è indipendente e ridondante ed il recipiente si trova con continuità in uno stato di compressione. In secondo luogo, il recipiente è progettato per resistere ad una pressione massima più che doppia di quella normale di esercizio, ossia a 170 kg/cm². Qualsiasi fessurazione che dovesse risultare eventualmente da un eccesso di pressione non provocherebbe altro che una lenta perdita di gas, che tenderebbe a cessare spontaneamente con una leggera riduzione della pressione. In terzo luogo, la depressurizzazione completa può verificarsi solo in caso di rottura nella zona di inserimento delle tubazioni o delle piccole linee di servizio che attraversano la parete del PCRV. Rotture di questo tipo rappresentano un evento

estremamente improbabile. Inoltre in corrispondenza di ciascun punto di inserimento, il nocciolo è dotato di limitatori di flusso per impedire la liberazione rapida del gas che potrebbe causare danni strutturali al nocciolo o al sistema di raffreddamento.

Nella TAVOLA 3 è riportato un confronto tra le caratteristiche di esercizio di un reattore HTGR da 860 MWe (in azzurro) e quelle di un reattore ad acqua in pressione della stessa capacità (in grigio). Il minor consumo di combustibile in un impianto HTGR può essere attribuito in parte al più elevato rendimento termico ed in parte al fatto che per ogni atomo di uranio consumato nell'HTGR si producono circa 0,7 atomi di combustibile nuovo. In un reattore ad acqua in pressione, il numero di nuovi atomi prodotti per ogni atomo consumato è inferiore a 0,5. Con un ciclo di combustibile senza recupero, in entrambi i tipi di impianto una certa frazione di atomi di U-238 o di Th-232 viene trasformata in isotopi di plutonio o uranio, che in parte vengono utilizzati prima del ricambio di combustibile. Se fosse consentito il riciclo del combustibile esaurito, il combustibile HTGR dovrebbe essere una miscela di uranio ad alto arricchimento (circa 93% in U-235) e di torio. Parte del torio sarebbe trasformata in U-233 fissile, che verrebbe recuperato e riciclato per sostituire l'U-235 nelle successive ricariche.

In figura 3 sono raffigurati rispettivamente a sinistra

Energia nucleare

e a destra una barra di combustibile ed un blocco di combustibile di un reattore HTGR.

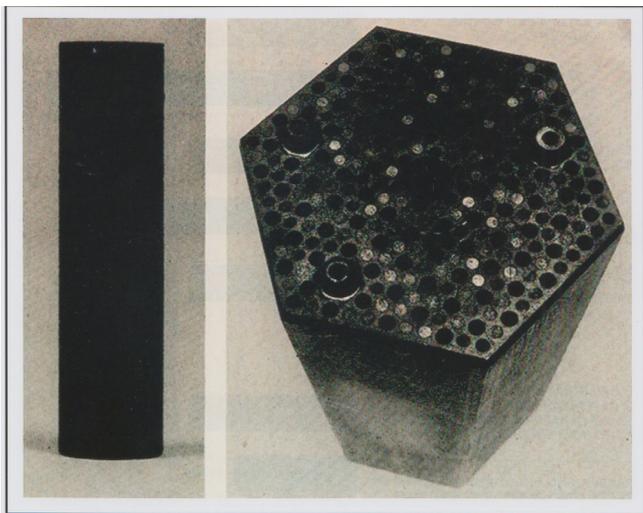


Fig. 3

Barra e blocco di combustibile di un HTGR.

La barra, lunga 6,25 cm è costituita da decine di migliaia di particelle combustibili inglobate in una matrice di grafite. Ogni blocco di combustibile, che misura circa 35 cm di larghezza e 77,5 cm di altezza, è costituito da 1 656 barre combustibili compattate in una struttura esagonale. I numerosi canali praticati nel blocco servono per il passaggio del flusso di elio. Il grosso foro centrale alloggia il meccanismo per l'inserimento dei blocchi di combustibile nel nocciolo del reattore. Il nocciolo di un reattore da 860 MWe è costituito da 3 512 blocchi. Ogni blocco di combustibile del peso di 122 chilogrammi (1.196 newton) contiene in media 0,7 kg (6,86 newton) di uranio-235 e 15,9 kg (155,91 newton) di torio 232. In quattro anni di permanenza nel nocciolo un blocco di combustibile fornisce una quantità di energia equivalente a quella ottenibile da 2.500 tonnellate di carbone o di 12 000 barili di olio combustibile.

Un reattore HTGR può anche essere denominato "Pebble bed". I fautori di questo tipo di tecnologia puntano come già accennato su un aumento del livello di sicurezza e di efficienza energetica rispetto ai tradizionali reattori ad acqua di matrice statunitense ed europea. Invece dell'acqua un reattore di questo tipo utilizzerebbe ciottoli (pebbles) di grafite pirolitica come moderatore di neutroni e come refrigerante utilizzerebbe gas inerte come l'elio o semi-inerte come l'azoto o l'anidride carbonica. Il gas dovrebbe lavorare a temperature molto alte e potrebbe anche muovere direttamente una turbina a gas. Questo potrebbe eliminare il complesso impianto del vapore e potrebbe aumentare l'efficienza energetica persino intorno al 50%. Questi gas disciolgerebbero teoricamente meno contaminanti dell'acqua, per cui

il nocciolo potrebbe contenere meno fluidi radioattivi e risulterebbe più economico rispetto ai tradizionali reattori ad acqua, o ai reattori ad acqua pesante di progetto canadese o indiano. In figura 4 è riportato un altro schema di reattore Pebble bed.

