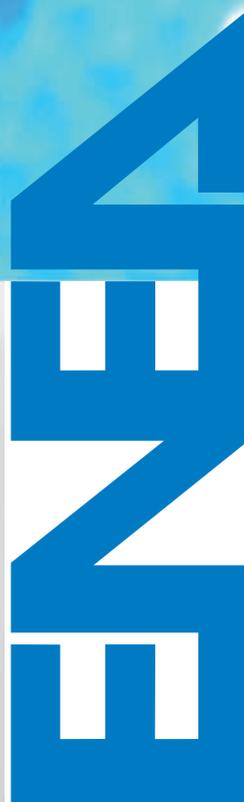


Energia, Ambiente e Innovazione

6/2009



*Le attività di R&S dell'ENEA
sul nucleare da fissione*

*Intervista al Commissario dell'ENEA
Giovanni Lelli*

Metodologia della sicurezza nucleare

*La sicurezza degli impianti nucleari
attuali e di nuova generazione*

*La sperimentazione della SIET
sui LWR avanzati*

*Ciclo del combustibile nucleare
e rifiuti radioattivi*

I reattori di IV generazione

*Deposito rifiuti radioattivi:
il consenso delle popolazioni*

*Utilizzo della Ralstonia
detusculanense*

Bimestrale dell'ENEA
Anno 55, novembre-dicembre 2009

Il contenuto degli articoli pubblicati è di esclusiva responsabilità degli autori.
La riproduzione di articoli o parte di essi deve essere autorizzata dall'ENEA.

Direttore responsabile
Flavio Giovanni Conti

Comitato tecnico-scientifico
Osvaldo Aronica, Paola Batistoni, Vincenzo Di Majo,
Stefano Giammartini, Massimo Maffucci, Emilio Santoro

Responsabile editoriale
Diana Savelli

Coordinamento redazionale
Paola Molinas
ENEA – Lungotevere Thaon di Revel, 76 – 00196 Roma
Tel. 06-36272907 – e-mail: paola.molinas@enea.it

Collaboratori
Giuliano Ghisu

Promozione
Paola Crocianielli

Traduzioni
Carla Costigliola

Progetto grafico
Bruno Giovannetti



Lo staff della rivista

da sinistra: Stefano Giammartini, Paola Molinas, Osvaldo Aronica, Paola Crocianielli, Massimo Maffucci, Giuliano Ghisu, Vincenzo Di Majo, Diana Savelli, Flavio Giovanni Conti, Paola Batistoni, Emilio Santoro, Bruno Giovannetti
(foto di Roberta Francescone)

in copertina

Nocciolo del reattore nucleare di ricerca TRIGA RC-1 con radiazione Cherenkov (foto Archivio ENEA)

Stampa

Fabiano Group srl - Regione San Giovanni, 40 - 14053 Canelli (AT)

Registrazione

Tribunale Civile di Roma - Numero 6047 del 2 dicembre 1957 del Registro Stampa.
Modifiche in corso

Pubblicità

Fabiano Group srl - Regione San Giovanni, 40 - 14053 Canelli (AT)
Tel. 0141 827802 - Fax 0141 827830 - e-mail: info@fabianogroup.com

Abbonamento annuale

Italia € 21,00 + € 8,00 (spese di spedizione), Estero € 21,00 + € 15,00 (spese di spedizione);
una copia € 4,20 - C.C.P. n. 12439121 intestato a Fabiano Group srl
Tel. 0141 8278234 - Fax 0141 8278300 - e-mail: ordini@fabianogroup.com

Finito di stampare nel mese di gennaio 2010

www.enea.it



Prodotto realizzato impiegando carta Symbol Freelif e certificata FSC



I consumi mondiali di energia sono destinati ad aumentare nei prossimi anni e, secondo alcune stime, potrebbero raddoppiare nel 2050 rispetto ai valori del 2000. In Europa si prevede la necessità di aggiungere una capacità impiantistica pari a 300 GW. Negli scenari dell'Unione Europea l'energia nucleare rappresenta una fonte chiave del sistema energetico, anche perché caratterizzata da basse emissioni di carbonio. I 145 impianti nucleari nel 2008 hanno prodotto il 15% dell'energia consumata nell'Unione Europea e circa un terzo dell'energia elettrica. In Italia l'opzione nucleare è stata rilanciata dal governo con la legge 99 del 23 luglio 2009, che prevede di ottenere un contributo del 25% da nucleare al mix energetico nazionale al 2030. Sul ruolo dell'energia nucleare in Italia, sulla questione delle tecnologie, delle scorie radioattive, ma anche delle ricadute scientifiche e occupazionali, abbiamo intervistato Giovanni Lelli, Commissario governativo dell'ENEA dalla metà di settembre 2009, nonché coordinatore del gruppo di esperti del Ministero dello Sviluppo Economico per il rilancio dell'opzione nucleare.

Nell'articolo di Monti viene affrontato il tema della ricerca nel settore nucleare e presentato lo stato dell'arte delle tecnologie esistenti e di quelle in corso di sviluppo. Vengono anche illustrate le più recenti attività di ricerca e sviluppo dell'ENEA nel quadro dell'accordo di programma con il Ministero dello Sviluppo Economico e la loro collocazione nell'ambito delle iniziative europee e internazionali.

Nell'articolo di Avino, Quercia e Quartieri si affrontano i metodi e gli strumenti di analisi del rischio utilizzati per la progettazione delle centrali nucleari e si presentano i progressi ottenuti in questi ultimi anni, tali da garantire nell'arco di un trentennio, nel passaggio dalla III generazione avanzata alla IV di centrali nucleari, la sicurezza totale intrinseca dell'intero sistema.

Anche De Rosa affronta il tema della sicurezza nucleare, sia per quanto concerne il sito, che il funzionamento dell'impianto e la protezione della popolazione e dell'ambiente. L'analisi riguarda le tecnologie del parco impiantistico esistente e di quello in costruzione di generazione III e III+ e dei progetti di IV generazione, quale il reattore IRIS.

Cattadori, Luce e Monti presentano le attività della SIET a supporto dell'industria del settore per lo sviluppo e la qualificazione di componenti e sistemi per la realizzazione di impianti nucleari di potenza, ma anche per la certificazione di prodotti del settore termotecnico, la formazione, la metrologia.

Troiani affronta il tema del combustibile e dei rifiuti radioattivi sottolineando come il nucleare sia una fonte energetica abbondante e sicura e come la radioattività associata a tutte le fasi del ciclo del combustibile non rappresenti un problema grazie alle tecnologie ormai ampiamente sperimentate.

I reattori di IV generazione, che dovrebbero diventare operativi tra 30-40 anni, sono presentati nell'articolo di Monti attraverso l'analisi delle principali tecnologie selezionate dal *Generation IV International Forum*. Si tratta di sistemi che dovranno rispondere a requisiti di sostenibilità, economicità, sicurezza e affidabilità, per lo sviluppo dei quali potranno giocare un ruolo importante l'Unione Europea e l'Italia.

Costigliola, Dattola e Savelli affrontano il tema delicato della gestione e dello smaltimento in deposito dei rifiuti radioattivi, forse uno dei più sentiti dall'opinione pubblica. Sulla base dello studio dei principali documenti sull'argomento di organismi internazionali, e delle esperienze maturate in altri paesi, vengono proposte le linee guida di un piano per ottenere il consenso delle popolazioni attraverso l'informazione e il loro coinvolgimento attivo.

Infine Avino, Quercia e Quartieri presentano le possibilità di utilizzo del batterio *Ralstonia detusculanense* quale deconcentratore o biodepuratore di sostanze pericolose anche in campo nucleare.

Il Direttore Responsabile
Flavio Giovanni Conti

primo piano

6

LE ATTIVITÀ DI RICERCA E SVILUPPO DELL'ENEA SUL NUCLEARE DA FISSIONE NELL'AMBITO DELL'ACCORDO DI PROGRAMMA CON IL MINISTERO DELLO SVILUPPO ECONOMICO

ENEA R&D ON NUCLEAR FISSION WITHIN THE PROGRAMME AGREEMENT BETWEEN ENEA AND THE ITALIAN MINISTRY FOR ECONOMIC DEVELOPMENT

Stefano Monti

l'intervista

24

INTERVISTA A GIOVANNI LELLI, COMMISSARIO DELL'ENEA

A cura di Diana Savelli

riflettore su

28

METODOLOGIA DELLA SICUREZZA NUCLEARE

NUCLEAR SECURITY METHODOLOGIES

Pasquale Avino, Piero Quercia, Giuseppe Quartieri

36

LA SICUREZZA DEGLI IMPIANTI NUCLEARI ATTUALI E DI NUOVA GENERAZIONE E LE ATTIVITÀ DELL'ENEA

SAFETY OF CURRENT AND NEXT-GENERATION NUCLEAR POWER PLANTS AND ENEA ACTIVITIES

Felice De Rosa

50

LWR AVANZATI: LA SPERIMENTAZIONE CONDOTTA DALLA SIET

ADVANCED LWRs: SIET EXPERIMENTS

Gustavo Cattadori, Alfredo Luce, Stefano Monti

segue **riflettore su**

61

CICLO DEL COMBUSTIBILE NUCLEARE E RIFIUTI RADIOATTIVI

NUCLEAR FUEL CYCLE AND RADIOACTIVE WASTE

Francesco Troiani

74

I REATTORI DI IV GENERAZIONE E LE INIZIATIVE INTERNAZIONALI ED EUROPEE PER IL LORO SVILUPPO

GENERATION IV REACTORS AND THE EU AND INTERNATIONAL INITIATIVES FOR THEIR DEVELOPMENT

Stefano Monti

82

DEPOSITO NAZIONALE PER LO SMALTIMENTO DEI RIFIUTI RADIOATTIVI: LINEE GUIDA PER LA DEFINIZIONE DI UN PIANO PER OTTENERE IL CONSENSO DELLE POPOLAZIONI

NATIONAL SITE FOR RADIOACTIVE WASTE DISPOSAL: GUIDELINES FOR THE DEFINITION OF A PLAN TO GET PUBLIC CONSENSUS

Carla Costigliola, Antonino Dattola, Diana Savelli

studi & ricerche

93

UTILIZZO DELLA RALSTONIA DETUSCULANENSE

USES OF RALSTONIA DETUSCULANENSE

Giuseppe Quartieri, Piero Quercia, Pasquale Avino

cronache

96

DAL MONDO, DALL'UNIONE EUROPEA, DALL'ITALIA, DALL'ENEA, EVENTI, LETTURE

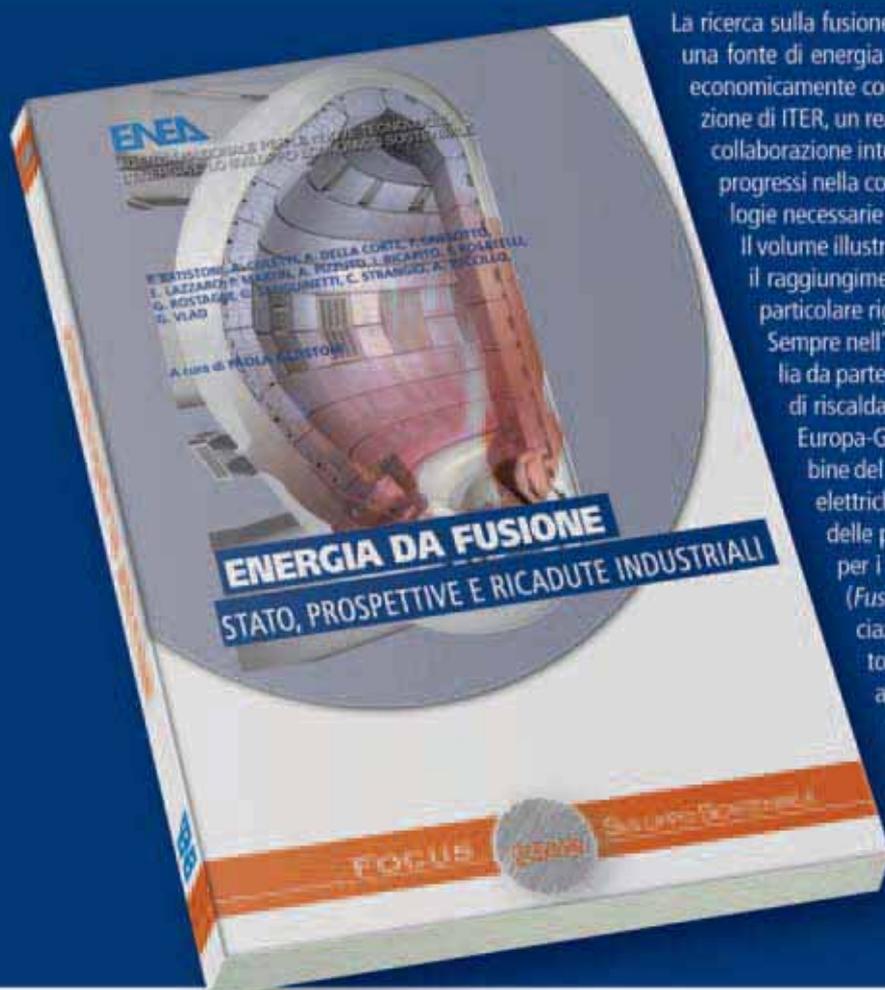
dall'ENEA

- Incontro ENEA-CEA a Cadarache. Definiti i dettagli dell'accordo di cooperazione per ricerche sull'energia nucleare da fissione e da fusione e le energie rinnovabili **96**

ENERGIA DA FUSIONE

STATO, PROSPETTIVE E RICADUTE INDUSTRIALI

A cura di: P. Batistoni, A. Coletti, A. della Corte, F. Gnesotto, E. Lazzaro, P. Martin, A. Pizzuto, I. Ricapito, F. Rosatelli, G. Rostagni, G.P. Sanguinetti, C. Strangio, A. Tuccillo, G. Vlad



La ricerca sulla fusione nucleare, condotta in molti Paesi con l'obiettivo di realizzare una fonte di energia praticamente inesauribile, rispettosa dell'ambiente, sicura ed economicamente competitiva, si trova oggi ad un passaggio importante: la costruzione di ITER, un reattore sperimentale da 500 MW di potenza, frutto di un'ampia collaborazione internazionale e che rappresenta il risultato di decenni di continui progressi nella comprensione della fisica dei plasmi e nello sviluppo delle tecnologie necessarie all'operazione di un reattore a fusione.

