

Reattori e tecnologie nucleari: Lo sviluppo nel mondo

MAURIZIO CUMO

1. – L'energia elettronucleare nel mondo

A fine millennio nel mondo erano in funzione 436 impianti nucleari, con una potenza complessiva di 350 GW elettrici e con una produzione di circa il 17% del totale dell'elettricità consumata.

L'83% di questa potenza elettronucleare è localizzata nei paesi sviluppati; la più elevata percentuale regionale di elettricità nucleare è il 43% dell'Europa occidentale, con 151 reattori. Nel Nord America 118 reattori hanno fornito il 19% dell'elettricità agli USA e il 12% al Canada. Nell'Europa orientale e nei cosiddetti nuovi Stati indipendenti (NIS) sono attivi 70 reattori, con una produzione, nella federazione russa, del 13% di elettricità. In estremo oriente e nell'Asia meridionale funzionano 90 reattori: questa è, verosimilmente, l'unica regione in cui l'energia nucleare è destinata a crescere nel breve termine. L'America latina e l'Africa hanno insieme, attualmente, meno del 2% della potenza elettronucleare installata. L'esperienza operativa mondiale ha superato i 10000 reattori per anno. Da questo quadro e dall'evoluzione che nelle stesse macro-regioni l'energia elettronucleare ha avuto nello scorso decennio emerge un sostanziale ristagno nelle sue prospettive di crescita, che non riescono a tener dietro alla crescita della domanda globale di elettricità. L'OCSE addirittura prevede una diminuzione della quota nucleare mondiale dall'attuale 17%, nell'arco di due decenni, al 10%, con una potenza installata che si mantiene sostanzialmente costante. Le ragioni di questo ristagno sono sostanzialmente economiche. Un punto di equilibrio fra il costo del chilowattora prodotto da centrali elettronucleari e da centrali a combustibili fossili, spesso indicato, è rappresentato da un costo del petrolio pari a 15 dollari per barile di Brent. Delle tre componenti del costo del chilowattora (costo capitale, costo del combustibile e costo di

esercizio e manutenzione delle centrali) l'International Energy Agency dell'OCSE stima ora per il nucleare un'incidenza del 60% per il capitale, del 25% per il personale e del 15% per il combustibile, mentre per un impianto a combustibile fossile è il costo del combustibile a prevalere, con una incidenza del 45% per le centrali a carbone e del 70% per quelle a gas naturale. Per un impianto a gas a ciclo combinato, con costi del barile di Brent prossimi a 10 dollari, quali quelli verificatisi sino a poco tempo fa, si manifesta una indubbia convenienza, tenuto anche conto che il costo capitale è un quarto di quello nucleare e il tempo di costruzione (interessi intercalari) è di un terzo. Questo è il motivo per cui oggi, nei paesi occidentali, le società elettriche preferiscono centrali a gas e a ciclo combinato, con elevati rendimenti termodinamici [1].

A ciò si aggiunge una minore macchinosità dei processi autorizzativi (più rapidi e meno incerti) ed una più agevole collocazione degli impianti per una migliore accettabilità da parte dell'opinione pubblica. Si tenga presente che la rapida crescita iniziale del nucleare è avvenuta in un periodo in cui in molti paesi le società elettriche erano nazionalizzate, con prezzi dell'elettricità controllati dai governi, mentre ora molti monopoli sono stati frantumati in un contesto di più società privatizzate ed in concorrenza fra loro, con una attenzione particolare a realizzare profitti in tempi brevi. Queste leggi del mercato non tengono conto del cosiddetto "costo esterno" dell'elettricità, vale a dire dell'impatto che l'intero ciclo di produzione ha sull'ambiente e sulla salute dell'uomo. L'ISO (International Standard Organization) sta completando una Life Cycle Impact Analysis che impiega consistenti requisiti di valutazione dei diversi cicli energetici con le loro emissioni dannose, i loro rifiuti e l'uso del territorio. In questo senso si discute sulla necessità di imporre una "carbon tax" che tenga conto dell'effetto serra e delle piogge acide, sulla base del principio di "chi inquina paga" per riparare ai danni. Ma questo, nonostante gli impegni di Rio e di Kyoto, è un lungo processo di incerta definizione internazionale. È significativo il confronto fra i quantitativi di combustibile necessari ad alimentare per un anno delle centrali elettriche da 1000 MWe. Per una centrale a carbone occorrono 2 milioni di tonnellate e 57000 carri ferroviari, per una centrale a olio combustibile occorrono un milione e mezzo di tonnellate e 48000 carri, per una centrale nucleare 30 tonnellate e un carro. 57000 carri significa mille convogli di 57 carri e, ammesso treni di tale lunghezza, significa tre treni al giorno, festività comprese. A parità di energia prodotta il gas naturale emette meno CO₂ del carbone e dell'olio combustibile, ma le inevitabili perdite di gas nel suo trasporto, in alcune aree fino al 5%, tenuto conto del maggior potere schermante delle molecole di metano rispetto al CO₂, riducono di molto il minor contributo all'effetto serra, per cui a parità di chilowattora prodotti il danno provocato fra il ciclo del gas e quello del carbone è sostanzialmente lo stesso. A livello mondiale le emissioni "energetiche" di CO₂ sono salite dai 5 miliardi di tonnellate (Gt) all'anno nel 1950 a 20 Gt/a nel 1990 fino alle 24 Gt/a di oggi. Senza il contributo dell'energia nucleare tale valore crescerebbe del 9%; l'andamento spontaneo di crescita, senza energiche misure preventive, ci porterebbe a 28/30 Gt/a nel 2010. Anche per quanto riguarda i rifiuti prodotti, i grandi quantitativi delle centrali fossili devono essere smaltiti con una strategia del tipo d-d (diluisce e disperdi) al posto della strategia c-c (concentra e confina) impiegata per i piccolissimi volumi dei rifiuti nucleari.

Per quanto riguarda le riserve di uranio le riserve note di quattro milioni di tonnellate, ai consumi attuali, sono sufficienti per altri settanta anni, mentre ulteriori probabili riserve per 16 milioni di tonnellate porterebbero tale durata a circa trecento anni. Per confronto la durata delle riserve fossili (rapporto fra riserve e consumi annui) è oggi stimata pari a 45 anni per il petrolio, 60 anni per il gas naturale e 220 anni per il carbone.

L'impiego dei reattori veloci surgeneratori, consigliati da Fermi ed oggi non ancora perfezionati su standard commerciali ed immissibili in commercio, consente di aumentare di un fattore 60 l'energia estraibile dall'uranio, convertendo l'uranio non fissile in plutonio. Questo porterebbe a 4000 anni la durata ma, tenendo conto che anche il torio, tre volte più abbondante dell'uranio, può essere impiegato, si può concludere che con i reattori veloci surgeneratori, già significativamente sperimentati e disponibili, per migliaia di anni l'umanità potrà avere tutta l'energia ad essa necessaria: la nostra generazione e Fermi *in primis*, sarà ricordata dall'umanità come quella che ha scoperto questo nuovo fuoco. Nelle fissioni circa 190 MeV di energia si producono e si trasmettono, con effetto termico, nel nocciolo del reattore. Questo significa che dalla fissione di 1 grammo di uranio 235 si producono 22000 kWh di energia, cioè 2800000 volte l'energia che si ottiene bruciando un uguale quantitativo di carbone. La fissione è così stata riconosciuta, sin dall'esperimento della Chicago Pile 1 del 1942, come una tremendamente potente fonte di energia. Tale energia purtroppo è stata impiegata anche per il male, sin dall'origine, come altre scoperte, e questo ha conferito ad essa un carattere di pericolo e di rischio, ma il male è nell'uomo e non nelle sue scoperte. Se oggi un meteorite pericoloso si avvicinasse alla terra rischiando di farci fare la fine dei dinosauri, l'unico modo che avremmo di deviare la sua traiettoria è di utilizzare anche questo aspetto bellico dell'impiego del nucleare. E se vogliamo esplorare lo spazio ed allargare i nostri confini, l'impiego del nucleare è praticamente l'unico mezzo efficace che abbiamo a disposizione, grazie all'opera di Fermi.