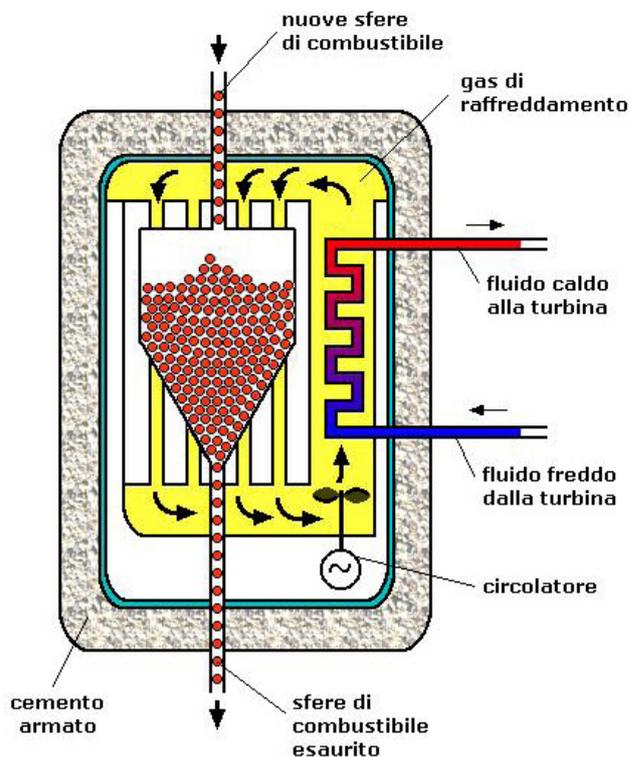


Fig. 4

Schema di reattore Pebble bed.

Uno studio preliminare di questo tipo di reattore risalirebbe al 1950, e sarebbe stato svolto da Rudolf Schulten con lo scopo di costruire un reattore più semplice e sicuro, con un combustibile più semplice e standardizzabile. Una delle idee di base sarebbe quella di combinare combustibile, struttura, contenimento, e moderatore in una sfera piccola e resistente. Questo sarebbe possibile dall'impiego di grafite pirolitica e di carburo di silicio, che resistono anche a temperature di 2 000 °C. La geometria che assumono le sfere impaccandosi forma infatti naturalmente alcuni spazi che consentirebbero una forma primitiva di raffreddamento. Per garantire un sufficiente livello di sicurezza, il nucleo deve avere comunque una potenza molto più bassa a parità di dimensione rispetto ad un reattore nucleare ad acqua leggera: si parla di una densità di potenza di circa qualche centesimo di quella dei reattori ad acqua.

Il PBMR (sigla inglese di Pebble Bed Modular Reactor) dovrebbe servire per produrre calore, da impiegare per muovere una turbina collegata ad un generatore elettrico. Il combustibile nucleare secondo molti progetti dovrebbe

essere arricchito intorno al 10%: questo arricchimento porta immediatamente ad alcune problematiche di proliferazione nucleare. Il combustibile sarebbe costituito da sfere di grafite in cui sono disperse sferette di ossido di uranio con rivestimento multistrato in carbonio inerte, carburo di silicio e grafite pirolitica (che è un modesto moderatore dei neutroni) dispersi in grafite contenuta dentro ciottoli sferici in grafite pirolitica. Questi ciottoli si trovano in un recipiente a pressione in acciaio di forma cilindrica con calotte emisferiche; il contenitore (caldaia) è internamente rivestito in grafite, che ha un effetto riflettente sui neutroni emessi dalla reazione. Un gas inerte (elio) viene fatto circolare attraverso la caldaia e sottrae calore alle sfere; uscendo dalla caldaia a circa 900 °C, scambia quindi calore con un circuito d'acqua separato, un po' come nel reattore reattore Magnox, che vaporizza inviando quindi il vapore in una turbina convenzionale. In alternativa, il gas caldo viene inviato alla turbina, che sfrutta il salto entalpico, muovendo sia gli alternatori che un compressore.

Il principale vantaggio del reattore Pebble bed sarebbe quello di avere un maggiore grado di sicurezza intrinseca rispetto ai reattori tradizionali. Infatti, all'aumento della temperatura si modifica l'orientamento della grafite pirolitica, che quindi varia le proprie capacità moderatrici: i neutroni emessi dal combustibile diventano più veloci, e non sostengono la fissione perché aumenta la cattura da parte dell'uranio-238, limitando la potenza generata. Dato che la caldaia è progettata in modo da disperdere più calore di quanto non se ne produca nelle condizioni critiche descritte, si riesce ad ottenere una condizione di stallo nella quale il reattore, pur non interrompendo del tutto la generazione di calore, si pone spontaneamente in condizioni di limitazione dell'emissione di neutroni. Un secondo importante vantaggio sta nella continuità del funzionamento. Infatti le sfere di grafite, del diametro di circa 60 mm (una pallina da tennis), circolano all'interno del reattore in modo continuo.

Un vantaggio economico del PBMR sui reattori moderati/raffreddati ad acqua, leggera o pesante, è che opera a temperature maggiori. Il PBMR può riscaldare direttamente fluidi per turbine a bassa pressione.