Il volume illustra lo stato attuale delle ricerche e gli ulteriori passi necessari per il raggiungimento dell'obiettivo della produzione di energia da fusione, con particolare riguardo alle attività e al ruolo dell'Italia.

Sempre nell'ambito del programma ITER ad esempio, sarà realizzato in Italia da parte del Consorzio RFX l'impianto di sviluppo e prove per il sistema di riscaldamento del plasma in ITER. L'Italia partecipa anche all'accordo Europa-Giappone con la progettazione e realizzazione di 9 delle 18 bobine del magnete toroidale superconduttore e parte delle alimentazioni elettriche di JT-60SA, e dello stadio a bassa energia dell'acceleratore e delle prove per il bersaglio per IFMIF. Il cuore della strategia italiana per i prossimi 10 anni è però rappresentato dall'esperimento FAST (*Fusion Advanced Studies Torus*), un tokamak satellite che l'Associazione Euratom-ENEA propone di realizzare in Italia, nell'ambito del programma europeo di accompagnamento a ITER. FAST avrebbe l'obiettivo di preparare e ottimizzare in una macchina più semplice e non nucleare gli scenari operativi di ITER, di studiare plasmi prossimi all'ignizione, e di provare componenti innovativi per ITER e DEMO.

Il volume riporta anche gli analoghi progressi conseguiti nelle ricerche sulla fusione a confinamento inerziale, e la proposta del progetto internazionale HiPER, un sistema basato su laser di grandi dimensioni per studi sulla fusione inerziale ed altre applicazioni.

Euro 15,00

ENEA



Pasquale Avino
DIPIA-ISPEL, Roma

pag. 28, 93



Stefano Monti
ENEA, Presidente SIET SpA

pag. 6, 50, 74



Gustavo Cattadori
SIET

pag. 50



Giuseppe Quartieri
Libera Università L.U.de.S., Lugano

pag. 28, 93



Carla Costigliola
ENEA, Unità Comunicazione

pag. 82



Piero Quercia
INFN-LNF, Frascati, Roma

pag. 28, 93



Antonino Dattola
ENEA, Unità Comunicazione

pag. 82



Diana Savelli
ENEA, Unità Comunicazione

pag. 82



Felice De Rosa
ENEA, Unità Sistemi Nucleari Innovativi
e Chiusura del Ciclo Nucleare

pag. 36



Francesco Troiani
ENEA, Presidente Nucleco SpA

pag. 61



Alfredo Luce
ENEA, Amministratore delegato SIET

pag. 50

Le attività di ricerca e sviluppo dell'ENEA sul nucleare da fissione nell'ambito dell'Accordo di Programma con il Ministero dello Sviluppo Economico

Stefano Monti

ENEA, Presidente SIET SpA

Il sistema della ricerca gioca un ruolo chiave nel rilancio del nucleare in Italia, in termini sia di valutazione e miglioramento delle tecnologie esistenti, sia di sviluppo di nuove tecnologie. Le attività di R&S dell'ENEA sul nucleare da fissione hanno trovato a livello nazionale una collocazione organica e sinergica con le grandi iniziative internazionali ed europee all'interno dell'Accordo di Programma triennale con il Ministero dello Sviluppo Economico, siglato nel giugno 2007

ENEA R&D on Nuclear Fission within the Programme Agreement between ENEA and the Italian Ministry for Economic Development

Research plays a crucial role to relaunch nuclear energy in Italy both in terms of better assessment and enhancement of existing technologies, as well as of development of new ones. At the national level ENEA R&D activities on nuclear fission – which are complementary and synergic with the major EU and international initiatives in the field – are carried out in the frame of a three-year Programme Agreement signed between ENEA and the Italian Ministry for Economic Development on June, 2007

Quadro di riferimento

La necessità di ridurre la dipendenza dalle fonti energetiche estere e di gestire la tendenza dei prezzi al rialzo, unitamente al rispetto dei vincoli del protocollo di Kyoto sulle emissioni dei gas serra, impongono un cambiamento nel sistema energetico nazionale. Le recenti dichiarazioni e determinazioni del Governo e l'ampio dibattito pubblico degli *stakeholder* in tema di energia nucleare hanno creato alcune delle premesse necessarie per il rientro graduale del nostro Paese in una nuova filiera nucleare da fissione.

La fonte nucleare ha tutti i requisiti per fornire risposte efficaci alla problematica energetica ed il Governo ha pertanto avviato, anche con specifici interventi legislativi (Legge 99 del 23 luglio 2009) ed alcuni importanti accordi internazionali (con Francia, Giappone, USA ecc.), il processo di ricostituzione di una rete di conoscenze tecniche, scientifiche e industriali in materia nucleare e di un quadro normativo e regolamentare adeguato.

La sfida lanciata dal Governo può essere raccolta e vinta se tutte le entità attive nel settore nucleare, organismi regolatori e di controllo, enti di ricerca e di formazione (in primis il sistema universitario), industria ed utilities energetiche, ma anche la finanza e le parti sociali, avranno la capacità di mettere in atto una fattiva capacità di interrelazione, adottando un giusto equilibrio tra cooperazione e competizione. Oggi quindi, più che mai, in questo settore si sente la necessità di unire le risorse intellettuali e produttive e di convergere sull'obiettivo di fornire al Paese il proprio contributo.

Il sistema della ricerca, e in particolare l'ENEA, gioca un ruolo chiave nel rilancio del nucleare in Italia, in termini sia di valutazione e miglioramento delle tecnologie esistenti, che di sviluppo di nuove tecnologie. L'Ente infatti, nonostante le ridotte risorse finanziarie disponibili nel settore dopo il referendum del 1987 ed il conseguente depauperamento di risorse umane e strumentali, possiede tuttora rilevanti competenze specifiche e infrastrut-

ture di ricerca di livello internazionale, conservate e sviluppate grazie alla partecipazione ai programmi MIUR sulla trasmutazione, al recente Accordo di Programma col Ministero dello Sviluppo Economico, ai progetti europei dei vari programmi quadro Euratom ed alle attività di studio e consulenza presso organismi internazionali (OECD-NEA, IAEA ecc.), nonché tramite l'acquisizione di alcune commesse nazionali ed internazionali ricevute dall'industria (Ansaldo Nucleare, SOGIN ecc.) e da altri organismi europei (CEA, IRSN ecc.).

Tali competenze ed infrastrutture sono concentrate presso i Centri di Bologna, del Brasimone, della Casaccia (Roma) e di Saluggia, nonché presso le partecipate SIET, ERSE e NUCLECO.

Queste competenze ed infrastrutture, che sono ora poste al servizio del Paese per il rilancio dell'opzione nucleare in Italia, hanno garantito, anche nel dopo Chernobyl, un dignitoso presidio sul nucleare da fissione, attraverso: la partecipazione ai programmi internazionali e comunitari di ricerca, lo sviluppo di tecnologie innovative per il ciclo del combustibile, incluso il trattamento dei rifiuti radioattivi, la capacità di valutare sia le varie opzioni scientifiche e tecnologiche per la produzione di energia nucleare, sotto il profilo della sostenibilità e della convenienza, sia i requisiti minimi dei siti produttivi e di stoccaggio dei rifiuti.

L'Accordo di Programma fra il Ministero dello Sviluppo Economico e l'ENEA

A livello nazionale, le attività dell'ENEA sul nucleare da fissione hanno trovato una collocazione organica e sinergica con le grandi iniziative internazionali ed europee sul nucleare sostenibile all'interno del sopra citato Accordo di Programma (AdP) triennale tra Ministero dello Sviluppo Economico ed ENEA, siglato fra le parti il 21 giugno 2007. Tale Accordo di Programma, coerentemente coi temi individuati dal "Piano Triennale della Ricerca di Sistema Elettrico e Piano Opera-

tivo Annuale", prevede un finanziamento annuale di circa 6 milioni di euro per attività nazionali da inquadrare nell'ambito di progetti internazionali sul nuovo nucleare da fissione, il cosiddetto "nucleare sostenibile". Il relativo programma di ricerca si prefigge di contribuire a ricreare le competenze e le capacità industriali affinché il Paese sia in grado di partecipare alla progettazione e realizzazione degli impianti di generazione III+ e di *Generation IV* nel caso essi soddisfino, coerentemente con la tipologia 'evolutiva' e 'innovativa', i criteri di sostenibilità, economia, sicurezza e affidabilità, resistenza alla proliferazione e protezione fisica. Oltre che allo sviluppo di alcuni e selezionati sistemi nucleari avanzati ed innovativi, il programma intende anche contribuire all'analisi comparata delle attuali opzioni scientifiche e tecnologiche di III generazione per la produzione di energia nucleare, sotto il profilo della sostenibilità e della convenienza, ed all'individuazione del sito di realizzazione dell'impianto di smaltimento dei rifiuti radioattivi di II categoria e di deposito temporaneo dei rifiuti radioattivi di III categoria. Assai rilevante rispetto alle esigenze primarie del nuovo programma nucleare italiano è, inoltre, l'attività relativa alla formazione scientifica ed alla comunicazione. È infine previsto il supporto all'Agenzia per la sicurezza nucleare per gli iter autorizzativi.

A tal fine il programma si sviluppa secondo le seguenti Linee Progettuali (LP):

LP1. Studi di inquadramento del nuovo nucleare, scenari, ciclo del combustibile e minimizzazione rifiuti radioattivi, resistenza alla proliferazione.

Tale linea si propone di effettuare una ricognizione ed una valutazione delle varie iniziative e degli accordi di collaborazione internazionali nell'area dei sistemi nucleari innovativi e dei relativi cicli del combustibile avanzati, relativamente ai quali vengono anche condotti alcuni studi tecnico-economici di scenario.

LP2. Reattori evolutivi INTD – International Near Term Deployment, con particolare attenzione al progetto IRIS (*International Reactor Innova-*

tive and Secure), che si presenta particolarmente consono alle capacità del sistema Italia e che è supportato da industrie nazionali quali Ansaldo Nucleare, Mangiarotti Nuclear, ATB Riva Calzoni e Marie Tecnimont.

LP3. Reattori innovativi di quarta generazione – Generation IV.

La linea progettuale comprende attività – complementari a quelle previste nel *Generation IV International Forum* (GIF) e nei progetti europei ELSY, ESFR e RAPHAEL – dedicate allo sviluppo dei reattori *Lead-cooled Fast Reactor* (LFR), *Sodium-cooled Fast Reactor* (SFR) e *Very High Temperature Reactor* (VHTR) di IV generazione.

LP4. Attività a supporto della individuazione e scelta di un sito e per la successiva realizzazione di un deposito definitivo dei rifiuti radioattivi di II categoria e temporaneo dei rifiuti di III categoria.

In questo ambito sono previste attività relative all'aggiornamento dell'Inventario Nazionale dei Rifiuti Radioattivi ed alla caratterizzazione dei rifiuti da conferire al deposito, nonché analisi propedeutiche alla progettazione del deposito definitivo dei rifiuti radioattivi di II categoria e temporaneo dei rifiuti di III categoria.

LP5. Supporto all'Autorità istituzionale di sicurezza per gli iter autorizzativi, anche al fine di elevare il grado di accettazione dei reattori di III generazione. Comparazione delle attuali opzioni scientifiche e tecnologiche.

È in questa linea progettuale che sono inquadrate tutte le attività ENEA relative ai reattori evolutivi di III generazione di interesse nazionale (EPR, AP1000 ecc.), nonché le connesse problematiche di qualificazione del sistema industriale italiano.

LP6. Formazione scientifica funzionale alla ripresa dell'opzione nucleare in Italia.

Nella creazione di un sistema nucleare italiano, un ruolo di assoluto rilievo è giocato, da un lato dalla formazione di personale qualificato ai diversi livelli, dall'altro da una corretta informazione e comunicazione al pubblico, in generale sui temi del-

l'energia e, in particolare, sui vantaggi offerti dalle tecnologie nucleari. In quest'ottica risulta di fondamentale importanza che il mondo accademico, quello della ricerca e quello industriale interagiscano in modo sinergico e coordinato, di modo che vi sia un continuo scambio di conoscenze, ed una definizione concordata di priorità tematiche, di caratteristiche dei profili professionali richiesti, di strategie di comunicazione.

Infine, come richiesto dallo stesso AdP, l'ENEA garantisce, lungo tutto l'arco temporale del programma, il necessario supporto al Ministero dello Sviluppo Economico per il coordinamento della partecipazione nazionale a progetti ed accordi internazionali nel campo del nuovo nucleare da fissione. Il programma supporta solamente progetti portati avanti sulla base di accordi internazionali e/o progetti cofinanziati dall'Euratom nell'ambito dei programmi quadro europei, che prevedono la partecipazione di organizzazioni italiane.

L'attività programmata nell'ambito dell'AdP ha una durata complessiva di 3 anni ma è ovvio che un tale impegno si estenderà anche agli anni successivi. Ciò è peraltro confermato dalla circostanza che il nucleare da fissione è incluso anche nel Piano Triennale 2009-2011 della ricerca di sistema elettrico nazionale. L'intero programma è gestito e coordinato dall'ENEA. Vi partecipa anche come co-beneficiario il Consorzio CIRTEN.

Nella prima annualità sono state coinvolte, in qualità di soggetti terzi, le società SIET (partecipata da ENEA, ENEL, Ansaldo e Politecnico di Milano) e Del Fungo Giera Energia. Nel seguito si prevede di coinvolgere anche altri soggetti terzi.

Principali risultati dell'Accordo di Programma MSE-ENEA

Nei paragrafi che seguono verranno sintetizzate le molteplici attività sviluppate nel campo nucleare nel corso del primo anno di lavoro dell'Accordo di Programma MSE-ENEA. Le attività hanno riguardato le prime quattro linee progettuali sopra citate, in quanto le restanti due, relative al supporto all'autorità di sicurezza e alla formazione e comunicazione, sono state avviate solo recentemente.