L'accettabilità sociale del nucleare, sostanzialmente a causa delle terribili applicazioni militari del suo esordio, si è spesso dimostrata difficile anche in paesi socialmente evoluti. Svezia e Germania sono due esempi vicini a noi. Per la sua affermazione come fonte concorrente alle fonti fossili nella produzione di elettricità il nucleare deve soddisfare alcuni requisiti importanti:

- deve, anzitutto, presentare dei vantaggi economici per i produttori, vantaggi che, come abbiamo visto, negli ultimi anni non si sono manifestati;
- deve conquistare la fiducia delle popolazioni riguardo a due aspetti importanti: la sicurezza dei reattori nel loro esercizio (spettro di Chernobyl) e la certezza del confinamento perfetto dei rifiuti radioattivi prodotti (a questi aspetti dedicheremo un approfondimento). Si è dimostrata di fondamentale importanza una diffusione costante e meticolosa, in termini comprensibili al grande pubblico, di tutte le iniziative di attività nucleari e di come ci si propone di svolgerle, ai fini di guadagnare un sostanziale consenso. Occorre far tesoro di questo per reperire anche in Italia un sito adatto ad ospitare in maniera sicura i rifiuti radioattivi che abbiamo accumulato con le vecchie centrali e impianti del ciclo del combustibile nonché con

tutte le attività mediche, industriali e di ricerca. Queste ultime attività non solo continuano ma vanno sviluppandosi rapidamente in tutto il mondo. Per avere due numeri che ci illustrino i volumi necessari per il deposito nazionale (attualmente i rifiuti, sia pure ben custoditi per il breve termine, sono sparpagliati in una decina di siti) possiamo parlare di 100000 metri cubi per le vecchie attività energetiche e di 1000 metri cubi all'anno per le attività medico-industriali in corso.

Può darsi che una più profonda coscienza dei rischi che corriamo con l'effetto serra e con le piogge acide porti ad apprezzare in futuro una fonte energetica che ne è totalmente esente, come il nucleare, ma occorre ricordare che non è un discorso fra esperti quello che conta, bensì i grandi numeri che condizionano gli orientamenti politici e le scelte. A volte, gli esperti ci insegnano, fra un rischio reale e un rischio percepito può esserci una differenza di un fattore mille!

2. – Criteri di progetto dei reattori nucleari

Lo stesso principio di funzionamento dei reattori nucleari, con le reazioni a catena, richiede che alcuni aspetti siano sempre tenuti ben presenti:

- le radiazioni ionizzanti impongono un adeguato schermaggio;
- i prodotti di fissione devono essere ben confinati;
- il processo è dinamico per natura e richiede un adeguato controllo;
- il calore generato non può essere fermato istantaneamente e un'adeguata refrigerazione è richiesta per molto tempo.

Queste condizioni connaturate al processo possono essere soddisfatte in diversi modi, tanto che diversi tipi di reattore sono stati realizzati, seguendo però criteri comuni. Il primo obiettivo è quello di evitare rilasci di radioattività durante il normale esercizio e durante i transitori, sia previsti sia ipotizzabili.

Anzitutto bisogna prevenire gli incidenti e poi prevedere, nell'ipotesi che essi comunque accadano, le misure per mitigarne le conseguenze. Questo richiede il più alto grado di garanzia di qualità e di controllo applicato a tutti i componenti e sistemi, alla loro costruzione e prova, al loro funzionamento normale e anormale. In particolare, i sistemi di controllo e di refrigerazione sono critici per prevenire il surriscaldamento del nocciolo del reattore. Il sistema di controllo deve garantire l'interruzione della reazione nucleare a catena e intervenire per fermarla con inserzioni di reattività negativa prima che, in condizioni incidentali, la potenza del reattore possa raggiungere livelli pericolosi, come è accaduto il 26 aprile 1986 a Chernobyl in Ucraina. Questo si può ottenere con diversi accorgimenti di progetto che prevedono, per es., controreazioni negative di reattività anche legate alla stessa fisica del processo, impiegando l'effetto Doppler dell'isotopo 238 dell'uranio, che al crescere della temperatura assorbe più neutroni di quelli prodotti nella fissione.

In condizioni di normale esercizio la potenza termica prodotta nei noccioli è rilevante e la capacità di refrigerazione deve essere adeguata. Se si verificano perdite di refrigerazione (per rottura delle tubazioni, delle pompe o dei loro motori o del circuito secondario di assorbimento del calore) il combustibile potrebbe surriscaldarsi rapidamente e fondere, disseminando entro il recipiente a pressione del reattore i prodotti radioattivi. Ciò è impedito da un rapido spegnimento del reattore per inserimento delle barre di controllo (o da un sistema alternativo che inietta veleni neutronici) e dall'attivazione di un sistema di refrigerazione di emergenza.

Anche quando il reattore è stato spento bisogna, come si è visto, rimuovere il calore di decadimento radioattivo. Vi sono appositi sistemi che intervengono per garantire l'asportazione del calore di decadimento e impedire la fusione del nocciolo.

In generale, si può dire che la sicurezza è garantita da caratteristiche fisiche intrinseche al processo e da appositi sistemi preposti, di natura sia passiva che attiva, organizzati in varie combinazioni. Le caratteristiche fisiche intrinseche fanno ricorso a leggi di natura: per es., l'effetto Doppler in precedenza ricordato fa sì che l'eccesso di temperatura conseguente a un indesiderato aumento di potenza sia seguito da una diminuzione di potenza almeno pari all'aumento iniziale stesso, oppure la circolazione del refrigerante per convezione naturale, senza pompe, che asporta dal nocciolo il calore residuo di decadimento. Tra i sistemi di sicurezza di natura passiva si devono annoverare le molte barriere interposte per prevenire il rilascio all'esterno di radioattività. Altri esempi di tale tipo di sistemi sono costituiti dalle barre di controllo che si immergono per gravità nel nocciolo e dagli accumulatori di refrigerante di emergenza (acqua) entro recipienti pressurizzati con gas, che possono scaricare entro il nocciolo tale refrigerante senza l'ausilio di alcuna pompa, semplicemente per l'energia precedentemente accumulata nel gas compresso.

I sistemi di sicurezza attivi, infine, rispondono a un segnale d'innesco e richiedono una sorgente di energia. L'adozione, inoltre, di caratteristiche di auto-controllo dei vari sistemi mitiga l'effetto di errori o incidenti, esentando gli operatori dell'impianto dalla necessità di prendere tempestive decisioni in condizioni di "stress". Un concetto diffusamente impiegato in diverse filiere di reattori è quello delle barriere multiple contro il rilascio di radioattività. La barriera più interna è il combustibile stesso a struttura ceramica che trattiene la maggior parte dei prodotti di fissione in esso presenti. La seconda barriera è costituita dalla guaina metallica del combustibile, a tenuta e resistente alla corrosione. La terza è costituita dalle pareti metalliche del circuito pressurizzato che contiene il nocciolo e il suo refrigerante primario. La quarta barriera è costituita dall'edificio esterno di contenimento, a tenuta, capace di resistere alla pressione e alla temperatura che possono essere indotte da un rilascio accidentale del refrigerante primario. Va notato, al riguardo, che la presenza di questa barriera ha costituito la fondamentale differenza fra le conseguenze esterne dell'incidente di Three Miles Island (praticamente nulle) e quelle assai gravi di Chernobyl.