Il PBR è detto "modulare" perché usa molti piccoli reattori in una grande centrale nucleare. Ciò è conveniente perché l'investimento di nuovi capitali può essere graduale e commisurato alla richiesta di energia nucleare: i siti che richiedono una maggiore capacità generatrice possono semplicemente installare più reattori. Il PBMR porta ad una maggiore affidabilità, dato che molti reattori condividono parte dell'attrezzatura e alcune parti possono essere sostituite in caso di problemi.

La modularità, inoltre, consente la produzione di massa di piccoli reattori. Questo riduce il costo del ciclo di vita del sistema, in particolare nei settori della certificazione di sicurezza e della verifica del progetto (design qualification). Nei sistemi modulari l'attrezzatura

di raffreddamento delle turbine deve essere adattata al sito. Il sistema di raffreddamento compatibile con il maggior numero di siti è la torre di raffreddamento. Nelle zone vicine a corsi d'acqua, tuttavia, il raffreddamento ad acqua è molto meno costoso, poiché l'ottima capacità termica dell'acqua permette l'uso di attrezzatura più ridotta.

In figura 5 a sinistra, è riportata la foto di una sfera di grafite mentre nella figura a destra si possono vedere la struttura e la composizione delle sfere di grafite in un reattore nucleare Pebble bed.

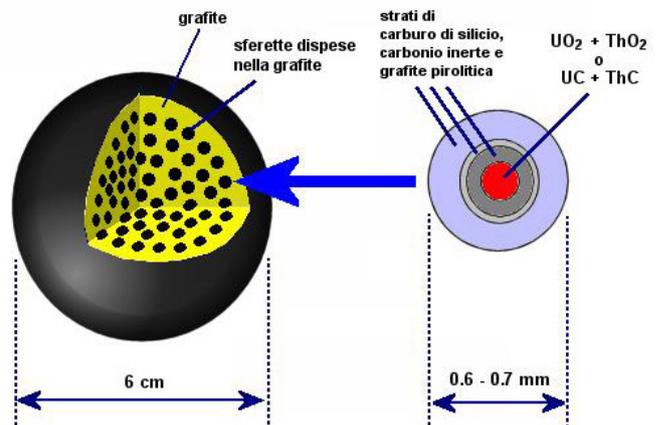


Fig. 5

Struttura e composizione delle sfere di grafite in un reattore Pebble bed.

Le particelle di combustibile messe a punto per i reattori HTGR misurano 0,075 cm. di diametro equivalenti all'incirca alle dimensioni di un granello di sabbia. Nella figura della TAVOLA 4 vi è una sezione equatoriale di una particella è ingrandita 150 volte. Il combustibile nucleare è il materiale cristallino visibile al centro. Esso consiste di ossicarburo di uranio, con un arricchimento del 93% nell'isotopo fissile uranio-235, valore che consente le più elevate prestazioni del combustibile. Gli strati di carbonio e di carburo di silicio vengono depositati mediante un processo ad alta temperatura. In figura 6 è riportata un'ulteriore immagine del nocciolo di un reattore di questo tipo (a sinistra), mentre a destra è riportato un ulteriore disegno di una sfera di combustibile.

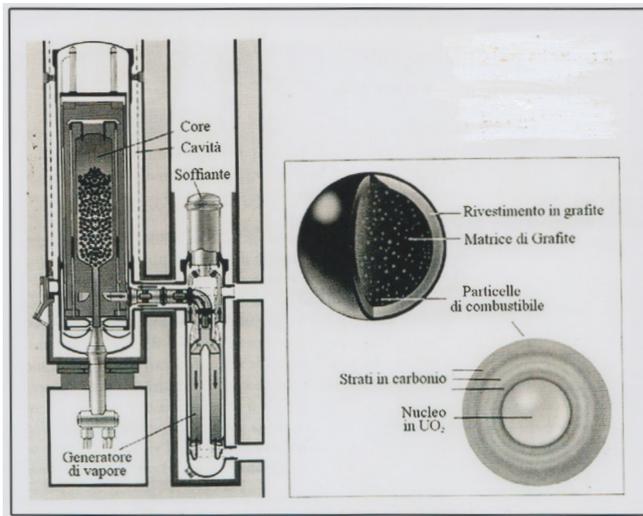


Fig. 6

Nocciolo e sfere di combustibile.

Ultime applicazioni e prospettive future

Il reattore nucleare ad alta temperatura o HTGR è applicabile a due tecnologie per reattori di quarta generazione in via di sviluppo.

- Il reattore nucleare a temperatura molto alta o VHTR.
- Il reattore nucleare modulare Pebble bed o PBMR di cui si è poc'anzi parlato.

Entrambi impiegano elio gassoso ad alta temperatura e pressione come refrigerante per muovere direttamente turbine a gas a ciclo Brayton per la generazione di elettricità oppure per la produzione di idrogeno, impiegabile nella futuribile economia ad idrogeno auspicata da Jeremy Rifkin.