Gli studi di carattere generale

Per lo sviluppo delle attività di ricerca nel settore del nuovo nucleare da fissione è manifesta la necessità di condurre un'analisi preventiva della situazione nazionale ed internazionale. In particolare, sono necessarie una ricognizione e una valutazione delle varie iniziative e accordi di collaborazione internazionali in corso nel campo dei sistemi nucleari innovativi e dei relativi cicli del combustibile avanzati, nonché studi di inquadramento internazionale su cui innestare un programma nazionale coerente alla riapertura dell'opzione nucleare in Italia. In questo contesto è altresì opportuno effettuare analisi costo-beneficio sia in funzione della domanda energetica interna, in relazione alla situazione internazionale, sia in funzione delle varie possibilità di produzione dell'energia nucleare, in relazione alle tecnologie già disponibili o in fase di sviluppo. Altri aspetti da valutare sono quelli relativi al *siting and commissioning*, al ciclo del combustibile, ai rifiuti radioattivi prodotti, all'accettabilità da parte dell'opinione pubblica, alla capacità di valutare i vari sistemi dal punto di vista della loro resistenza alla proliferazione ecc. Al fine di fornire una sintesi a vantaggio di quanti operano nel settore nucleare o svolgono azione di orientamento e partecipano ai processi decisionali, si è ritenuto opportuno produrre un rapporto omnicomprensivo dal titolo *Nucleare da Fissione: Stato e Prospettive*^[1], che ha già ricevuto parecchi apprezzamenti dal mondo scientifico ed istituzionale.

Va sottolineato che l'elaborazione di questi studi richiede da un lato una conoscenza approfondita delle varie tematiche acquisite grazie alla partecipazione alle attività delle principali organizzazioni nucleari internazionali (IAEA, NEA, EURATOM ecc.) e, dall'altro, il contributo di diverse competenze, sia tecnico-scientifiche, appartenenti al settore della Ricerca e dell'Industria (enti, università e industrie), sia politico-amministrative, appartenenti al settore istituzionale (Ministeri, Autorità di Controllo ecc.). L'ENEA, riferimento per il Paese in tema di R&S sul nucleare da fissione, deve farsi carico dell'integrazione fra le varie competenze e soggetti coinvolti ed assicurare, nel con-

tempo, la funzione di Advisor verso le istituzioni ed i Ministeri che richiedono supporto nella definizione della policy nazionale nel campo dell'energia nucleare.

Al fine di poter valutare correttamente le diverse opzioni tecnologiche è necessario possedere ed interiorizzare strumenti per le analisi dei vari scenari di ciclo del combustibile.

Nell'ambito della partecipazione all'Expert Group "Fuel Cycles Transition Scenarios Studies – FCTS" del Working Party on Scientific Issues of the Fuel Cycle della NEA^[2] e della collaborazione ENEA-CEA, sono stati eseguiti studi di benchmarking con il codice di scenario francese COSI 6, riferendosi a scenari europei e nazionali. Ciò ha consentito di mettere a punto il metodo con cui sono stati analizzati tre classici scenari di riferimento, ovvero:

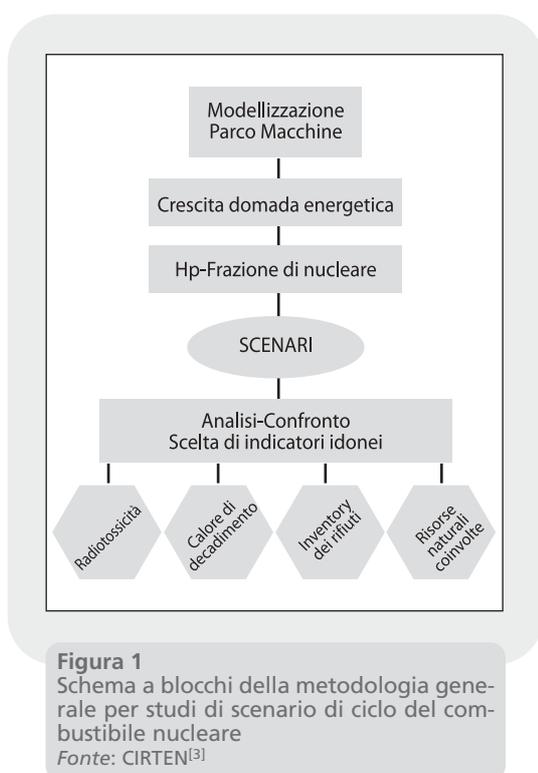
1. ciclo aperto per un parco reattori di tipo PWR;
2. "monoriciclo" del Pu per un parco reattori di tipo PWR;
3. "monoriciclo" del Pu per un parco reattori di tipo PWR con successivo impiego di reattori veloci di quarta generazione in grado di riciclare

Pu ed attinidi minori.

Inoltre il consorzio CIRTEEN ha messo a punto una metodologia generale da adottare per le analisi di scenario^[3]. Il modello semplificato utilizzato, mostrato in *figura 1*, si riferisce al Belgio, ma la metodologia messa a punto sarà utilizzata per analizzare uno scenario nazionale, come ad esempio quello mostrato in *figura 2*.

Un'altra funzione fondamentale per la ripresa del nucleare in Italia è la capacità di valutazione della resistenza alla proliferazione di vari sistemi nucleari e del relativo ciclo del combustibile. Tale capacità è stata acquisita attraverso la partecipazione al progetto della IAEA denominato INPRO e al *Proliferation Resistance & Physical Protection (PR&PP) Working Group* di GIF. A tale riguardo, sono state indagate le due linee di attività su cui è attualmente impegnato il gruppo PR&PP: la finalizzazione di un caso studio su un ipotetico sistema innovativo per testare la metodologia e la futura applicazione di questa a sistemi di quarta generazione^[4]. Il sistema utilizzato come caso studio è un ipotetico reattore veloce raffreddato a sodio (ESFR – *European Sodium Fast Reactor*) assieme ad una porzione di ciclo del combustibile. La resistenza alla proliferazione è stata valutata a fronte di quattro scenari: diversione, uso improprio degli impianti e processi, furto di materiale e dichiarata volontà di uno Stato di dotarsi di armi nucleari. Sono state considerate varie configurazioni del nocciolo dell'ESFR per valutare la sensibilità della metodologia. La metodologia, una volta che questa si sia dimostrata affidabile e robusta, potrà rappresentare per i progettisti dei vari sistemi di quarta generazione un efficace strumento che permetterà di inserire, già nelle primissime fasi di progetto, quegli elementi che aumenteranno le caratteristiche di non proliferazione nel modo più efficiente e meno costoso. Per facilitare questo processo, si sono creati recentemente dei team tra i membri del gruppo di lavoro PR&PP e degli *steering committees* dei vari sistemi: il primo compito sarà la caratterizzazione dei sistemi in termini di non proliferazione e protezione fisica. L'ENEA fa parte del team che si occupa del *Lead-cooled Fast Reactor*.

Per quanto riguarda il tema assai dibattuto della



Scenario energetico: 19200 MWe EPR

Centrali	2014	2015	2016	2017	2018	2019	2020	2021	2022	2023	2024	2025	2026	2027	2028	2029	2030
EPR_1	■	■	■	■	■	■	■	■	■								
EPR_2			■	■	■	■	■	■	■	■							
EPR_3					■	■	■	■	■	■	■						
EPR_4							■	■	■	■	■	■					
EPR_5								■	■	■	■	■	■	■			
EPR_6									■	■	■	■	■	■			
EPR_7										■	■	■	■	■	■		
EPR_8											■	■	■	■	■	■	
EPR_9												■	■	■	■	■	■
EPR_10													■	■	■	■	■
EPR_11														■	■	■	■
EPR_12															■	■	■
Capacità elettrica (MWe)							1600		3200	4800	6400	8000	9600	11200	12300	14400	19200

Figura 2

Possibile scenario di realizzazione di impianti ALWR di tipo EPR in Italia nel periodo 2014-2030
Fonte: ENEA^[5]

competitività ed economicità dell'energia nucleare rispetto ad altre fonti energetiche e a seconda dei diversi possibili scenari, il lavoro congiunto ENEA-CIRTEN ha consentito di mettere a punto un primo strumento di analisi, che include tanto una *mass flow analysis*, quanto una stima delle grandezze economico-finanziarie, relative a diversi scenari di *deployment* di un parco di generazione di energia nucleare nel nostro Paese^[5]. Per ogni scenario è stato stimato il profilo temporale del fabbisogno dei materiali critici e del fabbisogno finanziario per coprire l'investimento. Questo lavoro di analisi offre un metodo di confronto di due categorie di reattori: il procedimento di analisi considera dapprima scenari ipotizzanti unicamente la tipologia EPR, poi casi comprendenti un mix di reattori EPR e moduli IRIS.

L'analisi evidenzia come i consumi di uranio naturale e zirconio, entrambi legati alla fabbricazione di combustibile nucleare, aumentino quando reattori di tipologia IRIS vengano inclusi in un parco-reattori nazionale, rispetto all'utilizzo di soli reattori di grande taglia come l'EPR. Allo stesso modo, il maggiore fabbisogno specifico di acciaio di IRIS comporta una richiesta maggiore di que-

sto elemento strutturale nel periodo di *commissioning* di un parco-reattori misto. Al contrario, il fabbisogno di rame, presente solamente nella tipologia EPR, si riduce quando alcuni EPR nel parco-reattori vengano sostituiti da moduli IRIS.

A livello economico, gli scenari misti appaiono penalizzati da un costo specifico (\$/kWe) maggiore per IRIS rispetto all'EPR, peraltro legato alla perdita di economie di scala nei costi overnight di costruzione. Gli scenari misti registrano un investimento totale maggiore degli scenari relativi a soli EPR. Tuttavia, occorre ricordare che l'analisi offerta dal codice DESAE, utilizzato nelle simulazioni, non può considerare i vantaggi legati alla flessibilità intrinseca degli investimenti modulari tipici di IRIS. Maggiore è il numero di unità-reattore, maggiore è il grado di modularità dell'investimento, con la possibilità di differire o arrestare la costruzione dei moduli-reattore nel caso di condizioni sfavorevoli. In un investimento modulare il capitale-medio a rischio è minore. Queste considerazioni devono far parte di un'analisi economico-finanziaria, insieme a considerazioni sulla redditività e sull'efficienza della struttura di costo, espressa per esempio dal costo unitario di generazione (LUEC).

Ad integrazione di questo lavoro, il CIRTEN ha messo a punto un modello per l'analisi degli schemi di investimento per il *deployment* di reattori nucleari^[6]. Il modello realizzato risulta utile per la comparazione tra reattori di piccola-media taglia (SMRs) e reattori di grossa taglia e permette di simulare la *profitability* differenziale degli SMRs in riferimento a varie condizioni sia del mercato che di tipo operativo.

Infine, fra gli studi effettuati nella prima annualità dell'AdP MSE-ENEA non poteva mancare un'attività relativa a metodi innovativi per la gestione e minimizzazione dei rifiuti radioattivi. A tale riguardo, utilizzando un impianto di elettrorefinazione costruito nell'ambito di progetti comunitari di ricerca e sviluppo sulla separazione e recupero degli attinidi minori dal combustibile (figura 3), sono state condotte alcune campagne sperimentali che hanno riguardato i meccanismi che regolano il trasferimento delle terre rare da un bagno di bismuto fuso operante come anodo, al catodo solido immerso in bagno di sale, dal quale posso-

no essere successivamente separati. La finalità era quella di ripulire il metallo fuso. I risultati delle campagne sperimentali^[7] hanno dimostrato che è possibile rimuovere la maggior parte dei metalli inquinanti simulanti gli attinidi minori.

Lo sviluppo in Italia dei reattori evolutivi di generazione III+

I reattori evolutivi sono caratterizzati, rispetto agli attuali sistemi, da: maggiore standardizzazione e semplificazione del progetto, minor vulnerabilità ai malfunzionamenti operativi, vita più lunga, riduzione del rischio di fusione del nocciolo, miglior sfruttamento del combustibile e riduzione del volume di rifiuti ad alta radioattività e lunga vita. IRIS appartiene alla classe di reattori evolutivi di cui si prevede la messa in commercio entro i prossimi 10-15 anni (sistemi INDT – *International Near Term Deployment*) ed è sviluppato da un ampio consorzio internazionale guidato da Toshiba-Westinghouse, con 20 partner (università, industrie, enti di ricerca e utility) di 10 paesi (USA, Brasile, Croazia, Giappone, Italia, Messico, Spagna, Regno Unito, Lituania ed Estonia). È un reattore pressurizzato modulare da 335 MWe che ospita all'interno del vessel i componenti del circuito primario – generatori di vapore, pompe, pressurizzatore e meccanismi di azionamento delle barre di controllo (figura 4). La maggior sicurezza è dovuta all'eliminazione delle grandi tubazioni del circuito primario (l'88% degli incidenti di classe IV viene eliminata all'origine: il concetto di sicurezza applicato prende il nome di *safety-by-design*TM) e, soprattutto, al mantenimento dell'equilibrio tra le pressioni del sistema primario e del sistema di contenimento, che interrompe la perdita di refrigerante dal vessel in caso di *Loss-of-Coolant-Accident* (LOCA).

L'ENEA ha sottoscritto con i partner italiani già presenti nell'IRIS Team (CIRTEN, Ansaldo Nucleare e Mangiarotti Nuclear) una dichiarazione di intenti per lo sviluppo congiunto del progetto, e firmato un accordo di cooperazione su IRIS con l'Oak Ridge National Laboratory (ORNL) del Department of Energy (DOE) americano. Nel 2007, inoltre, l'Italia ha aderito all'iniziativa in-

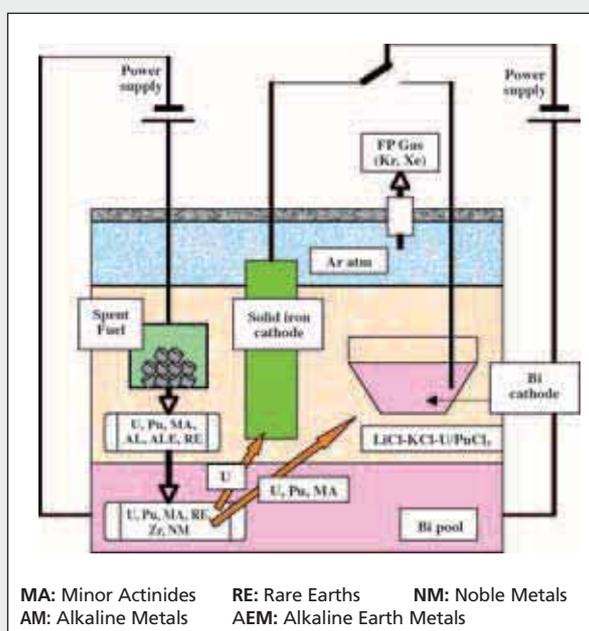


Figura 3
 Diagramma schematico del processo di elettrorefinazione
 Fonte: ENEA^[7]

ternazionale GNEP (Global Nuclear Energy Partnership) rivolta, in particolare, allo sviluppo di sistemi nucleari avanzati di piccola-media taglia¹ per venire incontro alle necessità energetiche dei paesi in via di sviluppo, impedendo la diversione o la produzione non dichiarata di materiali nucleari. IRIS è il reattore esempio di piccola taglia per la GNEP.