Per ostacolare il passaggio di prodotti radioattivi, fra le diverse barriere sono inoltre interposti sistemi di filtraggio e purificazione, per cui il rilascio di radioattività all'esterno, in condizioni di normale funzionamento, è estremamente ridotto.

L'integrità delle diverse barriere, tenuta costantemente sotto controllo, è messa alla prova da diversi agenti sia interni (sollecitazioni meccaniche, termiche, attacchi chimici, radiazioni, ecc.) che esterni (terremoti, inondazioni, esplosioni, ecc.). Uno scopo fondamentale è dunque quello di preservare l'integrità delle barriere da tutti questi attacchi che possono manifestarsi in condizioni incidentali. Esso viene perseguito con l'approccio della cosiddetta "difesa in profondità", consistente in tre livelli di misure di sicurezza: *preventive* le prime, *protettive* le seconde, *mitigative* le terze.

Le misure preventive, di primo livello, devono far sì che tutte le cause che possono portare a incidenti (i cosiddetti "eventi iniziatori") siano evitate e i loro effetti vanificati. Le misure protettive, di secondo livello, devono prevedere il verificarsi di falle nel primo livello e predisporre appunto un secondo livello di difesa per correggere e fermare l'evoluzione di eventuali incidenti che dovessero innescarsi.

Le misure mitigative, di terzo livello, sono previste per limitare le conseguenze degli incidenti che, nonostante gli interventi del secondo livello, dovessero innescarsi. Alcuni sistemi intervengono sia nel secondo sia nel terzo livello.

Le misure di sicurezza sono attuate con l'impiego di principi di progetto che possono rientrare, schematicamente, entro tre categorie: *ridondanza*, *diversità* e *separazione fisica*. La ridondanza assicura la presenza di più componenti o sottosistemi, in genere da due a quattro, in un sistema di sicurezza, così che la sicurezza non dipenda dal funzionamento di una singola unità. La diversità riguarda l'impiego di due o più sistemi di sicurezza, basati su principi fisici diversi, ma che garantiscano la stessa funzione (lo spegnimento di un reattore, per es., può essere contemporaneamente garantito per caduta delle barre di controllo e per iniezione di veleno liquido). La separazione fisica impone che componenti e sistemi preposti alla stessa funzione non siano esposti alla stessa causa comune di guasto (per es., incendio o allagamento), ma siano posti in ambienti separati da barriere fisiche adeguatamente resistenti.

Si può ricordare, infine, l'applicazione del principio secondo cui, se un sistema di sicurezza si guasta, il reattore deve rimanere in condizioni sicure. Se viene a mancare l'energia elettrica, le barre di controllo cadono per gravità perché non sono più trattenute in alto da un campo elettromagnetico, e non occorre corrente per farle cadere, e così via. L'alimentazione elettrica è peraltro garantita da parecchi elettrogeneratori diesel in parallelo e da sistemi di batterie per le funzioni essenziali.

Vi è una crescente attenzione a considerare il fattore umano come uno dei più delicati e importanti per la sicurezza, e perciò si tiene conto delle limitazioni e delle capacità dei singoli operatori, per mettersi al riparo da manovre improprie. Nonostante che gli operatori siano grandemente adattabili a circostanze impreviste, si è perciò preferito concentrare i loro sforzi su funzioni che rispondano alle loro specifiche capacità e non mettano alla prova i loro limiti (come prendere decisioni immediate sotto "stress", controllare un eccessivo numero di strumenti, discriminare prontamente fra segnali coerenti e incoerenti, ecc.). Nelle moderne centrali nucleari dell'Occidente il ruolo dell'operatore è quello di comandare la raccolta delle informazioni, di pianificare e di prendere decisioni, e solo occasionalmente di essere coinvolto in più tempestive azioni di controllo se l'impianto fuoriuscisse dalle normali condizioni di esercizio (transitori operazionali, eventi anormali,

ecc.). L'impianto è protetto da sistemi di controllo automatici e altamente affidabili, cui l'operatore non si deve sostituire. Il controllo delle molte variabili interattive d'impianto è fatto più agevolmente da calcolatori programmati allo scopo, i quali mostrano sui terminali una situazione semplificata, indicando la presenza di eventuali inconvenienti e la maniera migliore per correggerli. L'operatore può in ogni caso spegnere il reattore quasi istantaneamente e rappresenta, con la sua professionalità, un'ulteriore garanzia per fronteggiare eventi imprevisti in sede di progetto.

3. – Evoluzione nel progetto degli impianti nucleari

Per lo sviluppo di nuovi reattori, negli ultimi anni, due diverse linee sono state seguite nel mondo: una linea “evolutiva”, basata su minori modifiche migliorative ai reattori già funzionanti, con un approccio a piccoli passi, ed una linea “innovativa”, che introduce maggiori modifiche. I pro e i contro delle due linee possono così essere sintetizzati:

- per la prima linea si fa tesoro in pieno della passata esperienza, migliorando a ragion veduta il preesistente livello di sicurezza, ma i graduali miglioramenti sono controbilanciati dalla persistente aderenza a vecchi progetti;
- per la seconda linea il progetto può beneficiare di nuove, originali idee ma non è corroborato da esperienza provata e, generalmente, è necessaria la costruzione e la prova di un prototipo.

Due esempi di progetti di queste due linee sono forniti dal reattore EPR [2] e dal reattore MARS [3].

Il progetto EPR (European Pressurized Water Reactor) è stato condotto da una cooperazione fra Framatome e Siemens mediante la loro sussidiaria NPI (Nuclear Power International) con un impegno rilevante da parte delle società elettriche francesi e tedesche, che rappresentano gli interessi dei futuri operatori dell'EPR. L'approccio evolutivo è stato scelto per tre ragioni principali:

- l'NPI poteva basarsi sull'esperienza acquisita con 100 reattori costruiti o in via di costruzione in vari paesi del mondo;
- con una graduale evoluzione del progetto si sarebbero potuti evitare o minimizzare i rischi di passi falsi, mantenendo un continuo sviluppo migliorativo di soluzioni già comprovate dall'esperienza;
- l'approccio evolutivo avrebbe minimizzato i rischi di non ottenere le approvazioni necessarie da parte delle Autorità di sicurezza, rischi che avrebbero potuto sorgere con un progetto completamente nuovo.

Nel frattempo, da parte delle principali società elettriche europee erano state elaborate delle guide tecniche che ponevano in particolare rilievo i requisiti di sicurezza. Tali guide, dette EUR (European Utilities Requirements), hanno rappresentato l'indirizzo seguito dal progetto EPR per quanto attiene alla sicurezza. È stata, infatti, esaltata la