Il reattore nucleare a temperatura molto alta (noto in inglese con la sigla VHTR, acronimo di Very High Temperature Reactor) è un tipo di reattore nucleare a fissione di IV generazione che utilizza un reattore moderato

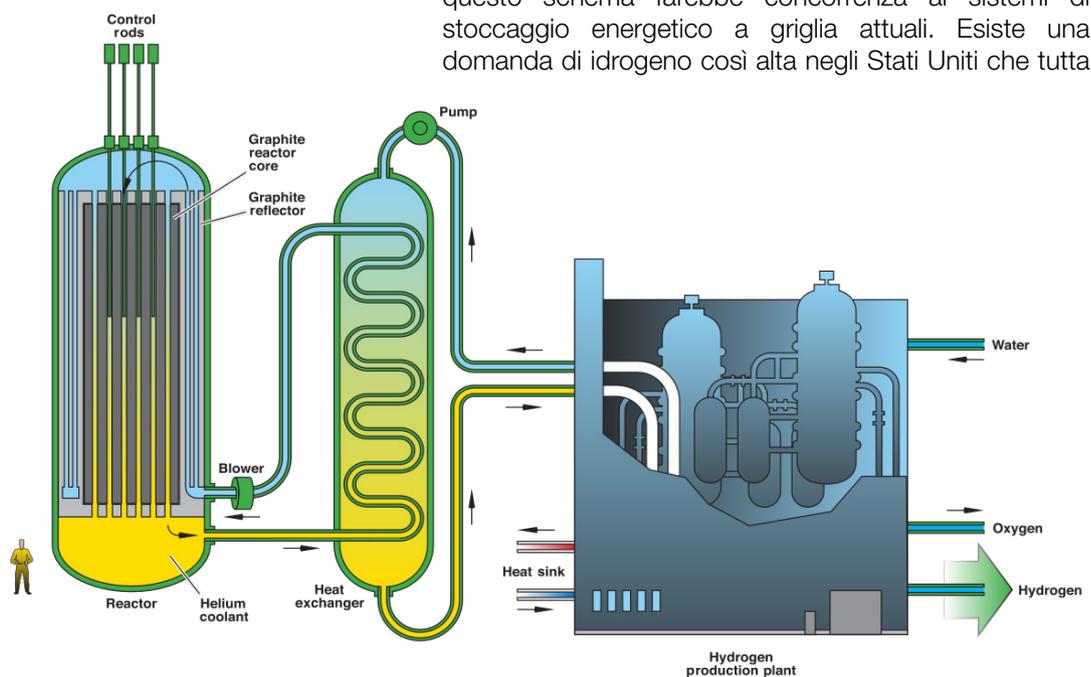


Fig. 7

Schema del VHTR (Very High Temperature Reactor).

a grafite con un ciclo dell'uranio a singolo passaggio. Questo design di reattore prevede una temperatura del complesso di circa 1 000 °C. Il nucleo del reattore può essere sia un sistema di "blocchi prismatici" in grafite oppure una serie di "ciottoli" (Pebble-bed) anch'essi in grafite. Le alte temperature raggiunte permettono applicazioni chimiche secondarie del calore ottenuto, sia nel "cracking" degli idrocarburi oppure nella produzione d'idrogeno con il processo termo-chimico noto come Ciclo zolfo-iodio. In figura 7 è riportato lo schema di un VHTR.

È stata presa in considerazione in futuro la possibilità che i motori a combustione interna a benzina e gasolio vengano rimpiazzati con sistemi a cella a combustione che fornirebbero tensione a motori elettrici, creando una vera e propria economia a idrogeno. Per essere ecologicamente sostenibile, riguardo al problema dell'effetto serra, la produzione di idrogeno dovrebbe avvenire con meccanismi che non impieghino nessun tipo di combustibile fossile, neanche indirettamente o collateralmente (come nelle coltivazioni agricole di biomassa). Il reattore nucleare VHTR potrebbe diventare una delle fonti di questo idrogeno.

Il reattore VHTR produrrebbe idrogeno in modo diretto, per via termica, senza disperdere l'energia termo-nucleare nelle varie conversioni termo-meccaniche ed elettriche. Un beneficio dei reattori nucleari che producono sia elettricità che idrogeno è che si può scegliere rapidamente di produrre una tra le due. Ad esempio l'impianto potrebbe produrre elettricità di giorno ed idrogeno di notte, compensando così la variazione della domanda. Se prodotto in modo conveniente, questo schema farebbe concorrenza ai sistemi di stoccaggio energetico a griglia attuali. Esiste una domanda di idrogeno così alta negli Stati Uniti che tutta