L'attività più rilevante portata avanti in ambito AdP a supporto di IRIS è costituita da una prova integrale di sistema e sicurezza riguardante l'intero impianto, fondamentale per la certificazione del reattore presso una Autorità di sicurezza. A tale scopo occorre realizzare un impianto sperimentale, denominato SPES-3, in grado di simulare i transitori operativi ed incidentali del reattore IRIS (piccoli LOCA, rottura delle linee vapore ecc.), al fine di produrre dati sufficienti per la validazione dei codici di calcolo per l'analisi di sicurezza e studiare l'accoppiamento termo-fluidodinamico tra il contenimento e l'impianto durante un LOCA.

L'attività del primo anno ha riguardato principalmente la progettazione dell'impianto sperimentale da realizzare presso la Società SIET (figura 5). È stata definita la configurazione impiantistica sulla base di una serie di requisiti concordati con Westinghouse ed è stato eseguito il dimensionamento meccanico, termico ed idraulico dei componenti. L'impianto simula, in scala 1:100 in volume e a piena altezza, tutti i sistemi di raffreddamento e di sicurezza del reattore IRIS.

Per semplificare il progetto, la configurazione integrale del reattore IRIS è stata mantenuta solo per il sistema primario di SPES-3, ad eccezione della pompa primaria che è posta all'esterno del recipiente in pressione (figura 6); il contenimento e i sistemi di sicurezza sono simulati con serbatoi connessi da tubazioni (figura 5). Il prodotto finale è il dossier di progettazione^[8] da utilizzarsi per l'approvvigionamento delle parti dell'impianto (tubazioni, valvole, serbatoi ecc.) e per la realizzazione della struttura portante. L'attività di

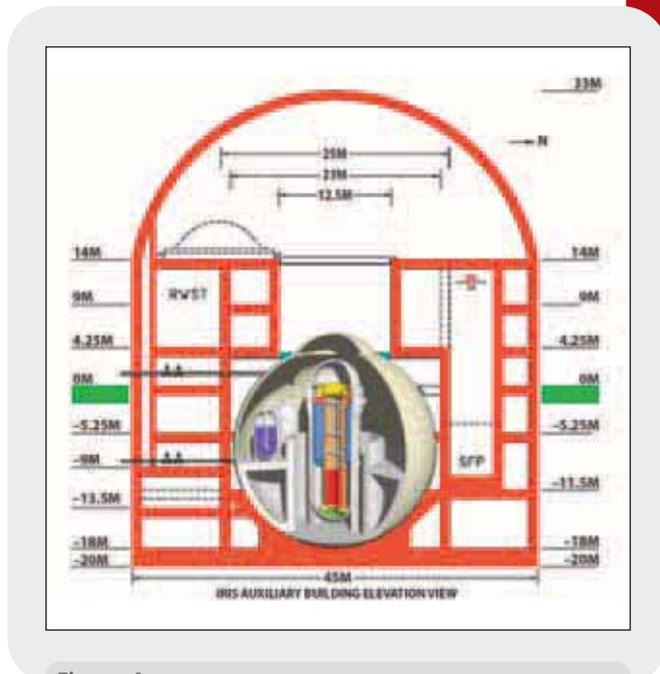


Figura 4
Impianto IRIS
Fonte: Westinghouse Electric Company LLC

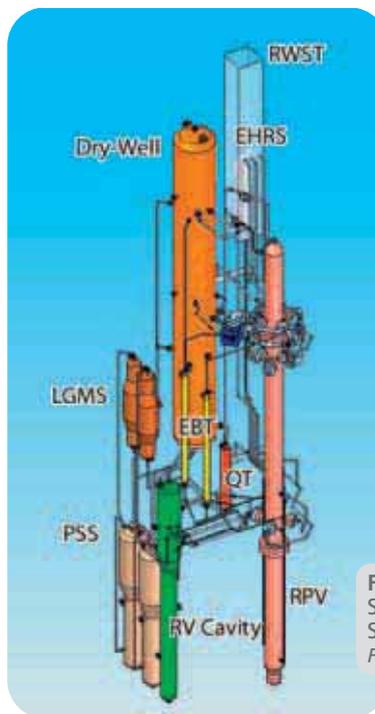


Figura 5
Schema dell'impianto SPES-3
Fonte: SIET

1. Circa un terzo dei reattori nel mondo rientra in tale tipologia; un reattore è in genere considerato di piccola taglia se la potenza è <300 MWe e di media taglia se la potenza è <700 MWe.

progettazione è stata eseguita dalla SIET, società partecipata dell'ENEA, con la collaborazione dell'ENEA. L'attività del CIRTEN è stata focalizzata sia sulla selezione della strumentazione per misure in bifase^[9] sia sulla verifica della capacità dell'impianto sperimentale di simulare i transitori incidentali. Per la strumentazione sono state affrontate le problematiche della scelta e qualificazione dei metodi di misura nelle condizioni operative di pressione e temperatura per le grandezze di interesse (portata, densità, grado di vuoto, flow pattern). In particolare, sono state valutate le potenzialità e prestazioni degli strumenti commerciali o sviluppati da laboratori internazionali. Inoltre sono stati sviluppati dall'ENEA sensori a termoresistenza con la relativa elettronica per misure di velocità del fluido^[10]. In parallelo alla progettazione dell'impianto sperimentale SPES-3, sono stati sviluppati alcuni componenti principali di IRIS quali gli scambiatori immersi ed il generatore di vapore. Tali componenti sono stati selezionati sia per l'esperien-

za che il sistema Italia può vantare per il loro sviluppo, sia per poter assicurare commesse agli operatori industriali nazionali nella fase realizzativa di reattori IRIS.

Per gli scambiatori immersi è stata sviluppata una correlazione di scambio termico basata sulla teoria della condensazione a film su parete, validata con le precedenti esperienze (PERSEO) da ENEA e da SIET su prototipo in scala reale di un condensatore a tubi verticali^[11]. Tale correlazione è stata implementata nel codice di sistema RELAP5^[12].

Per i tubi elicoidali dei generatori di vapore di IRIS sono state sviluppate e validate correlazioni, successivamente implementate nel codice RELAP5, per valutare le perdite di carico e lo scambio termico in condizioni di crisi termica (*dryout*) e *post-dryout* sia con dati sperimentali che con dati reperibili in letteratura^[13,14,15,16,17].

Le prove sperimentali sono state eseguite presso l'area sperimentale della SIET (*figura 7*) e presso il CIRTEN. Sono anche state eseguite analisi

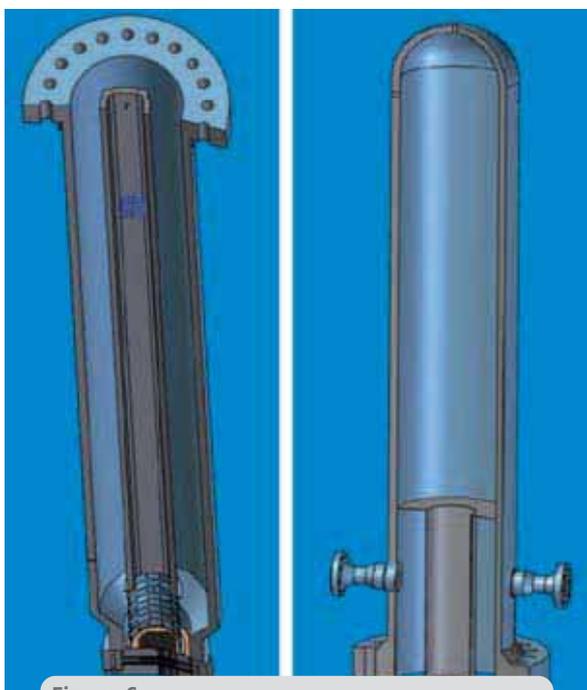


Figura 6
Sezione del fondo e della parte alta del vessel di SPES-3
Fonte: SIET

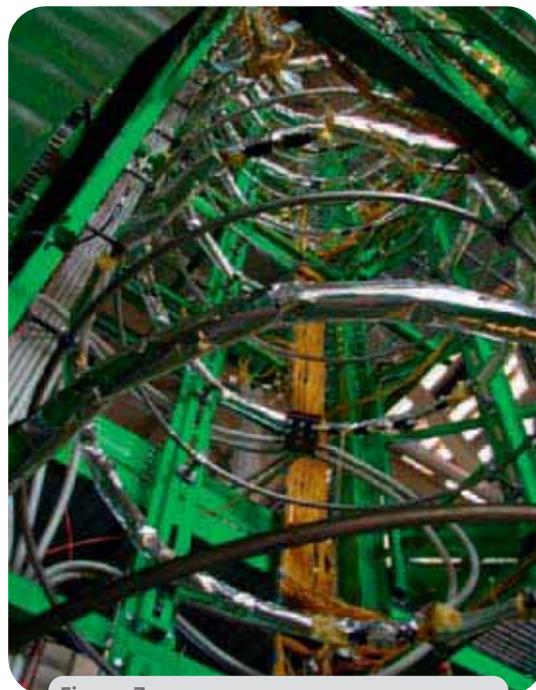


Figura 7
Impianto sperimentale presso SIET per la caratterizzazione termofluidodinamica dei tubi elicoidali del GV di IRIS
Fonte: SIET

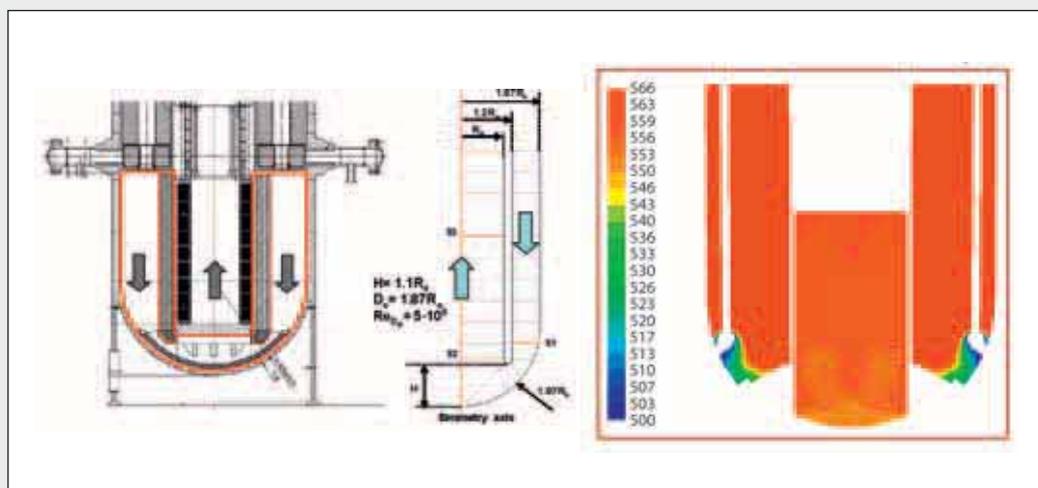


Figura 8
Miscelamento del boro nella parte bassa del vessel di IRIS, risultati della simulazione
Fonte: CIRTEN

meccaniche per la valutazione del carico di collasso di tubi elicoidali. I risultati delle analisi meccaniche hanno supportato la preparazione di un nuovo "code case" accettato dalle ASME per la progettazione di tubi sottoposti ad una pressione esterna maggiore di quella interna.

Un altro risultato significativo raggiunto a supporto della progettazione del *downcomer* e del lower plenum del reattore IRIS riguarda lo sviluppo di modelli non lineari di turbolenza per superare alcune delle limitazioni dei codici CFD (*Computational Fluid Dynamics*) commerciali, oltre alla messa a punto di protocolli di accuratezza per raggiungere standard elevati, riproducibili e tracciabili^[18]. Tale modello è stato implementato nel codice FLUENT.

Per studiare il miscelamento del boro durante l'intervento dei sistemi di sicurezza sono state eseguite simulazioni dinamiche del miscelamento di temperatura e boro (*figura 8*) a supporto della progettazione di una apparecchiatura sperimentale (fattore di scala 1:5), che simula il *downcomer* e la parte bassa del vessel di IRIS^[19].

Un'attività per la quale il sistema italiano ha sempre vantato un credito internazionale, ha riguardato le analisi sismiche e la progettazione di iso-

latori sismici per IRIS. Il lavoro si è concretizzato:

- nello sviluppo di una nuova procedura per il calcolo della probabilità di rottura al sisma, basata su tecniche numeriche consolidate (*Finite Element Method, Montecarlo ecc.*) e capace di eliminare o ridurre le incertezze dei metodi tradizionali^[20];
- nella riduzione degli effetti del sisma sugli edifici e sui componenti interni con l'utilizzo di isolatori sismici^[21]. Sono state definite le dimensioni geometriche degli isolatori, il fattore di forma, il tipo di mescola, il loro numero e la disposizione, che deve prevedere anche l'accessibilità per l'ispezione e l'eventuale sostituzione. È stato valutato il comportamento dell'edificio isolato e non isolato sismicamente al terremoto di progetto (*figura 9*). È stata anche effettuata una valutazione preliminare dei costi connessi all'utilizzo di questa tecnologia.