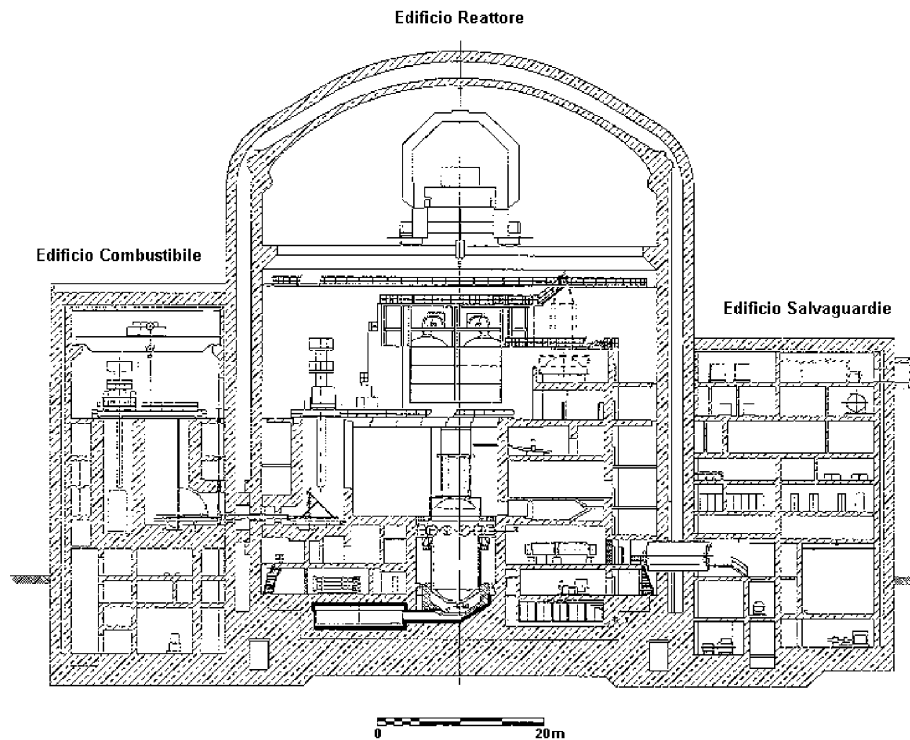


Figura 1. – Schema del reattore EPR con evidenziata la cavità reattore con lo scivolo per la possibile evacuazione e successiva solidificazione del nocciolo fuso nel caso di massimo concepibile incidente.

prevenzione di incidenti concepibili, per quanto pochissimo probabili, e l'azione mitigativa delle loro possibili conseguenze.

Nel caso estremo di fusione del nocciolo e di perforazione del contenitore primario il nocciolo fuso sarebbe recuperato, confinato e raffreddato sul fondo dell'edificio reattore, impedendogli di perforare il basamento e di contaminare durevolmente l'ambiente circostante. Per tale motivo la cavità del reattore è stata progettata per resistere a materiale fuso a 2000 °C mediante un rivestimento di refrattario e con una adatta inclinazione per fare scivolare e disperdere, assottigliandolo, il nocciolo fuso in un apposito spazio ove, per automatica immissione di acqua, è possibile raffreddarlo evitando esplosioni di vapore (fig. 1).

L'edificio reattore ha una doppia parete: una interna, in cemento armato precompresso, progettata per resistere a esplosioni di idrogeno e alla pressione del vapore in caso di rottura del circuito primario, ed una esterna, in cemento armato, progettata per resistere ad ogni tipo di possibile aggressione esterna (caduta di aereo, esplosione di nube di vapore infiammabile, ecc.). Le guide EUR impongono di adottare, nell'analisi di sicurezza, metodi deterministici, rinforzati da metodi probabilistici, per identificare i

possibili incidenti. Questi sono suddivisi in due categorie:

- incidenti inclusi nelle condizioni base di progetto (DBC);
- incidenti inclusi nelle condizioni “estese” di progetto (DEC).

Queste ultime condizioni sono estese per considerare anche incidenti gravissimi (ad es., la fusione del nocciolo) e per mitigare le loro conseguenze in modo tale che, nel peggiore dei casi, la contaminazione radioattiva esterna abbia una limitata estensione temporale senza che alcuna evacuazione della popolazione sia necessaria al di fuori dell'impianto.

Venendo alla seconda linea di progetto, quella innovativa, vi sono esempi che riguardano reattori ad acqua pressurizzata (MARS e PIUS), a elio (HTR 100), a sodio (PRISM e SAFR), e altri ancora. Tali reattori, detti anche “a sicurezza intrinseca”, hanno le funzioni essenziali di sicurezza basate su ineludibili leggi di natura. Vale a dire quel bilanciamento di sistemi attivi e passivi che caratterizza i reattori della prima generazione è sostituito da caratteristiche intrinseche che, basate su leggi naturali, garantiscono lo spegnimento della reazione a catena (prima funzione) e la rimozione del calore residuo di decadimento (seconda funzione) indipendentemente dall'attivazione di sistemi, dalla disponibilità di fonti energetiche e, soprattutto, dall'intervento dell'uomo. Dallo spegnimento del reattore, che deve avvenire non appena flusso neutronico, temperature o pressioni superano soglie di sicurezza prefissate, la rimozione del calore di decadimento si deve realizzare per un tempo sufficientemente lungo, dell'ordine di diversi giorni. Questa condizione di solito è quella che limita la potenza unitaria all'ordine di poche centinaia di MWe. La taglia più ridotta giuoca sfavorevolmente sul costo di produzione dell'energia, anche se semplificazioni di progetto possono addirittura invertire l'“effetto di taglia” [4].

Il progetto italiano MARS (Università di Roma “La Sapienza” ed ENEA), della taglia di 200 MWe, si riferisce ad un reattore ad acqua pressurizzata tipo Westinghouse, a un solo circuito primario, dotato di un circuito di refrigerazione di emergenza per l'asportazione del calore di decadimento. Utilizza quindi l'esperienza trentennale di sviluppo della filiera dei reattori ad acqua pressurizzata, modificandone e semplificando l'insieme. È concepito modularmente per un servizio anche di cogenerazione elettricità e calore, soprattutto per la dissalazione di acqua di mare (circa un terzo della popolazione mondiale soffre di una insufficiente disponibilità di acqua potabile e questo proprio in paesi con inadeguate reti elettriche, che quindi necessitano di centrali modulari di piccola taglia).

L'impianto è tutto in acciaio (figg. 2 e 3) ed è completamente smontabile (i principali collegamenti sono flangiati anziché saldati in sito) e questo consente il suo trasporto in blocchi pre-montati dalla fabbrica al sito della centrale, unitamente ai sistemi ausiliari pre-montati in appositi insiemi. La sostituzione delle costruzioni in sito con le costruzioni (in serie) in officina è la caratteristica più marcata del MARS. Ciò riduce di molto i tempi di costruzione e i conseguenti interessi intercalari e consente migliori controlli di qualità. La prefabbricazione integrale (tranne ovviamente le opere civili) e la semplificazione del progetto consente un costo dell'energia prodotta molto competitivo. Con riferimento ad una centrale con tre moduli da 150 MWe ciascuno il costo del kWh prodotto risulta, da una analisi dettagliata [5], di 0,032 Euro/kWh durante i primi venti anni di esercizio e di

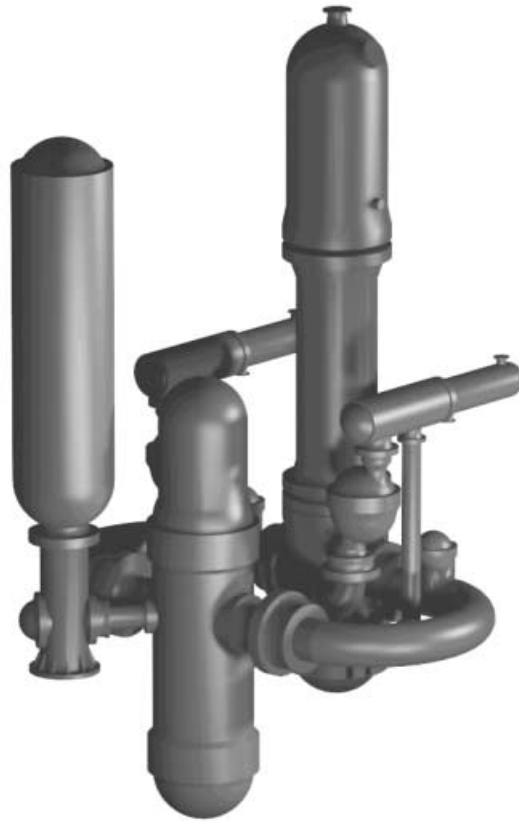


Figura 2. – Vista del circuito primario del reattore MARS.