la generazione di potenza “di picco” potrebbe essere soddisfatta da tali impianti. Una variante refrigerata a sali liquidi, nota anche come LS-VHTR, era previamente chiamata "Advanced High Temperature Reactor" (AHTR) ed utilizza un sale liquido per il raffreddamento di un core prismatico di grafite. È essenzialmente un progetto VHTR standard che utilizza sali liquidi invece di elio. Il sale fuso ad alte temperature passerebbe attorno ai blocchi di grafite oppure in fori perforati in essi. Il reattore nucleare LS-VHTR ha molte interessanti caratteristiche, che includono: la possibilità di lavorare a temperature estremamente alte (il punto di ebollizione di molti sali fusi sotto studio è al di sopra dei 1 400 °C), bassa pressione di raffreddamento che può essere utilizzata più facilmente per giungere alla produzione d'idrogeno in maniera sicura ed industrialmente conveniente (la maggior parte dei cicli termo-elettrici richiedono temperature in eccesso rispetto ai 750 °C), migliore efficienza della conversione elettrica rispetto ad un VHTR refrigerato ad elio operante in condizioni simili, possibilità di applicazione del sistema passivo di sicurezza intrinseca, e migliore ritenzione dei sotto-prodotti di fissione in caso d'incidente. Dal momento che questi reattori sono relativamente poco testati, questa versione del progetto richiede ulteriori ricerche tecnologiche. Nei progetti a blocchi prismatici di grafite, alcuni dei blocchi del core sono lasciati vuoti e permettono l'inserimento di barre di controllo. Il VHTR verrebbe controllato allo stesso modo dei normali reattori PBMR. Se si utilizzasse un reattore col nucleo a ciottoli (Pebble bed core), le barre di controllo verrebbero inserite nel riflettore di neutroni (in grafite) attorno al nucleo, oppure dentro la spirale centrale in grafite. Il controllo nei reattori Pebble bed potrebbe essere ottenuto anche aggiungendo sfere contenenti assorbitori di neutroni. Questi progetti si avvantaggiano delle caratteristiche di sicurezza intrinseca di un nocciolo raffreddato ad elio, moderato in grafite con specifiche ottimizzazioni di aspetti collaterali del design. La grafite ha una grande inerzia termica ed il refrigerante in elio è in fase singola (gassosa), è chimicamente inerte, e dunque non ha effetti di reattività, non si dissocia (come il vapore d'acqua, che si dissocia in idrogeno e ossigeno) in elementi che dopo possono esplodere. Inoltre non diventa radioattivo, perché non assorbe neutroni. Il core è composto di grafite, ha grande capacità termica e stabilità strutturale anche alle alte temperature. Il combustibile nucleare è rivestito da ossicarburo di uranio che permette un'elevata efficienza di "burn-up" (avvicinandosi 200 GWd/t, dunque consuma efficientemente l'uranio) ed incapsula efficacemente i prodotti di fissione. L'elevata temperatura media di fuoriuscita di gas (1 000 °C) dal nucleo del VHTR permette la conversione diretta dell'energia termica del gas tramite apposite turbine a ciclo Brayton (senza le perdite di efficienza tipiche degli scambiatori gas-acqua) e/o la produzione di una fonte di calore utile a processi industriali esterni al reattore

come lo steam cracking termico e l'elettrolisi chimica dell'acqua, per produrre idrogeno. Durante test che sono stati eseguiti sull'Advanced Test Reactor (ATR) dell'Idaho National Laboratory (Idaho, USA) circa 300 000 particelle di combustibile nucleare sono state irraggiate con un intenso bombardamento di neutroni a temperature intorno a 1 250 °C che hanno confermato l'efficienza del progetto, capace di produrre il triplo dell'energia (il 19%) dalla stessa quantità di combustibile rispetto agli attuali LWR (operativi ed in costruzione), oltre a garantire una relativa affidabilità e sicurezza dei materiali e refrigeranti impiegati. Il refrigerante ad elio presenta vantaggi e svantaggi. I principali vantaggi sono i seguenti:

- L'elio, a differenza dell'acqua, non si dissocia termicamente in idrogeno e ossigeno, con il conseguente rischio di esplosioni da bolle d'idrogeno (come è avvenuto a Černobyl' e a Fukushima).
- Il rapporto di conversione "C" è molto superiore rispetto al reattore nucleare PWR e ai BWR. Questo perché l'elevato flusso di neutroni permette la fertilizzazione del torio.

Per quanto concerne invece gli svantaggi, si possono elencare i seguenti tre:

- A differenza dei reattori ad acqua leggera utilizzati in Europa, la perdita del refrigerante in tali sistemi non comporta la perdita del moderatore di neutroni e dunque la reazione nucleare può essere interrotta soltanto utilizzando le barre di controllo. Vi è anche il rischio dell'incendio della grafite se dovesse entrare in contatto con l'aria atmosferica.
- Problemi di corrosione per infiltrazioni di acqua. Il reattore refrigerato ad elio moderato a grafite di Fort St. Vrain presentò dei problemi di infiltrazione d'acqua dalla pompa di ricircolo dell'elio (lubrificata ad acqua). L'acqua a quelle temperature è estremamente corrosiva, danneggiando il sistema di refrigerazione interno al reattore.
- È piuttosto costoso per lo smantellamento. Una volta svuotato del combustibile nucleare, e una volta estratto l'elio (che può essere riciclato in un altro reattore), rimane il problema della grafite, estremamente infiammabile e molto radioattiva. Questo incrementa il costo di decommissioning, elevandolo teoricamente al livello dei vecchi reattori Magnox (moderati a grafite, refrigerati a CO₂).