Infine, l'attività sui reattori di generazione III+ è stata complementata con lo studio e la progettazione di noccioli che consentano sia un incremento del tasso di irraggiamento rispetto ai reattori di II Generazione, sia la possibilità di estendere il periodo di irraggiamento tra successive ricariche. In particolare è stato analizzato un nocciolo di

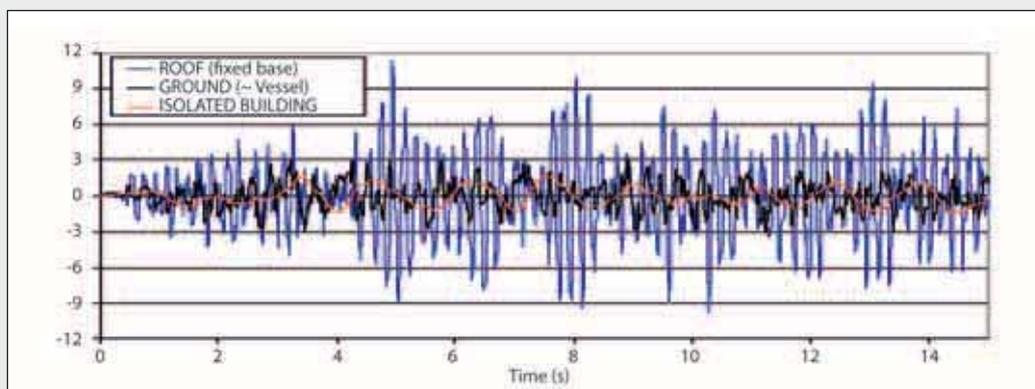


Figura 9
Sistema isolato e non isolato sismicamente
Fonte: ENEA

reattore pressurizzato ad acqua leggera idoneo a produrre una potenza termica dell'ordine dei 600 MW (circa 220 MWe)^[22]. Il principale risultato è la definizione di un nocciolo con uno schema di ricarica del combustibile a ciclo unico (*once-through*), che offre la possibilità di gestire il reattore con contratti di leasing del combustibile, con importantissimi risvolti per quel che riguarda la difesa dal rischio di proliferazione.

Le attività italiane di R&S per lo sviluppo dei reattori di IV generazione

I reattori di IV generazione sono sistemi ancora allo stadio concettuale, che potranno divenire operativi all'orizzonte del 2040. A livello internazionale, la R&S a supporto dei sistemi di IV generazione è portata avanti primariamente in ambito GIF (*Generation IV International Forum*, fondato nel 2000 dal *Department of Energy* degli Stati Uniti), ma anche in altre iniziative quali INPRO (*International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles*) e GNEP (*Global Nuclear Energy Partnership*), promossi rispettivamente dalla IAEA e dall'amministrazione americana. Per maggiori dettagli sul nucleare di IV generazione si rimanda all'articolo a pag. 74.

In questo contributo ci si sofferma sulle attività svolte nell'ambito dell'AdP MSE-ENEA, che si concentrano, in particolare, su due dei sei siste-

mi selezionati dal GIF, ovvero il LFR (*Lead-Cooled Fast Reactor*) ed il VHTR (*Very-High-Temperature Reactor*), che sembrano particolarmente adatti a valorizzare le competenze e le infrastrutture di ricerca presenti in Italia.

Attività relative allo sviluppo del LFR

Un sistema chiave per la sicurezza del LFR è il *Decay Heat Removal System* (DHR). Tale sistema è stato sviluppato dal punto di vista concettuale nell'ambito del sopracitato progetto europeo ELSY, ma la relativa prova di una sezione sperimentale di DHR è prevista fra le attività a supporto del LFR incluse nell'AdP MSE-ENEA. Sulla base della specifica funzionale di prova è stato sviluppato il progetto della sezione di prova da installare nell'impianto CIRCE presso il Centro ENEA Brasimone (*figura 10*). Il componente prototipico DHR, frutto della collaborazione tra ENEA, l'operatore industriale Del Fungo Giera Energia SpA ed il CIRTEN, è costituito essenzialmente da un fascio di tubi a baionetta immerso in un bagno di piombo fuso (*figura 11*).

Una soluzione come quella proposta, caratterizzata da una doppia parete metallica con intercapedine riempita in elio, interposta tra il primario ed il secondario negli elementi di scambio termico dello scambiatore immerso, permette di

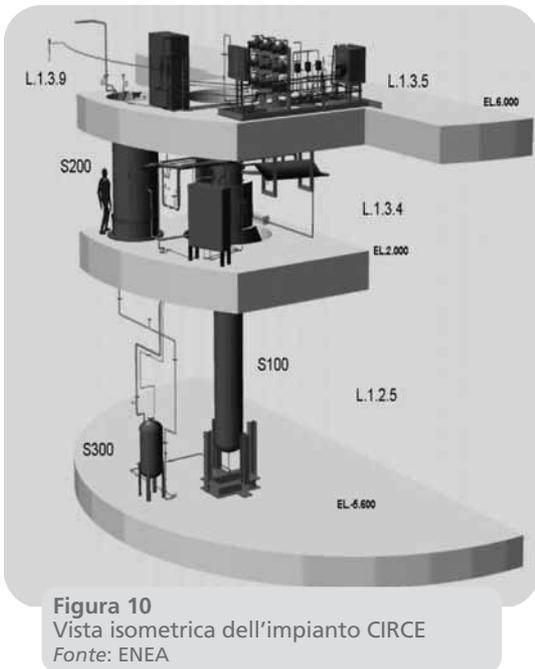


Figura 10
Vista isometrica dell'impianto CIRCE
Fonte: ENEA

ottenere una barriera costituita da due pareti meccanicamente indipendenti, ciascuna delle quali dimensionata per resistere da sola ai carichi imposti. Si ottiene nel contempo un mezzo di monitoraggio in continuo, durante il funzionamento, dell'integrità di ciascuna delle due pareti, grazie al riempimento dell'intercapedine in elio. L'attività sperimentale è volta a qualificare il componente monitorando: portata, pressione e temperatura dell'acqua all'ingresso dello scambiatore; sovrappressione all'uscita dello scambiatore (sulla testata) determinata dalle perdite di carico rispetto all'atmosfera, portata e temperatura del vapore prodotto^[23 e 24].

Una delle possibili configurazioni dei LFR presenta un circuito primario di tipo a piscina con circolazione forzata del fluido refrigerante (piombo) realizzata mediante un sistema di pompaggio meccanico. La girante di queste pompe si troverà ad operare in un ambiente particolarmente ostile: piombo fluente con velocità relativa dell'ordine di 10m/s alla temperatura di 500 °C circa. Il corpo pompa sarà quindi soggetto a fenomeni di corrosione/erosione combinati. Nell'ambito della qualifica sperimentale di un componente primario di tale importanza, si è dunque ritenuto

necessario progettare un prototipo di girante da realizzare con un materiale che presentasse elevata resistenza a corrosione/erosione. Il composto ternario Ti_3SiC_2 selezionato è stato testato attraverso una campagna sperimentale. Non si sono riscontrate né formazioni di ossidi superficiali né dissoluzione del materiale nel metallo liquido; il piombo non è penetrato attraverso le porosità aperte del Ti_3SiC_2 . È stata realizzata una girante interamente in Ti_3SiC_2 (figura 12) mediante lavorazione meccanica e elettroerosione, con ottimi risultati^[25].

In un LFR la concentrazione di ossigeno disciolto nel metallo liquido è un parametro di vitale importanza; il suo controllo permette di evitare la formazione di PbO , che causerebbe la solidificazione irreversibile dell'intero sistema e, al contempo, permette di gestire la formazione di ossidi di ferro superficiali sulla superficie degli acciai strutturali, evitandone la corrosione. Lo studio della chimica di questo tipo di refrigeranti ha due fondamentali aree di applicazione: a) l'analisi della reale composizione delle impurezze nel sistema e lo sviluppo di efficaci meto-

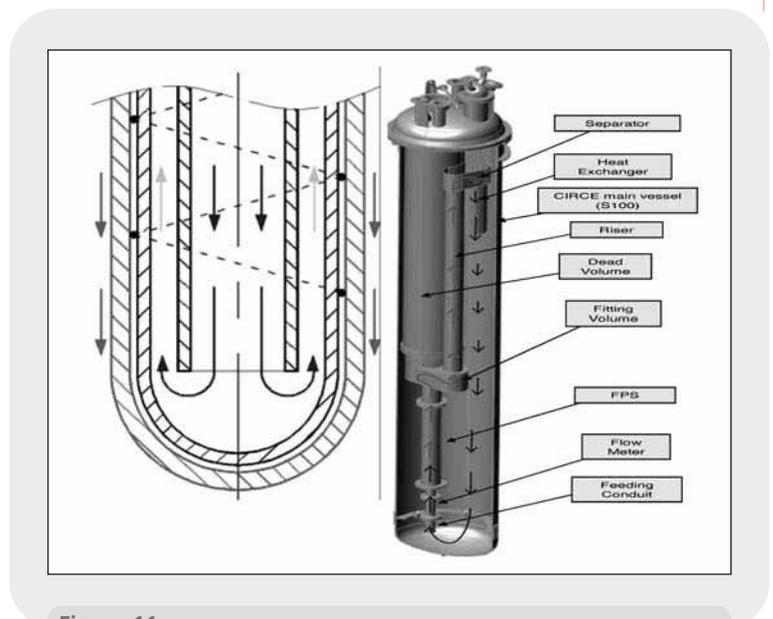


Figura 11
Schema di un elemento scambiatore a tre pareti e sezione di prova del DHR del LFR
Fonte: ENEA

primo piano



Figura 12
girante della pompa primaria di un LFR, interamente realizzata in Ti_3SiC_2
Fonte: ENEA

diche di campionamento; b) l'applicazione di tecniche sviluppate in laboratorio o in circuiti dedicati a sistemi più realistici a piscina. La prima attività ha portato interessanti risultati sulla composizione delle impurezze solide in Pb e PbBi, con anche sviluppo e miglioramento di sistemi di filtrazione. La seconda attività ha portato ad un primo prototipo di sistema integrato di controllo e monitoraggio dell'ossigeno nel sistema a piscina CIRCE, nel quale vengono testati sensori elettrochimici precedentemente qualificati in impianti a loop^[26].

Le attività sperimentali a supporto della progettazione del LFR di IV generazione sono state affiancate da due importanti sviluppi teorici, ovvero:

- Lo sviluppo di un codice di termofluidodinamica per noccioli a piombo con elementi di combustibile non inscatolati^[27, 28 e 29]. Dapprima si è ricorso ad un modello mono-dimensionale a canali indipendenti per una verifica dal punto di vista della termofluidodinamica e della sicurezza del progetto neutronico; successivamente è stato sviluppato uno strumento di calcolo per la valutazione degli effetti di mescolamento tra gli elementi per rimuovere l'eccessivo conservatorismo nelle analisi precedenti. L'obiettivo di poter disporre di un potente strumento di calcolo per la progettazione termofluidodinamica di un nocciolo di LFR è stato raggiunto grazie a: a) lo sviluppo di un modulo CFD per la risoluzione delle equazioni di Na-

vier-Stokes e dell'energia a livello di *sub-assembly*; b) la costruzione di un modello 3D di nocciolo a piombo con elementi non inscatolati e relativo confronto con modello 1D multi-canale; c) la simulazione CFD dettagliata di limitate regioni per una stima della viscosità turbolenta media e dei coefficienti di scambio d'energia tra *sub-assemblies*.

- La definizione concettuale del nocciolo dell'impianto dimostrativo (DEMO) di un LFR^[30 e 31]. L'attività è consistita in studi di neutronica per la definizione concettuale del nocciolo di un reattore dimostrativo refrigerato a piombo, nonché nelle analisi combinate di neutronica e termoidraulica per la sua integrazione nel sistema primario. Sono state definite varie configurazioni di nocciolo DEMO per differenti valori dei parametri di riferimento e, in particolare, della temperatura massima della guaina del combustibile, da un lato per riprodurre le caratteristiche fondamentali dell'impianto LFR di taglia industriale e, dall'altro, per massimizzare il flusso neutronico ed effettuare nel DEMO prove di irraggiamento su materiali e combustibili avanzati per LFR.

Attività relative allo sviluppo del VHTR

Per quanto riguarda il VHTR di IV generazione, le attività si sono focalizzate su alcune prove in regime transitorio sull'impianto He-Fus3 dell'ENEA Brasimone (figura 13) e relative interpretazioni mediante codici di calcolo, funzionali allo sviluppo dello scambiatore He-He di questo reattore.

Scopo della campagna sperimentale era di fornire una base di dati sperimentali attendibili per la validazione dei codici di calcolo termo-idraulici per la progettazione e l'analisi di sicurezza dei reattori ad alta temperatura refrigerati a gas (VHTR). A tal fine sono state progettate e realizzate le necessarie modifiche meccaniche ed elettro-strumentali all'impianto ad elio HE-FUS3. Sono state effettuate prove sia in regime stazionario sia in regime transitorio (simulazione di eventi incidentali). Partendo da condizioni stazionarie del circuito, sono stati realizzati quattro transitori simulanti 4 diversi eventi incidentali: due *Loss Of Flow Accident* (LOFA) e due *Loss Of Coolant Accident* (LOCA). L'atti-



Figura 13
Impianto He-Fus3 dell'ENEA Brasimone
Fonte: ENEA

vità sperimentale è stata accompagnata da analisi numeriche di pre e post-test dei transitori effettuati sull'impianto HE-FUS3^[32 e 33]. Infine, è stata effettuata un'estesa campagna di simulazioni, con metodi sia Monte Carlo sia di tipo deterministico,

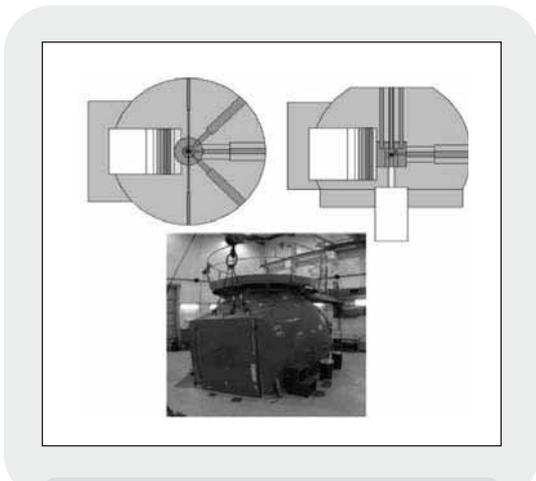


Figura 14
Viste pianta e laterale del modello MCNPX del Reattore TAPIRO e confronto con il sistema reale
Fonte: ENEA

che ha permesso la progettazione di un set-up di prova e la definizione di una matrice di test, per l'analisi di interfaccia core-riflettore di reattori VH-TR^[34 e 35]. La sezione sperimentale progettata potrebbe essere collocata nel vano colonna termica del Reattore di ricerca Tapiro dell'ENEA Casaccia (figura 14). La realizzazione di una tale *facility* permetterebbe di realizzare flussi neutronici con distribuzione energetiche tipiche dei reattori a gas ad alta temperatura e di misurare le variazioni di tali flussi nell'attraversamento di sezioni di prova contigue di ferro, uranio e grafite. Le geometrie implementate, sebbene eterogenee, sono volutamente semplici in modo da poter essere riprodotte con facilità dai codici deterministici nell'ambito di un benchmark in via di definizione.