0,012 Euro/kWh per tutti gli anni successivi, quando è ammortizzato l'investimento per il capitale. Nel MARS ("Multipurpose Advanced Reactor inherently Safe") al normale sistema di controllo dei reattori ad acqua pressurizzata si aggiunge un apposito sistema di spegnimento automatico della reazione a catena che opera per dilatazione differenziale di coppie bimetalliche inserite negli elementi (tradizionali) di combustibile. Per eliminare la principale causa di incidenti, la perdita di refrigerante attraverso rotture di varie dimensioni nel circuito primario, si è pressurizzato anche l'esterno del circuito primario allo stesso valore di pressione (circa 70 atmosfere) del suo interno, mediante acqua a bassa entalpia. Anche il pericoloso incidente di espulsione di barre di controllo è in tal modo scongiurato. L'annullamento della differenza di pressione consente inoltre di collegare con flangiature tutti i componenti e quindi di facilitare la loro manutenzione o sostituzione estendendo la vita del reattore. Questo è molto importante sotto il profilo economico. Quando la quota "costo capitale" è già stata ammortizzata, il costo di produzione, nel nucleare, diminuisce fortemente. Basti pensare che negli USA, ad oggi, i proprietari di 26 fra i reattori più vecchi (su un totale di 101 reattori in funzione) hanno

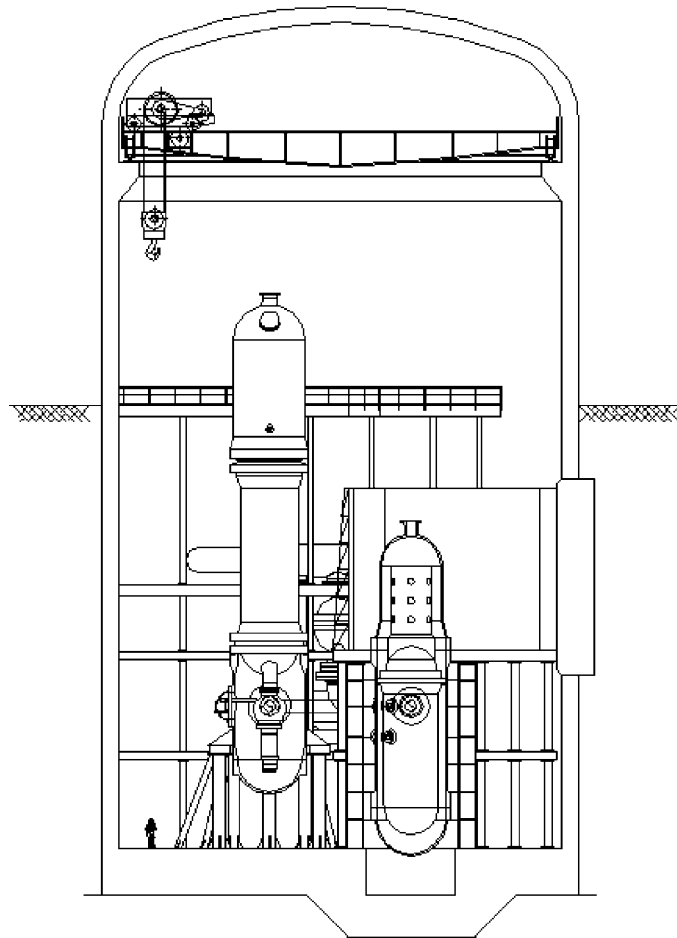


Figura 3. – Sezione dell'edificio reattore dell'impianto MARS (in basso a sinistra è rappresentato un uomo di altezza standard).

fatto richiesta alle autorità di controllo di poter proseguire l'esercizio per altri venti anni oltre il limite iniziale di progetto. In Inghilterra sono ancora in funzione reattori a gas, tipo MAGNOX, coetanei alla nostra vecchia centrale di Latina. La durata di vita di un reattore tipo MARS può così essere grandemente estesa (lo stesso contenitore primario può essere sostituito) anche perché la stessa strumentazione può essere facilmente smontata e sostituita con componenti più aggiornati. Lo smantellamento finale, poi, è molto rapido e facilitato, trattandosi di scollegare e rimuovere pezzi e componenti di acciaio con le stesse macchine di movimentazione e sollevamento che li hanno montati, e quindi assai poco costoso. Questo reattore modulare e co-generativo mostra, in conclusione, caratteristiche di interesse per un settore di mercato che comprende piccole società elettriche, con modeste reti di collegamento e con necessità di accrescere con gradualità la

potenza delle loro centrali, e paesi che sentono particolarmente la necessità di provvedersi di acqua potabile. D'altronde i suoi costi di produzione dell'elettricità sono competitivi, ai correnti valori di mercato, anche in paesi con grandi centrali e forti interconnessioni.

4. – Impieghi navali e spaziali dell'energia nucleare

La propulsione nucleare navale ha avuto numerosissime applicazioni nel settore militare (reattori ad acqua pressurizzata compatti da 50 MWt per i sottomarini, da 150 MWt per gli incrociatori, da 450 MWt per le portaerei) ma poche applicazioni nel settore civile, essenzialmente per motivi economici legati alla complessità della loro gestione. Nel caso dei sommergibili, il reattore nucleare consente una autonomia di mesi con velocità di 30 nodi, operando a notevoli profondità. L'energia prodotta consente altresì di produrre ossigeno dall'acqua di mare, che viene immesso nel sistema di ventilazione, mentre l'anidride carbonica prodotta dall'equipaggio viene assorbita da batterie di elementi purificatori, consentendo così un rinnovo artificiale dell'aria interna. Anche l'acqua potabile viene distillata dal mare, permettendo i lunghi periodi di autonomia citati.

Le applicazioni nucleari spaziali si distinguono in sorgenti energetiche per alimentare satelliti e sonde per tempi di missione dell'ordine di qualche anno e motori di spinta dei razzi. Nei propulsori nucleari, a differenza di quelli chimici (liquidi o solidi) il fluido propulsore (generalmente idrogeno) si energizza attraverso uno scambio termico anziché attraverso un processo di combustione. Finora si è riusciti ad aumentare la velocità di efflusso, rispetto ai propulsori chimici, di un ordine di grandezza.

L'impulso specifico del razzo è proporzionale a $\sqrt{T/M}$ ove T è la temperatura assoluta del gas scaricato dall'ugello ed M il suo peso molecolare (di qui la convenienza di impiegare idrogeno). A parità di peso l'energia contenuta nell' ^{235}U è di due milioni di volte maggiore di quella contenuta nella coppia reagente idrogeno-ossigeno.

Quindici kg di ^{235}U sono sufficienti a garantire, per dieci anni, una potenza di 1000 kW elettrici in un piccolo reattore appositamente studiato.

I generatori nucleari spaziali possono essere divisi in due categorie: generatori basati sulla conversione termoelettrica o termoionica del calore prodotto dal decadimento di materiali alfa-radioattivi (RTG, Radioisotope Thermoelectric Generators) e generatori basati sulla conversione (statica o dinamica) del calore prodotto da reazioni di fissione. Molti generatori sono già stati lanciati nello spazio.

RTG sono stati realizzati in USA utilizzando il calore di decadimento del ^{238}Pu per potenze elettriche fino a circa 1 kWe (missione Voyager). Per potenze più significative è meglio impiegare dei reattori nucleari lanciati da terra a nocciolo vergine ed accesi nello spazio con telecomandi in orbite di altezza tale (oltre gli 800 km) da garantire il rientro solo dopo diversi secoli, quando il livello di radioattività è fortemente diminuito.

Parametro critico, dati i problemi di lancio, è la massa per unità di potenza elettrica che è minore, fino a 4 e più volte, per i reattori rispetto agli RTG. In Russia sono stati realizzati generatori costituiti da reattori veloci (ROMASKA) con combustibile di tipo ceramico (40 kW di potenza termica, 1800 °C di temperatura massima nel combustibile, conversione diretta).