Energia nucleare

32

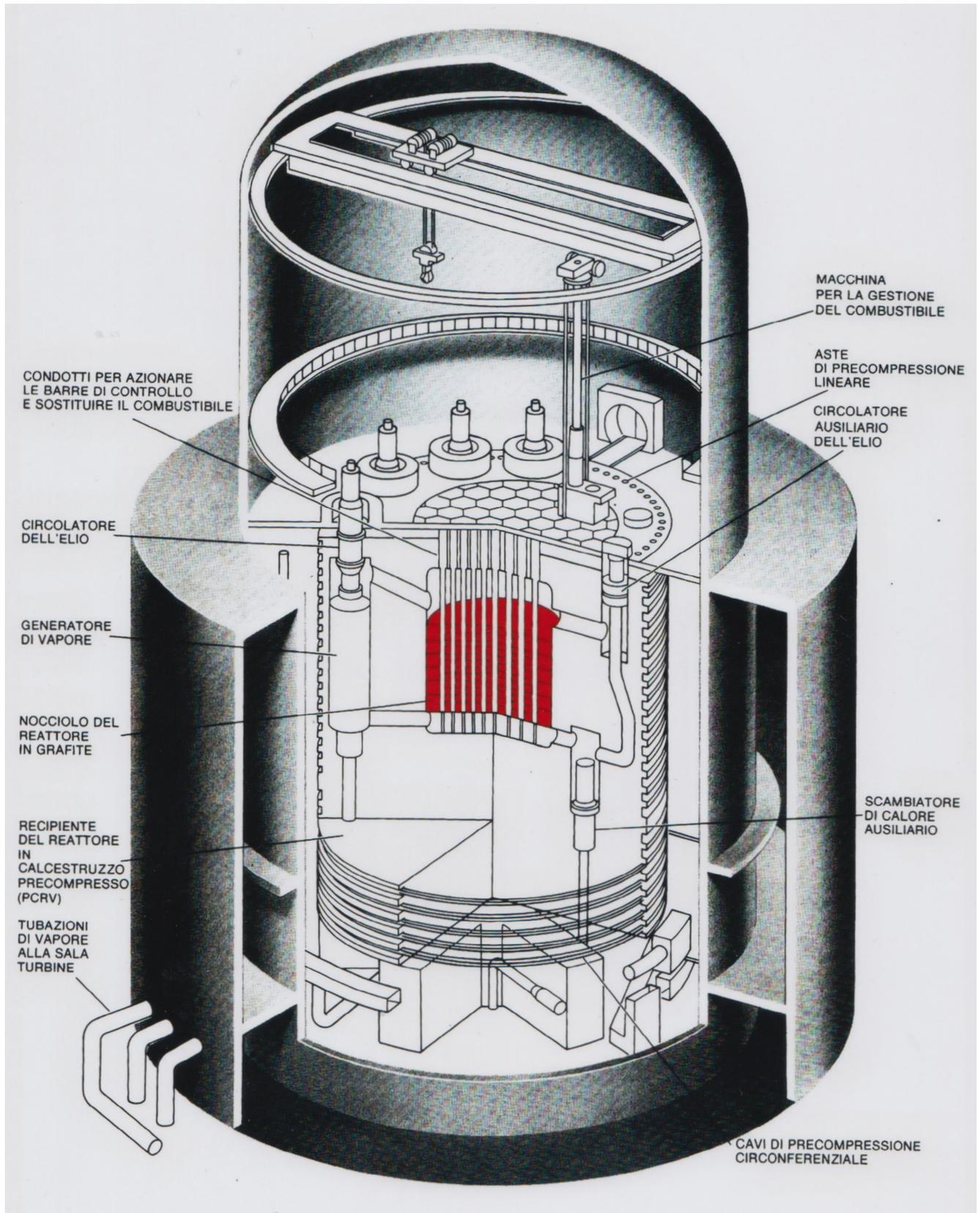


Tavola 1

Spaccato di un reattore HTGR

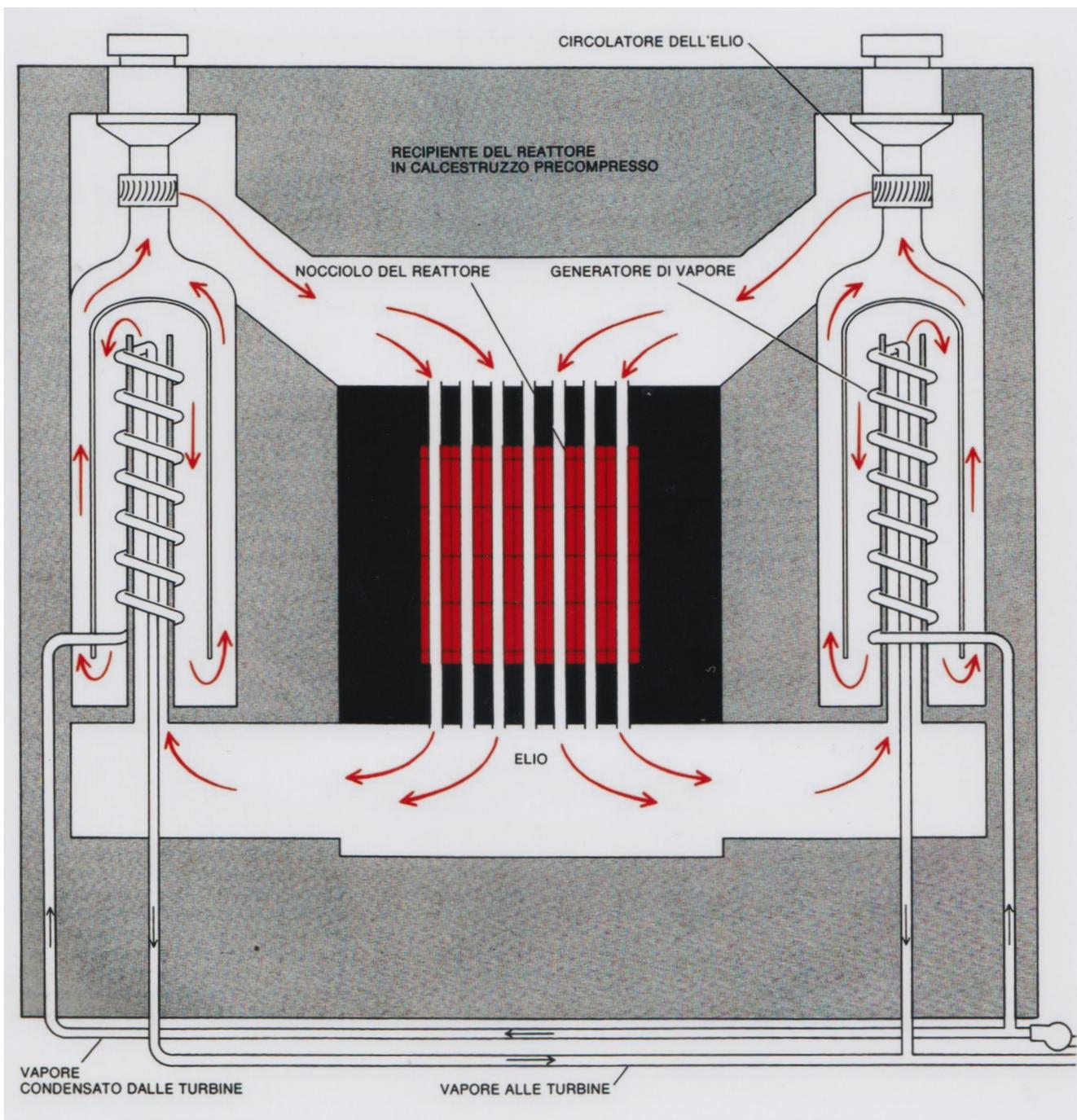


Tavola 2

Alloggiamento del nocciolo e dei generatori di vapore dell'impianto HTGR