La corretta gestione dei rifiuti radioattivi in Italia

Il problema di una strategia globale per il *decommissioning* degli impianti nucleari dismessi e la sistemazione dei rifiuti radioattivi in Italia, fu posto alla prima conferenza nazionale organizzata nel 1995 dall'ANPA (oggi ISPRA) sul tema e riproposto nell'analoga conferenza del 1997. Nel 1998 l'allora Ministro dell'Industria costituì il "Tavolo nazionale per la gestione degli esiti del nucleare", al quale partecipavano Regioni, enti locali, organizzazioni sindacali, ENEL, ANPA ed ENEA. Nel 1999 fu approvato un Accordo di Programma Stato-Regioni riguardante la gestione in sicurezza dei rifiuti radioattivi; la strategia nazionale fu definita con il documento "Indirizzi strategici per la gestione degli esiti del nucleare in Italia". Fu contestualmente istituito un Gruppo di Lavoro (Commissione Cenerini) con il compito di delineare lo stato dell'arte su studi e ricerche relativi ai depositi e le iniziative e procedure necessarie per la scelta del sito. La Commissione concluse le attività nel 2001 con la redazione di un "Rapporto per la conferenza Stato/Regioni". Il problema di una strategia nazionale in questo settore è stato riproposto al tavolo MSE-Regioni nell'ottobre 2007. Un Gruppo di Lavoro, composto da rappresentanti del Governo, delle Regioni e da altri esperti (tra cui uno ENEA), è stato costituito con il compito di elaborare un metodo per

definire le caratteristiche dell'insediamento per un deposito superficiale e dare indicazione sui criteri di selezione dei siti. Il GdL ha concluso i suoi lavori nel settembre 2008 con la consegna del Rapporto Finale al Ministro dello Sviluppo Economico. Il GdL Stato-Regioni, in cui già era presente un rappresentante ENEA, ha chiesto la collaborazione di altri due esperti ENEA per due sottogruppi con tematiche specifiche^[36]:

- "Centro Servizi", per individuare natura e tipologia delle infrastrutture da realizzare nel sito, sia quelle relative al deposito sia quelle in grado di conferirgli il carattere di Parco Tecnologico per attività multidisciplinari;
- "Legislazione e Normativa", per individuare il regime di responsabilità nella varie fasi, effettuare stime dei costi di realizzazione, riordinare la normativa sui rifiuti nucleari.

Per meglio supportare il decisore politico e al fine di evitare la perdita di importanti informazioni acquisite in decine di anni di intenso lavoro, nell'ambito dell'AdP MSE-ENEA è stato ricostruito un archivio della documentazione prodotta in passato sul tema della gestione dei rifiuti radioattivi prodotti in Italia ed effettuata un'analisi critica dei documenti ritenuti più significativi per valutare le necessità di aggiornamento. In particolare, è stata effettuata una disamina, sia dal punto di vista normativo, sia operativo, della situazione internazionale e italiana^[37]. Sono state individuate le problematiche connesse allo smaltimento, le scelte operate a livello internazionale ed il percorso attualmente in atto in Italia per la scelta del sito di deposito. Sebbene lo smaltimento geologico delle scorie radioattive a lunga vita non rientri tra gli obiettivi attuali, si è ritenuto opportuno riassumere le attività svolte in passato dall'ENEA sul tema, al fine di non disperdere i risultati acquisiti e renderli fruibili qualora il nostro Paese dovesse optare per una soluzione di questo tipo nel prossimo futuro per i rifiuti ad alta attività e lunga vita^[38]. È stata anche effettuata un'analisi critica del Rapporto della Commissione Cenerini, per molti aspetti straordinariamente attuale. È stata infine condotta un'analisi delle attività tecnico-scientifiche effettuate tra il 1996 e il 2003 dall'ENEA e le iniziative più significative del periodo^[39]. I lavori della

Task Force Sito dell'ENEA sono stati numerosi e, già alla fine degli anni '90, fu elaborato un primo progetto concettuale del sito di smaltimento superficiale con sistema multibarriera; in quel periodo la Task Force elaborò una metodologia di selezione geografica delle aree potenzialmente idonee ad ospitare l'insediamento, basandosi su una serie di stringenti criteri di esclusione, con un approccio che ha ancora una sua validità intrinseca e potrebbe quindi essere riproposto con gli opportuni aggiornamenti tecnici e scientifici.

L'ultimo "Inventario Nazionale dei Materiali Radioattivi" prodotto dall'ENEA risale all'anno 2000 (figura 15); da allora l'unico inventario disponibile è quello dell'ISPRA (ex APAT). L'ISPRA raccoglie le informazioni sui rifiuti radioattivi fornite dagli esercenti in un apposito database che rappresenta solo una "fotografia" dell'esistente, ma non effettua, in quanto non di sua competenza, l'elaborazione dei dati ai fini dello stoccaggio definitivo.

Nel corso del 2008 è stato raggiunto un accordo di reciproco interesse tra ISPRA ed ENEA per l'elaborazione da parte ENEA dei dati a tale scopo. L'ENEA ha provveduto ad elaborare i dati sulla base di ipotesi di condizionamento (laddove non già condizionati), al fine di pervenire all'inventario nazionale dei rifiuti radioattivi condizionati, cioè già idonei per il deposito di smaltimento^[40]. Inoltre l'ENEA ha elaborato una stima dei rifiuti di futura produzione da smantellamento degli impianti dismessi, basandosi sia su informazioni provenienti dagli esercenti sia su stime fatte in proprio.

Relativamente alla caratterizzazione dei rifiuti radioattivi da conferire al deposito, si è provveduto all'elaborazione di procedure di massima per la loro caratterizzazione radiologica e chimico-fisica e di criteri operativi preliminari per l'accettabilità al deposito, identificando anche le tecniche distruttive e non distruttive più idonee e la migliore strumentazione attualmente disponibile sul mercato^[41]. Inoltre, è stata effettuata una definizione concettuale dell'insieme integrato di infrastrutture, tecnologie e servizi necessari per la caratterizzazione dei rifiuti radioattivi ai fini del conferimento al deposito.

Il contributo dell'ENEA e del CIRTEN alle analisi propedeutiche alla progettazione del deposito dei

rifiuti radioattivi ha riguardato, in una prima fase, l'individuazione dei requisiti minimi del sito e dei criteri di progetto sulla base dei requisiti di sicurezza stabiliti dalla IAEA^[42].

Sono stati anche identificati gli studi, già parzialmente effettuati in passato, relativi a scenari, analisi territoriali, performance assessment, sicurezza dell'installazione, quadro normativo e di radioprotezione, migrazione dei nuclidi, livelli di sicurezza da garantire nel medio e lungo termine, implicazioni territoriali ed ambientali ecc.

È stato fortemente coinvolto il Politecnico di Milano per l'avvio di studi sulla modellazione dei fenomeni di dispersione di contaminanti attraverso le barriere protettive del deposito e di una metodologia di analisi probabilistica del rischio associato alla costruzione ed operazione del deposi-

to stesso^[43]. Un ulteriore contributo di approfondimento è stato fornito dall'Università di Roma La Sapienza in relazione alla caratterizzazione dei siti ed ai criteri di progettazione dei depositi, con analisi dei principali processi di rilascio e migrazione dei radionuclidi^[44].

Il tema assai attuale della gestione dei rifiuti radioattivi è stato infine complementato con la redazione di una serie di importanti linee guida riguardanti:

- Il trasporto dei rifiuti radioattivi. In tale ambito sono state identificate le soluzioni tecniche più idonee per il trasporto dei rifiuti radioattivi condizionati dai siti di produzione al deposito nazionale^[45]. E sono state effettuate alcune simulazioni numeriche per la valutazione degli indici di rischio relativi ad un trasporto nucleare.

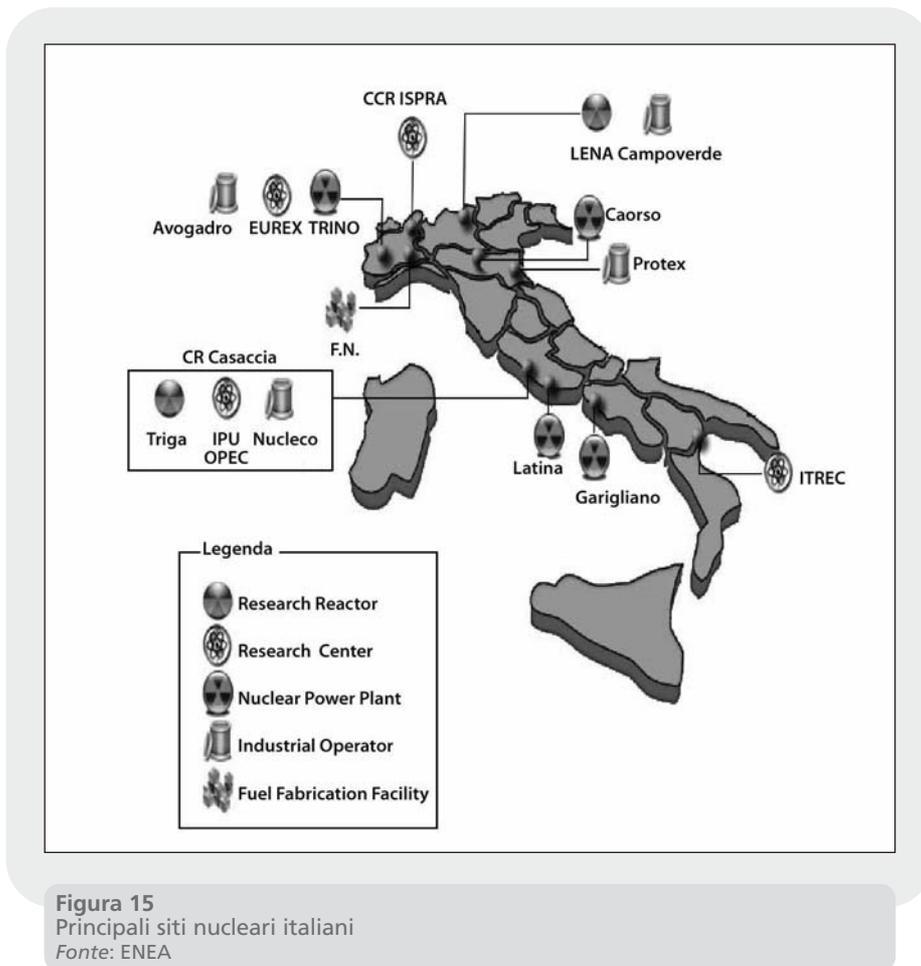


Figura 15
Principali siti nucleari italiani
Fonte: ENEA

- La security. Sulla base dell'esperienza internazionale e con riferimento a documenti di indirizzo emessi da organismi internazionali qualificati (IAEA, OECD-NEA, UE) sono state identificate, in via preliminare, le problematiche di security correlate con il deposito dei rifiuti radioattivi e le relative soluzioni tecniche e procedurali da sviluppare^[46].
- La comunicazione, l'informazione e la formazione. Sulla base dell'esperienza internazionale e con riferimento a indicazioni di organismi internazionali qualificati (IAEA, OECD-NEA, UE) sono proposte le linee guida per la

definizione di un piano di azioni per informare, coinvolgere ed ottenere il consenso del pubblico (vedi articolo pag. 82). L'obiettivo non è quello di esaurire l'argomento o di definire un piano di dettaglio, ma piuttosto di evidenziare la complessità del problema e la necessità di pianificare e attuare strategie adeguate, coinvolgendo esperti e portatori di interesse in qualche modo coinvolti nella scelta del sito e nella realizzazione del deposito. L'argomento è stato sviluppato anche dal CIRTEN^[47] ed esteso alla problematica della formazione necessaria per gli addetti ai lavori^[48].