Un progetto francese (ERATO) prevede una potenza elettrica di 200 kW con un reattore a neutroni veloci di 320 mm di diametro ed uguale altezza, costituito da barrette di U-nat arricchito al 93% ed inguainato in una lega di molibdeno-renio, refrigerato da litio ed operante fino a 1200 °C. Il nocciolo è progettato per rimanere sottocritico anche in caso di lanci difettosi e ricadute sulla terra. La massa totale del reattore e del ciclo termico associato (Brayton) è di circa 7t ed è compatibile con il razzo vettore Ariane.

Un progetto italiano (MAUS, [6]) prevede una potenza elettrica di 25 kW con un reattore veloce a geometria cilindrica (diametro ed altezza pari a circa 30 cm), refrigerato da una lega sodio-potassio con punto di solidificazione a 11 °C, e funzionante per conversione diretta termioionica (fig. 4). Il combustibile è ossido di uranio arricchito al 95%, inguainato in tungsteno con una temperatura superficiale di 1300 °C; può operare per sette anni.

Alla fine del periodo di missione l'energia ancora disponibile è tale da poter consentire, con appositi sistemi propulsivi, il raggiungimento della velocità di fuga ed il suo allontanamento definitivo nello spazio per eliminare definitivamente i rifiuti radioattivi accumulatisi nel nocciolo. Questa soluzione è tuttora allo studio. Tornando alla propulsione nucleare, ben 19 reattori sperimentali sono stati costruiti e provati in rapida successione negli USA (programma NERVA).

In uno degli ultimi prototipi il combustibile, costituito da una dispersione solida di carburo di uranio e zirconio in grafite, è modellato in elementi esagonali forati longitudinalmente da canali per il passaggio di idrogeno refrigerante, raggiunge una temperatura massima di 2880 K. L'idrogeno entra nel nocciolo ad una temperatura "criogenica" ed esce a 2700 K, espandendo poi in un ugello ove fornisce una spinta di circa 73000 N con un impulso specifico di 875 s. A temperature ben maggiori l'idrogeno può essere riscaldato frenando frammenti di fissione emessi da sottilissimi strati di materiale fissile (pochi micron di spessore) bersagliato da neutroni termalizzati. Un recente progetto del Prof. Rubbia [7] impiega ^{242}Am per portare a 15000 K dell'idrogeno in un reattore nucleare per il pianeta Marte. Il reattore è costituito anche da un mantello di grafite caricata di ^{242}Am .

Altri studi prevedono di alimentare i neutroni necessari a fissionare lo strato pellicolare di ^{235}U con un reattore di servizio ad alto flusso neutronico, disaccoppiando la funzione di generazione neutronica da quella di emissione dei frammenti di fissione per riscaldare il flusso di idrogeno che poi sarà espulso da un ugello ad altissime temperature.

5. – Il confinamento dei rifiuti radioattivi

Lo sfruttamento dell'energia nucleare produce rifiuti radioattivi che devono convenientemente essere sistemati sino al decadimento del loro livello di radioattività a valori comparabili con quelli delle formazioni geologiche naturali di loro provenienza. Una grande centrale da 1000 MWe che funzioni a pieno regime produce in un anno circa duecento metri cubi di rifiuti a basso livello di radioattività, 100 metri cubi di livello intermedio e 4 metri cubi ad alto livello, immobilizzati in blocchi di vetro al borosilicato (oppure trenta tonnellate di elementi di combustibile esauriti, se non riprocessati in appositi impianti di ritrattamento). Questi ultimi vanno collocati, dopo una cinquantina di anni, in apposite

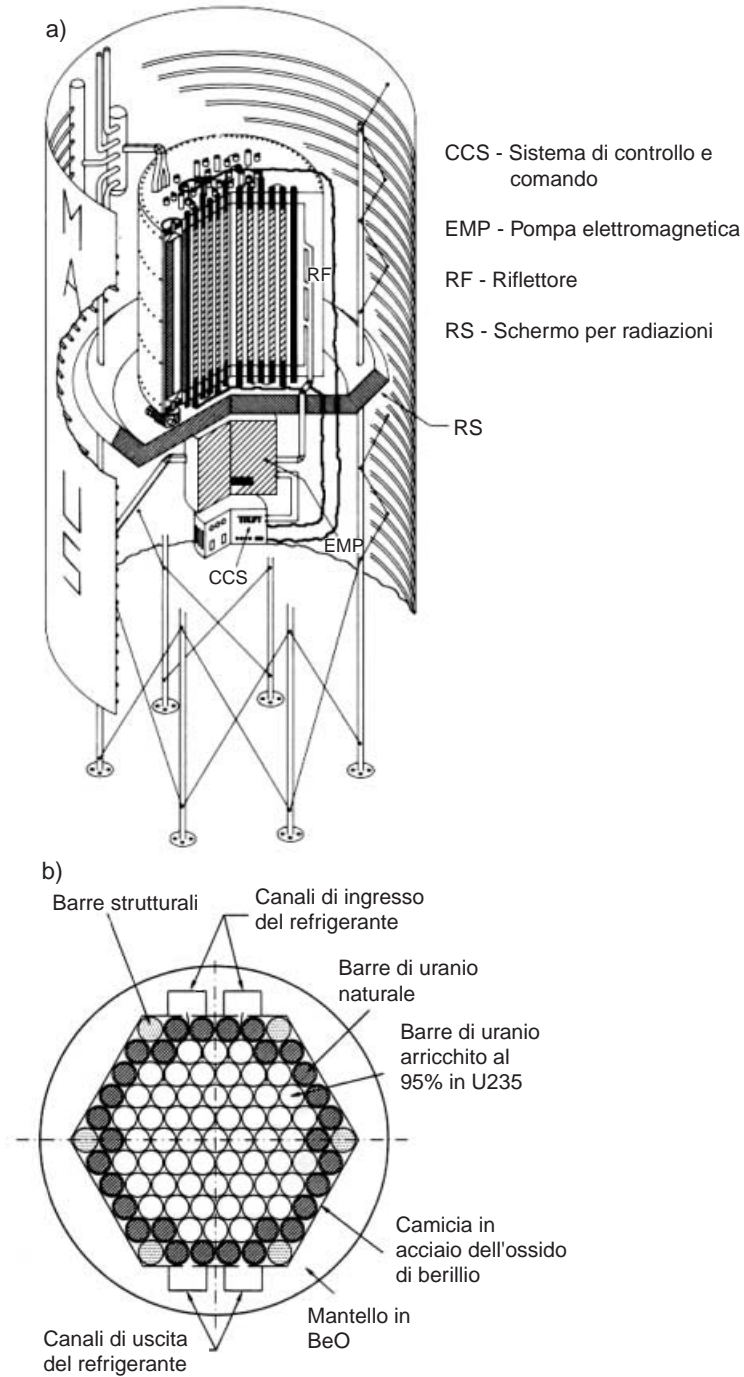


Figura 4. – Schema del reattore spaziale MAUS (a) e sezione del suo nocciolo (b).

cavità a grandi profondità (500 e più metri) in opportune formazioni geologiche (graniti, argille, strati salini non lambiti dall'acqua per milioni di anni). Avendo lunghissimi tempi di decadimento radioattivo (centinaia di migliaia di anni) occorre ovviamente sistemarli in cavità ricavate in formazioni che sono rimaste inalterate per milioni di anni e per cui non si abbia alcuna ragione di supporre future modifiche in tempi geologici.