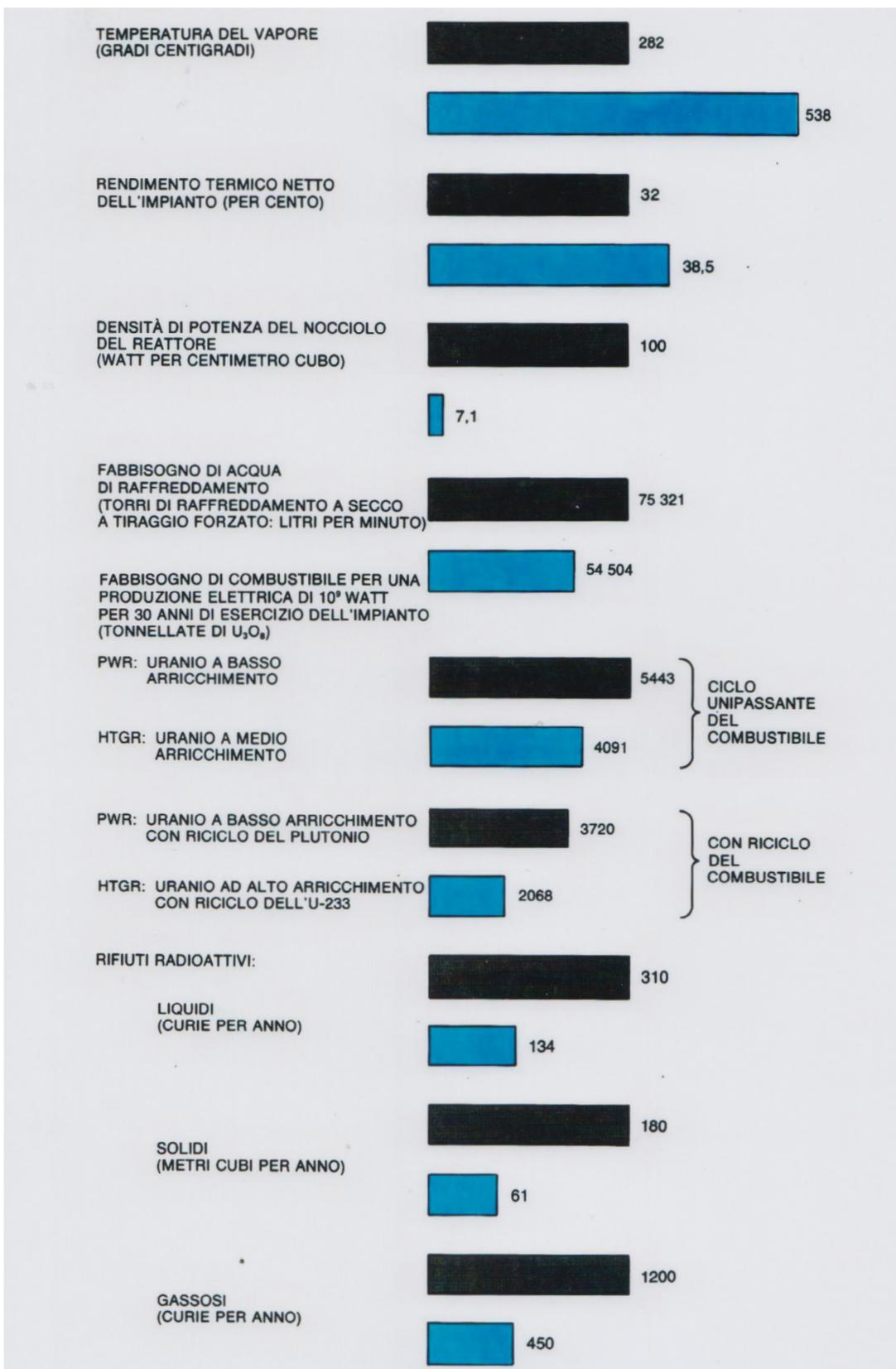


Tavola 3

Caratteristiche di esercizio di un HTGR (in colore) e quella di un reattore ad acqua in pressione di uguale capacità.