Bibliografia

- [1] S. Monti, et al., *Nucleare da Fissione: stato e prospettive*, ENEA FOCUS 2008 Sviluppo Sostenibile.
- [2] G. Grasso, S. Monti, M. Sumini, *NEA-WPFC/ FCTS benchmark for fuel cycle scenarios study with COSI6*, Report RSE/2009/136.
- [3] G. Forasassi, B. Vezzoni, *Analisi di scenari energetici: introduzione di reattori nucleari innovativi*, Report RSE/2009/141.
- [4] F. Padoani, *Metodologie per la valutazione della resistenza alla proliferazione di sistemi innovativi: sviluppo e applicazione*, Report RSE/2009/138.
- [5] S. Boarin, M. Cerini, M. Ricotti, F. Vettrano, *Studi di scenario ed estensione del modello economico-finanziario per la realizzazione di un parco reattori nucleari nell'orizzonte 2020-2030*, Report RSE/2009/139.
- [6] P. Trucco, P. Garrone, M. Mancini, A. Trianni, G. Locatelli, M. Ricotti, S. Boarin, *Modello per la valutazione economico-finanziaria di reattori nucleari di taglia mediolpiccola e sue applicazioni*, Report RSE/2009/140.
- [7] G. De Angelis, *Elettroraffinazione di lantanidi mediante impianto pilota Pyrel II*, Report RSE/2009/142.
- [8] R. Ferri, C. Congiu, *Conceptual design of SPES3-IRIS Facility*, Rapporto ENEA FPN - P9LU - 009.
- [9] C. Bertani, M. De Salve, M. Malandrone, A. Mosetto, B. Panella, *Analysis of the two-phase flow meters and densitometers with reference to the SPES-3 facility*, Report RSE/2009/74.
- [10] M. Furrer, M. Presaghi, F. Romanello, A. Scotini, M. Sica, *Progettazione realizzazione e sviluppo di una catena di misura anemometrica*, Report RSE/2009/143.
- [11] F. Bianchi, P. Meloni, F.S. Nitti, *Analysis of thermal-hydraulic performance of IRIS/SPES 3 EHRs condenser with an appropriate RELAP5 model*, Rapporto ENEA FPN-P9LU-020.
- [12] M. Ricotti, D. Papini, A. Cammi, D. Grgic, *Modeling of condensation phenomena for passive safety systems and implementation in the thermal-hydraulic code RELAP5*, Rapporto CIRTEN POLIMI RL-1121/2008.
- [13] M. Ricotti, L. Santini, A. Cioncolini, *Prove termoidrauliche in piena scala per la caratterizzazione delle perdite di carico bifase in tubi elicoidali per il GV di IRIS*, Rapporto CIRTEN POLIMI RL-1123/2008.
- [14] M. Ricotti, L. Santini, D. Papini, *Prove termoidrauliche a piena scala per la caratterizzazione della crisi termica in tubi elicoidali per il generatore di vapore di IRIS*, Rapporto CIRTEN POLIMI RL-1125/2008.
- [15] C. Bertani, M. De Salve, N. Malandrone, B. Panella, M. Orio, *Analisi di dati sperimentali relativi ai deflussi bifase in condotti elicoidali e confronto con i modelli teorici*, Rapporto CIRTEN POLITO RL-1251/2008.
- [16] A. Caronia, et al., *Modellazione numerica del campo di moto e dello scambio termico in condotti elicoidali*, Rapporto CIRTEN UNIPA RL-1201/2008.
- [17] A. Caronia, et al., *Studio con il codice RELAP5 dello scambio termico delle perdite di carico in generatori di vapore a tubi elicoidali*, Rapporto CIRTEN UNIPA RL-1202/2008.
- [18] E. Colombo, F. Inzoli, M. Ricotti, R. Mereu, *Analisi fluidodinamica del downcomer di IRIS, implementazione di modelli di turbolenza e messa a punto di protocolli di accuratezza per analisi CFD*, Report RSE/2009/75.
- [19] N. Forgiione, F. Oriolo, W. Ambrosini, A. Manfredini, F. Martiello, G. Simoncini, *Mixing Phenome-*

- na in the IRIS Reactor Vessel: Analysis of Phenomena and Preliminary Design of a Facility, Rapporto CIRTEN UNIPI RL-1074/2009.
- [20] S. De Grandis, M. Domaneschi, F. Perotti, *Calcolo delle probabilità di rottura (fragility curves) e sviluppo di una metodologia innovativa e sua applicazione all'edificio del reattore IRIS*, Report RSE/2009/76.
- [21] F. Forni, A. Poggianti, A. Martelli, *Preliminary design of the seismic isolation system for the nuclear power plant IRIS*, Rapporto ENEA ACS-P9LU-001.
- [22] S. Caterino, M. Frullini, A. Gandini, A. Naviglio, *Verifiche neutroniche relative a due modelli di nocciolo per reattore PWR con gestione del combustibile a 4 cicli di ricarica e a ciclo unico di irraggiamento*, Report RSE/2009/77.
- [23] W. Ambrosini, N. Forgiione, F. Oriolo, D. Pellini, *Analisi semplificata del transitorio conseguente all'ipotetica rottura di uno dei tubi del DHR tramite il codice SIMMER III*, Report RSE/2009/79.
- [24] W. Ambrosini, N. Forgiione, F. Oriolo, S. Palazzo, *Esecuzione di calcoli di pre-test della sezione di prova W-DHR dell'impianto ENEA CIRCE*, Report RSE/2009/80.
- [25] M. Utilli, S. De Grandis, *Realizzazione girante pompa e test in piombo*, Report RSE/2009/81.
- [26] A. Gessi, *Descrizione di sistemi di purificazione e controllo dell'ossigeno per sistemi a piscina*, Report RSE/2009/82.
- [27] W. Ambrosini, N. Forgiione, F. Oriolo, D. Rosa, M.B. Sharabi, *CFD Analysis for Fuel Bundles in Reactors Cooled by Liquid Metals*, Rapporto CIRTEN UNIPI RL-1072/2008.
- [28] M. Polidori, *Set Up and Preliminary Assessment of a 3D Numerical Model for the Thermo-Fluid Dynamics Analysis of an Open Square Lattice Core of a Lead Cooled Reactor*, Report RSE/2009/84.
- [29] A. Cervone, M. Manservigi, *A Three-Dimensional CFD Program for the Simulation of the Thermo-Hydraulic Behaviour of an Open Core Liquid Metal Reactor*, Report RSE/2009/85.
- [30] H. Song, S. Dulla, P. Ravetto, *Neutronic Methods for Core Calculations of the LFR Innovative Reactor*, Report RSE/2009/87.
- [31] S. Bortot, C. Artioli, G. Grasso, *Preliminary proposal for an ELSY-oriented technology demonstration project (DEMO)*, Rapporto ENEA FPN-P9LU-0.
- [32] M. Polidori, *HE-FUS3 Experimental Campaign for the Assessment of Thermal-Hydraulic Codes: Pre-Test Analysis and Test Specifications*, Report RSE/2009/88.
- [33] P. Meloni, M. Polidori, *HE-FUS3 Experimental Campaign for the Assessment of Thermal-Hydraulic Codes: Post-Test Analysis*, Report RSE/2009/89.
- [34] N. Burgio, *Simulazioni neutroniche e progettazione set-up TAPIRO per interfaccia core-riflettore VHTR*, Report RSE/2009/90.
- [35] M. Frullini, A. Gandini, A. Naviglio, *Simulazioni Monte Carlo di misure spettrali nelle interfacce grafitelurano e grafiteferro nella colonna termica del reattore sorgente veloce TAPIRO*, Report RSE/2009/91.
- [36] A. Luce, A. Orsini, *Supporto al Gruppo di Lavoro DM 25 Febbraio 2008*, Report RSE/2009/129.
- [37] A. Luce, *Decommissioning e gestione rifiuti radioattivi: la situazione internazionale e in Italia*, Report RSE/2009/127.
- [38] F. Zarlenga, *Le ricerche condotte dall'ENEA fra il 1976 e il 1991 sul confinamento geologico delle scorie radioattive a lunga vita e ad alta attività*, Report RSE/2009/128.
- [39] A. Luce, A. Mura, A. Taglioni, F. Zarlenga, *Le attività condotte dall'ENEA fra il 1996 e il 2003 per il sito nazionale di deposito dei rifiuti radioattivi*, Report RSE/2009/122.
- [40] R. Bove, M. Capone, N. Cherubini, A. Compagno, A. Dodaro, A. Marlia, A. Massi, *Revisione critica dell'inventario nazionale dei rifiuti radioattivi ai fini dello smaltimento*, Report RSE/2009/146.
- [41] N. Cherubini, A. Dodaro, M. Ferrando, L. Silvi, N. Sparacino, F. Troiani, *Attività relative alla caratterizzazione dei rifiuti radioattivi da conferire al sito di smaltimento e di deposito*, Report RSE/2009/130.
- [42] R. Bove, A. Luce, A. Mura, A. Taglioni, F. Zarlenga, *Requisiti minimi per la localizzazione e la progettazione di un deposito di smaltimento per i rifiuti radioattivi di seconda categoria*, Report RSE/2009/135.
- [43] E. Zio, F. Cadini, D. Avram, T. Girotti, *Performance Assessment: modellazione dei fenomeni di dispersione di contaminanti attraverso le barriere protettive di un deposito di rifiuti radioattivi e metodologia di analisi probabilistica del rischio associato alla costruzione e operazione del deposito stesso*, Report RSE/2009/124.
- [44] L. Ferroni, L. Gramoccia, M. Moretti, C. Rusconi, *Analisi propedeutiche alla progettazione dei depositi per rifiuti di II e III categoria*, Report RSE/2009/123.
- [45] A. Orsini, R. Bove, *Linee guida per il trasporto dei rifiuti radioattivi al deposito nazionale*, Report RSE/2009/131.
- [46] F. Padoani, *Nuclear Security: un approccio per il deposito nazionale per lo smaltimento di rifiuti radioattivi*, Report RSE/2009/133.
- [47] E. Zio, F. Cadini, D. Avram, *Linee guida per comunicazione e informazione – Attività di comunicazione nell'ambito della valutazione e gestione della sicurezza di un deposito di rifiuti radioattivi. Analisi critica di esperienze internazionali*, Report RSE/2009/125.
- [48] E. Zio, F. Cadini, D. Avram, J. De Sanctis, *Linee guida per formazione ed educazione – Attività di formazione nell'ambito della valutazione e gestione della sicurezza di un deposito di rifiuti radioattivi. Analisi critica di esperienze internazionali*, Report RSE/2009/126.

Intervista a Giovanni Lelli, Commissario dell'ENEA

A cura di Diana Savelli



Laureatosi in Ingegneria Nucleare nel 1970 presso l'Università "La Sapienza", nel 1971 è stato assunto in ENEA (allora CNEN, Comitato Nazionale per l'Energia Nucleare), dove ha svolto tutta la sua attività professionale ricoprendo vari incarichi nel corso degli anni. È stato ideatore e realizzatore di progetti di ingegneria, autore di rapporti tecnici e articoli, ed è titolare di brevetti. Dal 2001 al 2007 è stato Membro della Segreteria Tecnica della Programmazione della Ricerca del Ministro dell'Istruzione, dell'Università e della Ricerca. Dal 2002 al 2008 ha ricoperto l'incarico di Direttore generale dell'ENEA. Dal 2008 è coordinatore del Gruppo di esperti del Ministero dello Sviluppo Economico per il rilancio dell'opzione nucleare. Dal 15 settembre 2009 è il Commissario dell'Agenzia nazionale per le nuove tecnologie, l'energia e lo sviluppo economico sostenibile (ENEA), prevista dall'articolo 37 della Legge n. 99 del 23 luglio 2009.

Nella duplice veste di coordinatore dal 2008 del Gruppo di esperti del Ministero dello Sviluppo Economico per il rilancio dell'opzione nucleare e, dal 15 settembre 2009, di Commissario dell'ENEA, può dirci quali sono i punti chiave del piano di rilancio dell'opzione nucleare nel nostro Paese e i tempi previsti per la sua realizzazione?

I due punti fondamentali da cui partire sono, da un lato la ricostituzione di un quadro legislativo e normativo adeguato alla realizzazione di impianti nucleari di III generazione nel nostro Paese e, dall'altro, la rapida riagggregazione e il potenziamento delle competenze e delle infrastrutture nazionali necessarie per un'impresa Paese così rilevante che coinvolgerà molteplici soggetti istituzionali e non. Ovviamente in questo contesto grande rilevanza rivestono: la creazione di una Agenzia indipendente per la Sicurezza Nucleare, la definizione dei criteri per la selezione dei siti sia di produzione elettrica che di stoccaggio dei rifiuti radioattivi, la scelta delle tecnologie di riferimento per l'Italia, le misure di compensazione alle popolazioni interessate e, infine, la riorganizzazione della SOGIN e dell'ENEA. Tutte questioni già affrontate, in termini generali, dalla nuova legge 99 del 23 luglio 2009, ma che verranno approfondite nei decreti legislativi attesi per i prossimi mesi. Per quanto riguarda i tempi complessivi di attuazione, al di là del rispetto della sequenza temporale prevista, anche dalle grandi agenzie internazionali quali la IAEA di Vienna, per l'implementazione di grandi infrastrutture nucleari, ritengo che l'obiettivo a medio lungo termine annunciato dal governo per il mix energetico nazionale – ovvero 50% da fossili, 25% da rinnovabili e 25% da nucleare all'orizzonte del 2030 – è certamente ambizioso e richiede uno sforzo notevole da parte di tutto il settore energetico ma, nello stesso tempo, appare ragionevole e in linea con le politiche energetiche degli altri paesi europei.

Quali sono i soggetti istituzionali e non che saranno coinvolti?

Per quanto riguarda i soggetti istituzionali coinvolti ovviamente il parlamento, il governo e, in particolare, i Ministeri dello Sviluppo Economico e dell'Ambiente e del Territorio sono chiamati, da subito, a fare la loro parte ma un ruolo fondamentale lo avrà ovviamente la costituenda Agenzia di Sicurezza Nucleare, come pure vari soggetti pubblici quali la stessa ENEA. Sull'altro fronte, non istituzionale, gli attori principali saranno i grandi investitori, le banche e, ovviamente, i maggiori produttori di energia (ENEL, EDISON ecc.) che già gestiscono impianti nucleari all'estero o che hanno espresso la volontà di entrare in questo business. E poi, ovviamente, le industrie di settore già fortemente impegnate in imprese nucleari all'estero – come l'Ansaldo Nucleare o la Mangiarotti Nuclear – come anche la SOGIN, nonché il vasto tessuto delle piccole-medie imprese italiane che, purché opportunamente riqualficate per il settore nucleare, possono proporsi come fornitori di sistemi e componenti degli impianti di III generazione da realizzare in Italia e all'estero nei prossimi decenni. Una novità, già sperimentata in alcuni paesi quali la Finlandia, potrebbe essere rappresentata dai cosiddetti end-user industriali, ovvero industrie non appartenenti al settore nucleare ma che sono fortemente interessate ad abbattere i costi dell'energia e, indirettamente, le emissioni di CO₂ al fine di diminuire i propri costi di produzione. In tal senso, e la legge lo prevede esplicitamente, il governo intende favorire la costituzione di consorzi che coinvolgano questi diversi soggetti industriali (produttori di energia, industrie energivore ecc.) interessati a supportare la realizzazione e l'esercizio di impianti nucleari. Da ultimo, ma non per ordine di importanza, saranno coinvolte le parti sociali che potranno vedere nel rientro nel nucleare un'occasione per la creazione di nuovi posti di lavoro altamente qualificati e, in ultima analisi, uno dei motori per il rilancio dell'economia di questo paese.