Le sostanze radioattive possono grossolanamente raggrupparsi in due specie: i nuclei risultanti dalle fissioni (prodotti di fissione di cui, fra i più pericolosi, gli isotopi ^{90}Sr , ^{137}Cs , e ^{85}Kr , con periodi di dimezzamento non superiori ai 30 anni) e i nuclei che si formano per assorbimento neutronico negli elementi fissili e fertili (attinidi o transuranici, con periodi di dimezzamento molto più lunghi).

Per "gestione dei rifiuti radioattivi" si intende il complesso dei provvedimenti relativi alla raccolta, al trasporto, al trattamento o al condizionamento, all'immagazzinamento e allo smaltimento finale dei rifiuti radioattivi. Si possono individuare tre principi-base adottati nella gestione dei rifiuti radioattivi:

- a) diluizione e dispersione nell'ambiente sotto forma di effluenti contenenti radionuclidi in quantità inferiori ai limiti di radioprotezione prescelti;
- b) custodia e decadimento dei rifiuti che contengono solamente radionuclidi a vita breve;
- c) concentrazione e confinamento dei rifiuti che contengono importanti quantità di radionuclidi a vita lunga.

I provvedimenti estremi che possono venire adottati sono evidentemente: massima dispersione nell'ambiente, massimo isolamento. Tra questi due estremi si possono avere delle soluzioni intermedie (per es., immagazzinamento provvisorio seguito da uno scarico all'esterno). La scelta dell'uno o dell'altro tipo di smaltimento dipende soprattutto dal livello di contaminazione dei rifiuti e dalle caratteristiche dell'ambiente. Per es., i residui ad attività molto bassa possono venire immessi nell'ambiente nei limiti della ricettività di quest'ultimo, mentre i rifiuti altamente contaminati, come quelli provenienti dal ritrattamento del combustibile irraggiato, non possono che venire sottoposti ad un contenimento totale.

Oggi si conoscono circa 2000 diversi radionuclidi, caratterizzati da proprietà chimiche, meccanismi di decadimento, tipi di radiazioni e loro spettro energetico. Ovviamente, più lunga è la vita media, più debole è la radioattività specifica. Circa 70 radionuclidi hanno vite medie più lunghe di qualche mese: solo questi sono importanti per i depositi radioattivi. I rifiuti ad alta attività contengono, in forma concentrata, il 95% dell'attività totale dei rifiuti.

Il fine precipuo del trattamento dei rifiuti radioattivi è quello di concentrare parte dell'attività in un volume ridotto, che può essere contenuto in modo più agevole. Fine del condizionamento è invece quello di mettere i rifiuti, che devono essere contenuti, in una forma tale per cui l'affidabilità del contenimento ne risulti aumentata. Per i depositi dei rifiuti si fa distinzione fra i depositi temporanei (storage), con spazi attrezzati per il loro recupero, e depositi definitivi (disposal).

Il più delle volte i rifiuti presentano un'attività troppo elevata perché li si possa scaricare, e un volume troppo grande perché li si possa immagazzinare. In questi casi è necessario sottoporli a trattamenti capaci di concentrare la maggior parte possibile delle sostanze radioattive entro volumi minori di quelli di partenza (fase di accresciuta attività) e quindi più economicamente immagazzinabili o comunque isolabili in località remote, così da poter disperdere il resto (fase di diminuita attività) liberamente nell'ambiente.

Ogni operazione che si compie sui rifiuti comporta dei rischi e un costo. Una buona gestione dei rifiuti è evidentemente quella che permette di ridurre i rischi a un costo ragionevole. Per es., nel caso della gestione dei rifiuti ad alta attività prodotti dal ritrattamento del combustibile irraggiato, una certa "sosta" presso l'impianto di ritrattamento viene generalmente considerata opportuna, poiché permette il decadimento dei nuclidi a vita breve e quindi riduce la produzione di calore nei rifiuti. Ciò semplifica notevolmente le successive fasi di smaltimento definitivo dei rifiuti stessi.

La loro radiotossicità diminuisce, in qualche decina di migliaia di anni, al di sotto del livello tipico dei depositi naturali di uranio. I meccanismi protettivi non devono garantire l'assoluto isolamento, ma solo limitare a livelli non pericolosi la trasmigrazione dei radionuclidi dal deposito alla biosfera. Un mezzo di trasporto pericoloso è l'acqua, la cui assenza deve essere garantita da adatte formazioni geologiche. Nel caso di formazioni argillose, anche se queste possono contenere fino al 20-30% di acqua, la sua mobilità e quindi la migrazione degli eventuali radionuclidi disciolti è estremamente bassa. Le proprietà di scambio ionico delle argille collaborano alla riduzione della migrazione. Nel caso di formazioni cristalline il maggior pericolo è costituito dalla possibilità di fratture o fessure che potrebbero costituire vie preferenziali per la migrazione dei radionuclidi.

Le barriere artificiali create dall'uomo per tali depositi sotterranei hanno caratteristiche tali da rimanere comunque efficienti per migliaia di anni, in assenza di dissesti geologici gravi. Esse consistono in speciali vetri al borosilicato, a bassissimo tasso di lisciviazione, entro contenitori di acciaio, in appositi materiali che riempiono lo spazio tra i contenitori e nel cemento armato che riveste le gallerie dei depositi sotterranei.

Assai interessanti sono le ricerche effettuate sulla diffusione e sull'accumulo dei prodotti radioattivi generati, nell'arco di un miliardo e 800 milioni di anni, in seguito a reazioni nucleari naturali avvenute in tempi lontanissimi nella località di Oklo (nel Gabon). Esse hanno concluso che la maggior parte dei prodotti di fissione formati sono rimasti sul luogo della loro generazione, senza migrare e disperdersi, per quasi 2 miliardi di anni; e ciò fa considerare con ottimismo le tecniche proposte per l'eliminazione definitiva delle scorie radioattive.

Per avere una idea delle dimensioni del problema della sistemazione dei rifiuti, con un esempio vicino a noi, pochi anni fa nella Comunità Europea la produzione annuale di rifiuti industriali ammontava a circa 1000 milioni di metri cubi, di cui circa 10 milioni classificati "tossici" (con un tempo di decadimento infinito). La produzione totale di rifiuti radioattivi ammontava ad 80000 m³ (meno di 1/100 di quel valore), di cui ad alto livello di radioattività (e tempi millenari) circa 150 metri cubi (1/100000 di quel valore). Solo questi ultimi richiedono il deposito geologico, mentre gli altri 80000 m³ possono essere sistemati in depositi definitivi superficiali o sub-superficiali (poche decine di metri

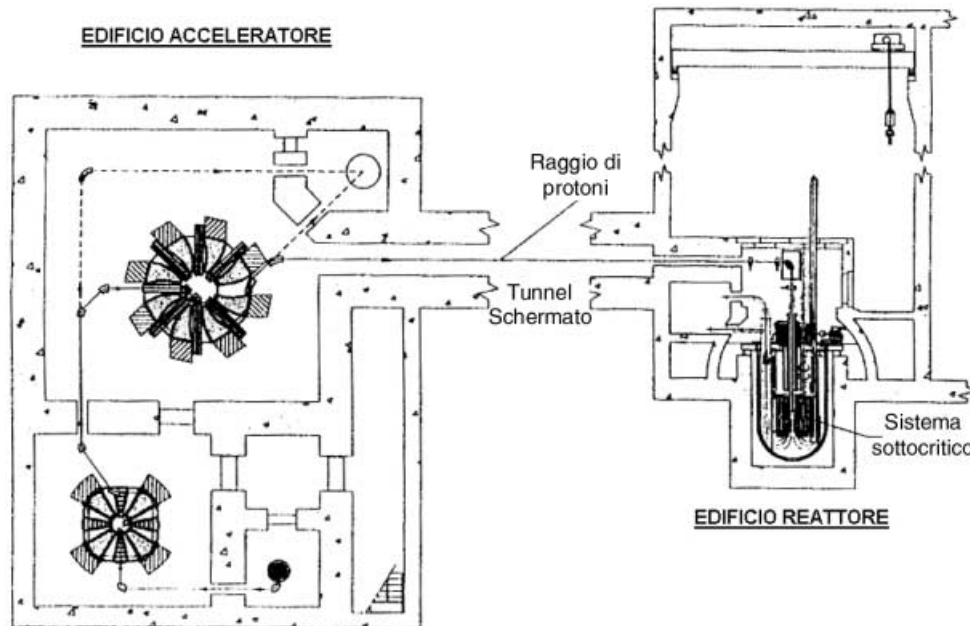


Figura 5. – Schema dell'impianto di tipo ATW ideato dal Prof. C. Rubbia.

sotto terra) con un periodo di sorveglianza di trecento anni, dopo di che sono sostanzialmente decaduti ai livelli di radioattività dell'ambiente circostante e possono essere lasciati incustoditi (ovviamente entro i cassoni di calcestruzzo ed entro le matrici inerti che li contengono).