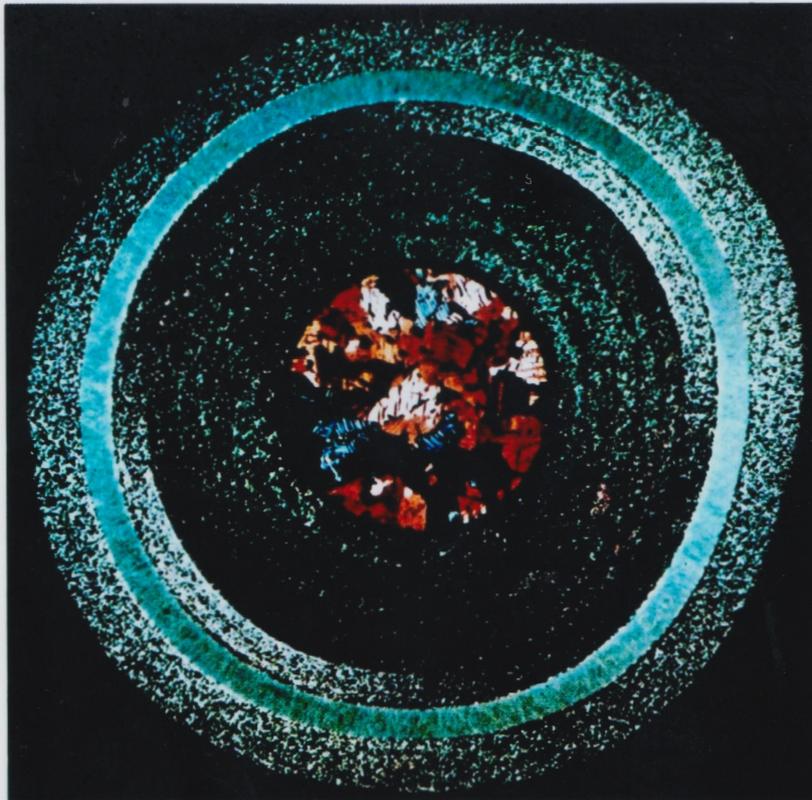


Tavola 4

Particelle di combustibile.

Bibliografia essenziale

Per avere un'idea sulle centrali nucleari e, in particolar modo, sul funzionamento di un reattore moderato a grafite e refrigerato a gas, si possono ad esempio consultare i seguenti testi (in lingua italiana):

- 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.
- Cumo Maurizio, Impianti nucleari, Casa editrice Università La Sapienza, Roma, 2012.
- Leonardi Renzo, L'ABC dell'energia nucleare, Lantana editore, 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.
- Novelli Antonio, Elementi di controllo dei reattori nucleari, Clup, Milano 1988.
- Paci Sandro, Introduzione ai sistemi nucleari, Edizioni Università di Pisa, dicembre 2002

Sempre in lingua italiana, ma in questo caso contenenti anche notizie più estese sui reattori a gas, sono le seguenti opere:

- Milano Guido, Energia nucleare: fissione, fusione, sicurezza, ambiente. Aracne, seconda edizione, gennaio 2011.
- Cumo, Lorenzini ed altri, Energia nucleare, problemi degli anni Ottanta (con la presentazione del Prof. Antonio Carrelli), Patron Editore, Bologna. In particolar modo si può consultare il capitolo terzo, a cura di Gianni Petrangeli.
- Infine vengono riportati i seguenti lavori scientifici, inerenti esclusivamente i reattori nucleari a grafite e gas.
- Agnew M. Harold, Reattori nucleari raffreddati a gas, Le Scienze (edizione italiana di Scientific American), n. 156, agosto 1981.
- Lilienthal David E., Atomic Energy: A New Start, Harper & Row Publisher, Inc., 1980.
- Fortescue Peter, Nuclear Energy-the Next Phase, International Scientific Forum on Geopolitics of Energy, University of Miami, Center for Theoretical Studies, 1980.
- Helm John L., Operational and Maintenance Exposure Trends for Nuclear Power: Proceedings of the 1980 Utility/User Conference on the HTGR, Gas-Cooled Reactor Associates, 1980.



Lascia il tuo commento a questo link:

<https://www.editorialedelfino.it/i-moderni-reattori-nucleari-moderati-a-grafite-e-raffreddati-a-gas.html>

VOCABOLARIO ELETTROTECHNICO

Senza l'elettrotecnica il mondo sarebbe diverso da come lo conosciamo. Questa prima edizione del Vocabolario Elettrotecnico Italiano - Inglese, pubblicato da Editoriale Delfino tiene conto delle finalità pratiche per una maggiore comodità e rapidità di consultazione da parte degli studenti e degli operatori scolastici. I termini prescelti e sviluppati con una breve descrizione funzionale si rifanno alle specifiche Norme CEI (Comitato Elettrotecnico Italiano), alle pubblicazioni tecniche di Editoriale Delfino o ad altre risorse disponibili, verificate e citate in bibliografia e in sitografia.

Il volume è stato arricchito con appendici che includono unità di misura, formule di base, segni grafici utilizzati negli schemi elettrici e altre tabelle informative. Ci auguriamo che il costante impegno di Editoriale Delfino e dei suoi Autori, nei confronti dell'istruzione tecnica, venga apprezzato e favorisca una positiva collaborazione per migliorare le future edizioni.

Autore: Armando Martin - Veronica Merenda

Prezzo: 22,00 €

Pagine: 205



PER L'ACQUISTO

<http://www.editorialedelfino.it/vocabolario-elettrotecnico.html>



Editoriale Delfino Srl • Via Aurelio Saffi 9 • 20123 Milano (MI) • Tel. 02 9578.4238 • info@editorialedelfino.it