I volumi da ricavare nelle formazioni geologiche di profondità sono quindi così piccoli da rendere questionabile un interessante processo di separazione (degli attinidi a lunga vita) e loro trasmutazione nucleare in isotopi stabili o a ben più breve periodo di decadimento, processo che viene comunque attentamente valutato. Esso è basato su un tipo di reattori nucleari detti "sotto-critici" perché non sono in grado di mantenere da soli la reazione a catena.

Fin dalle origini dello sviluppo degli impianti nucleari è stata considerata la possibilità di realizzare reattori sotto-critici in grado di funzionare grazie ad una sorgente neutronica esterna, con valori del flusso neutronico e della densità di potenza confrontabili con quelli dei reattori a fissione delle attuali centrali di potenza. Questa soluzione avrebbe il vantaggio di aumentare le possibilità di scelta dei parametri geometrici e dei materiali impiegati nel nocciolo e di poter alleggerire i requisiti di affidabilità del sistema di controllo neutronico. Concetti di reattori sottocritici sono stati sviluppati sia per problemi di produzione di materiali fissili (in concorrenza con i reattori surgeneratori), sia per la distruzione delle scorie ad alta radioattività e a lunga vita (trasmutazione nucleare delle scorie).

Il concetto di tali reattori sottocritici ha seguito due filoni:

- insiemi sottocritici accoppiati ad una sorgente neutronica realizzata mediante acceleratori (canali elettronucleari)
- insiemi sottocritici accoppiati con reattori a fusione (reattori ibridi fissione/fusione) che forniscono la sorgente neutronica.

Il vantaggio della sorgente neutronica indipendente risiede nella sicurezza intrinseca al sistema: basta interrompere un fascio di protoni accelerati per spegnere il reattore, con lo spegnimento che avviene in millisecondi anziché in secondi, come nei reattori attuali. Inoltre non sono fisicamente possibili escursioni di reattività poiché si opera in regimi decisamente sottocritici (k_{eff} massimo di 0,97). Le sorgenti neutroniche attualmente considerate, in grado di garantire un funzionamento prolungato con intensità elevata e valore costante sono quelle del tipo “a spallazione”. Protoni o deuteroni accelerati ad alta energia, con una lunghezza d’onda associata dello stesso ordine di grandezza delle dimensioni del nucleo bersaglio, producono da 20 a 50 neutroni che fuoriescono dai livelli più esterni. Un progetto del Los Alamos National Laboratory prevede acceleratori di protoni da 1 GeV e 250 mA, con fasci che portano sul bersaglio una potenza di 250 MW. Queste macchine sono denotate con la sigla ATW (Accelerator driven Transmutation technology for Waste). Un progetto italiano, dovuto al Prof. Rubbia [8], prevede un acceleratore compatto da 3 MW e nuclei bersaglio di Pb-Bi che funzionano anche da refrigerante di un reattore sottocritico a spettro veloce (fig. 5).

RIFERIMENTI BIBLIOGRAFICI

- [1] SALVINI G., *Il nostro futuro energetico, La Termotecnica*, maggio 2000, anno LIV, n. 4 (vedere anche il volume degli *Atti del Convegno “Energia e Ambiente”*, Accademia dei Lincei, Roma 8-9 marzo 2000).
- [2] *Nuclear reactors: here comes the EPR, Framatome Outlook News and Views*, n. 3, June 1999.
- [3] Università di Roma “La Sapienza” e Dipartimento di Ingegneria Nucleare e Conversioni di Energia, *600 MWth Nuclear Power Plant Design Progress Report 1997*, Roma, luglio 1997.
- [4] CUMO M., *Inherent and passive safe nuclear reactors: steps towards a second nuclear generation*, Fermi lecture, the Italian Academy for Advanced Studies - Columbia University, New York, Jan. 26, 1995.
- [5] CUMO M., NAVIGLIO A., SIMBOLOTTI G. e SORABELLA L., *Produzione di energia elettrica da fonte nucleare. Competitività economica e semplificazione impiantistica, La Termotecnica*, marzo 1999.
- [6] CAIRA M., CUMO F., GANDINI A. e NAVIGLIO A., *MAUS: a fast nuclear reactor for space electric generation, Energia Nucleare*, Anno 10, n. 2, maggio-settembre 1993.
- [7] RUBBIA C. *et al.*, *Report of the Working Group on a preliminary assessment of a new fission fragment heated propulsion concept and its applicability to manned missions to the planet MARS* (ASI, 15 marzo 1999).
- [8] RUBBIA C. *et al.* *Conceptual design of a fast neutron operated high power energy amplifier* (CERN/AT/95-44) (ET), 29 settembre 1995.

- [9] WEINBERG A. *“Immortal” Energy Systems and Intergenerational Justice Energy Policy*, Feb. 1985.
- [10] WEINBERG A. M., *The “Immortality” of Nuclear Systems*, Oak Ridge Associated Universities, *Atti del Convegno “Energia e Ambiente”*, Accademia dei Lincei, Roma 8-9 marzo 2000.
- [11] MARLAND G. e WEINBERG ALVIN M., *Longevity of Infrastructure*, a cura di J. ANSUBEL e R. HERMAN, *Cities and Their Vital Systems* (National Academy Press, Washington, D.C.) 1988.
- [12] VENDRYES G., *Nuclear energy resources and perspectives*, in *Atti del Convegno “Energia e Ambiente”*, Accademia dei Lincei, Roma 8-9 marzo 2000.
- [13] WEINBERG A. M., *The first nuclear era* (American Institute of Physics Press, New York) 1994.
- [14] I.A.E.A. Board of Governors, *Nuclear Technology Review*, 2000 GOV/2000/28, 10 May 2000.
- [15] CUMO M., *Safety in nuclear plants and waste disposal*, in *Atti del Convegno “Energia e Ambiente”*, Accademia dei Lincei, Roma 8-9 marzo 2000.
- [16] FORNACIARI P., *Nuclear power plants operating to-day*, in *Atti del Convegno “Energia e Ambiente”*, Accademia dei Lincei, Roma 8-9 marzo 2000.
- [17] AEN-NEA-OECD-1999, *Low-level radioactive waste repositories: an analysis of costs*.
- [18] AEN-NEA-OECD-1999, *Progress towards geologic disposal of radioactive waste: where do we stand? An international assessment*.
- [19] *Commission Nationale d’Evaluation relative aux recherches sur la génération des déchets radioactifs instituée par la loi 91-1381 du décembre 1991, Rapport d’évaluation n. 4, Octobre 1998*.

Maurizio Cumo, ordinario di Impianti Nucleari all’Università “La Sapienza” di Roma, si è occupato dello studio dei fenomeni di scambio termico in condizioni estreme e transitorie e del progetto di reattori nucleari a sicurezza intrinseca.