Può darci un quadro di quali sono gli aspetti di cui l'Agenzia ENEA potrebbe occuparsi?

L'ENEA deve senz'altro continuare ad occuparsi di ricerca e sviluppo sul nucleare da fissione a breve, medio e lungo termine, come peraltro non ha mai smesso di fare partecipando, anche negli anni bui del dopo Chernobyl, in una situazione di quasi assenza di finanziamenti nazionali dedicati, a rilevanti e molteplici progetti di R&S europei ed internazionali nei quali, a volte, ha assunto anche ruoli di coordinamento. Ma la grande occasione che si presenta per la nuova Agenzia ENEA è rappresentata dalla possibilità di valorizzare e mettere a disposizione del Paese le proprie capacità ed infrastrutture sperimentali, nonché le proprie competenze nel campo della sicurezza e della radioprotezione, da un lato per favorire la riqualificazione del sistema industriale e, dall'altro, per svolgere l'importante compito di supporto tecnico qualificato alla costituenda Agenzia per la Sicurezza Nucleare. Si tratta di due funzioni fondamentali, fra loro sinergiche, che nessun altro soggetto nazionale è in grado di svolgere con la necessaria competenza ed indipendenza.

L'opzione nucleare e, in particolare, il problema della gestione e dello smaltimento in deposito delle scorie radioattive comporta un'attenta ricerca del consenso delle popolazioni. Quali strategie, a suo avviso, occorre mettere in campo?

La formazione e la comunicazione a tutti i livelli sarà un punto chiave della strategia di rientro dell'Italia nel nucleare, che richiederà grande professionalità ed impegno da parte di tutti gli attori del processo. In questo compito, un ruolo fondamentale sarà giocato non solo dal governo e dai vari stakeholder industriali ma anche e, direi, soprattutto, dalle organizzazioni non governative e dagli uomini di scienza che, come noto e come mostrano le indagini di opinione della Commissione Europea, vengono percepiti dalla maggior parte della popolazione come le persone più credibili e scevre da interessi di parte. In ogni caso la questione nucleare non deve essere posta in maniera a se stante, ma dibattuta ed approfondita con la popolazione nel più ampio contesto del problema energetico-ambientale e, in particolare, in rapporto alla domanda energetica del paese, anche in prospettiva futura, e ai pro e ai contro delle varie fonti energetiche, nella coscienza che il nucleare non è "la soluzione" del problema energetico, ma certamente parte importante ed irrinunciabile della soluzione medesima.

Quali sono gli aspetti essenziali e maggiormente condivisibili della scelta del Governo di puntare in tempi brevi sulle centrali nucleari di terza generazione attraverso accordi come quello con la Francia?

Se si intende, con questa domanda, porre la questione del perché non si attendono i reattori nucleari di IV generazione invece di costruire subito quelli di III generazione oggi disponibili la risposta è semplice: i reattori di IV generazione sono attualmente solo in fase concettuale ed i primi impianti industriali di IV generazione saranno operativi non prima della metà di questo secolo e, presumibilmente, solo nei paesi nucleari più avanzati che utilizzano questa forma di energia da sempre, senza soluzione di continuità. I reattori di III generazione avanzata come l'EPR e l'AP1000 sono il meglio che la tecnologia oggi può offrire: dureranno almeno 60 anni e assicurano livelli di sicurezza talmente elevati che anche gli stessi reattori di IV generazione faranno non poca fatica a raggiungere, dovendo soddisfare altri requisiti che potrebbero rimettere in discussione la sicurezza (si pensi ad esempio all'utilizzo del refrigerante sodio che, oltre ad attivarsi neutronicamente, reagisce chimicamente con acqua e aria, nei reattori veloci di IV generazione, invece della semplicissima acqua in pressione degli LWR di III generazione). L'Italia ha mantenuto un'esperienza ed una capacità di tutto rispetto nel settore nucleare grazie soprattutto ai progetti ed alle realizzazioni all'estero (in Francia, Romania, Slovacchia, Cina ecc.), ma è evidente che la realizzazione di impianti nucleari nel nostro territorio richiede il supporto, in termini di tecnologie, infrastrutture e competenze, da chi il

nucleare l'ha continuato a realizzare e a gestire estensivamente anche nel dopo Chernobyl. Chi meglio della Francia (57 reattori di potenza in esercizio), degli Stati Uniti (104 reattori di potenza in esercizio), della Russia (31 reattori di potenza in esercizio di cui 1 reattore veloce) e del Giappone (55 reattori di potenza in esercizio)? Con tutti questi paesi il governo italiano ha siglato recentemente accordi bilaterali sul nucleare. È ovvio che per vicinanza e per appartenenza all'Europa, la Francia rappresenta il partner di elezione.

Oltre ovviamente a quelli legati alla diversificazione delle fonti e alla riduzione delle emissioni di CO₂, potrebbero esserci benefici per il Paese in termini di occupazione, creazione di nuove competenze, sviluppo di settori dell'industria?

Lo sviluppo, il progetto, la realizzazione e l'esercizio di impianti nucleari richiede il coinvolgimento di migliaia di addetti di alta qualificazione professionale e delle più svariate discipline. Non si tratta solamente di ingegneri nucleari ma anche di ingegneri civili, meccanici, elettronici, fisici, chimici, esperti in informatica ecc., nonché di esperti in comunicazione e in discipline sociali, tutti con una specifica formazione indirizzata al settore nucleare. Per quanto riguarda il settore industriale l'Italia, oltre alle grandi aziende quali ENEL, Ansaldo Nucleare ecc., può contare su un'industria manifatturiera di tutto rispetto, di cui una parte non trascurabile è già qualificata per fornire componenti e sistemi per reattori LWR di II e III generazione (compresi EPR e AP1000) in tutto il mondo. Non c'è dubbio che le realizzazioni di impianti nucleari in Italia, oltre che quelle all'estero che, in particolare, prevedono la partecipazione di *utility* italiane, daranno ulteriore impulso alle industrie già operative e, grazie alla qualificazione di cui si parlava in precedenza, permetteranno un rilevante allargamento della platea di industrie nazionali coinvolte. Si potrebbe quasi azzardare ad affermare che il rilancio dell'industria nucleare nel mondo potrebbe essere uno dei fattori trainanti per l'uscita dalla crisi economica internazionale.

Come può l'Italia acquisire un maggiore peso scientifico all'interno della comunità internazionale che sta lavorando sui reattori di IV generazione e più in generale un ruolo più rilevante nei tavoli in cui si effettuano le scelte strategiche per l'energia?

L'Italia e, in particolare l'ENEA, partecipando ai molteplici progetti di R&S dei vari programmi quadro europei rivolti a sistemi e tecnologie di IV generazione contribuisce già da tempo allo sviluppo dei sistemi nucleari del futuro. Questo contributo viene poi valorizzato, tramite l'Euratom, all'interno del *Generation IV International Forum* (GIF). Inoltre, l'Italia rappresenta l'Euratom in due strutture organizzative di GIF. A ciò si aggiungono le attività di ricerca, complementari e sinergiche a quelle dei progetti europei, portate avanti nell'ambito dell'Accordo di Programma triennale fra ENEA e MSE per la ricerca di sistema, siglato nel 2007. Anche questo potrà rappresentare un contributo nazionale a GIF. Per quanto riguarda il posizionamento internazionale, l'ENEA è membro effettivo dell'iniziativa della IAEA, parallela a GIF, denominata INPRO (*International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles*) e della *Sustainable Nuclear Energy Technology Platform* (SNETP) europea rivolta allo sviluppo sostenibile dell'energia nucleare in Europa in questo secolo. Infine, l'Italia ha firmato nel 2007 lo Statement of Principle della Global Nuclear Energy Partnership (GNEP) promosso dall'amministrazione americana e, infine, personale di ENEA, SOGIN, ENEL e dell'Università rappresenta l'Italia in quasi tutti i comitati e gruppi di lavoro della Nuclear Energy Agency (NEA) e dell'International Atomic Energy Agency (IAEA). Certamente il piano operativo annunciato all'articolo 38 della nuova legge 99/2009 che prevede, in particolare, la partecipazione attiva a varie iniziative internazionali sul nucleare (GIF, GNEP, INPRO ecc.), darà ulteriore impulso al sistema in termini, non solo di più estesa partecipazione a questi consessi internazionali, ma anche di riacquisizione di quei ruoli di governo e di coordinamento, che l'Italia ha spesso rivestito in passato nel campo dell'energia nucleare.

Metodologia della Sicurezza Nucleare

Pasquale Avino*, Piero Quercia**,
Giuseppe Quartieri***

*DIPIA-ISPEL, Roma

**INFN-LNF, Frascati, Roma

***Libera Università L.U.de.S., Lugano

I metodi e gli strumenti di analisi di sicurezza e del rischio che normalmente vengono impiegati nella progettazione dei sistemi complessi, quali le centrali nucleari, hanno consentito di definire i salti di qualità che si riscontrano nel passaggio dalla terza generazione avanzata alla quarta generazione che dovrebbe includere, entro 30 anni, la sicurezza totale intrinseca delle centrali nucleari

Nuclear Security Methodologies

The methods and instruments for security and risk analysis typically used in the design of complex systems like nuclear power plants allow to define the quality upgrades from the advanced generation III to generation IV reactors. Indeed, in 30 years such upgrades are expected to include the full 100% level of nuclear power plants' intrinsic security

La distribuzione energetica italiana ed europea, partendo dall'obiettivo 20/20/20 (che sintetizza: a) impegno dell'UE per una riduzione delle emissioni di gas serra al minimo del 20% nel 2020 rispetto ai livelli del 1990; b) aumento dell'efficienza energetica allo scopo di ridurre del 20% il consumo rispetto alle proiezioni per l'anno 2020; c) obbligo di impiego di una percentuale del 20% di fonti rinnovabili sul consumo energetico complessivo e di un minimo del 10% di biocarburanti sul consumo complessivo dei carburanti destinati al settore dei trasporti), si è risolto nella proposta di ripartizione di fonti energetiche nel 25% carbone, 25% petrolio (con l'enorme variabilità dei prezzi) e gas, 25% nucleare e 25% fonti integrative (solare, eolico, geotermico ecc.). In questo contesto, è stato varato il piano energia nucleare, dove i principali problemi riguardano:

1. la decisione della localizzazione dei siti, demandata ad un processo di scelta basato sulla mappa di 10 siti prescelti già negli anni '70, supportato da opportune analisi geotecniche (ex art. 25 Legge 99/2009);
2. la sicurezza nucleare, ottimizzata con la scelta della filiera EPR di terza generazione avanzata;
3. la gestione delle scorie radioattive, con accordi internazionali ed europei sotto la vigilanza di enti quali l'International Atomic Energy Agency (IAEA) ecc.

È sufficientemente noto che il passaggio dalla terza generazione avanzata (con i suoi fondamentali improvements progettuali e tecnologici rispetto alla seconda generazione) alla quarta generazione richiederà al minimo trenta anni, con forti implicazioni di ricerca scientifica e tecnologica che avrà come fulcro la ricerca della conoscenza della nuova fisica dei reattori di quarta generazione e delle applicazioni per la realizzazione della sicurezza intrinseca.

Altri rischi residui fondamentali che sono alla base della scelta di investire nel nucleare sono proposti dalla maggiore parte degli analisti, come il fatto che è più pericoloso l'inquinamento da CO₂, con conseguente effetto serra, dello stoccaggio di scorie nucleari in sedi geologiche appropriate,

e dopo che le scorie siano state declassate con irraggiamento neutronico. L'analisi parte dal presupposto che il rischio nucleare è preferibile alla certezza della insostenibilità dell'effetto serra. In questa sede non si vuole sindacare sul valore di questa affermazione, ma si vogliono gettare le basi per un discorso più ampio, anche tenendo conto della problematica sopra riportata che non deve essere trascurata. Del resto, a fronte della maggiore pericolosità dell'inquinamento da CO₂, i risultati delle analisi dei rischi nucleari eseguite in tutto il mondo hanno condotto agli stessi risultati condivisi: il rischio da centrale nucleare più importante è lo stoccaggio di scorie nucleari. Questo è il tipo di rischio più individuato dai maggiori istituti e/o istituzioni di ricerca in campo nucleare internazionali, come IAEA, DoE, MoD, MIT, Max Planck Gesellschaft, o italiani, come ENEA, ISPRA, APAT ecc.

Sembra che recentemente la Svezia abbia offerto, o proposto all'Europa, almeno due siti geologici per il deposito di scorie radioattive "dure" (di vita media di migliaia di anni). Questo è in coerenza con il fatto che l'energia elettrica da nucleare è "sistema" (come definito dalla stessa Unione Europea) che può e deve essere gestito in modo comunitario. Inoltre, da più parti si parla di progettare e realizzare nuovi impianti di irraggiamento delle scorie dure con fasci di neutroni per spezzarli e farli diventare elementi a vita media bassa o accettabile (progetto innovativo, per qualche verso simile a quello di Rubbia, in parte realizzato nei pressi di Padova).

In ogni caso la via dell'irraggiamento delle scorie dure con fasci di neutroni deve essere comunque seguita.

Quindi l'impiego dell'energia nucleare è sicuro ed in parte anche rinnovabile in termini artificiali e non naturali. Così il problema di rischio residuo è connesso, solo e soltanto, alla gestione dei rifiuti radioattivi. I ricercatori stanno affrontando questo problema con molti metodi, primo fra tutti quello dell'innesco di reazioni nucleari mediante irraggiamento di neutroni che impongono la scissione delle scorie

radioattive con forte diminuzione della vita media di radioattività. Questo processo può essere ripetuto più volte sino a raggiungere isotopi materiali con vita media e intensità di emissione residua estremamente bassa e completamente accettabile.

L'analisi teorica di sicurezza

I rischi nucleari fondamentali normalmente analizzati sono:

1. la localizzazione della centrale nucleare (rischio geotecnico, geologico, di tipo statico legato all'instabilità del suolo, terremoti, sabotaggi, terrorismo ecc.);
2. la radioattività ambientale esterna alla centrale stessa con conseguente incremento di inquinamento radioattivo ambientale.

Ambedue questi rischi sono stati valutati a fondo dalle agenzie responsabili. Il controllo della radioattività ambientale è stato affidato a diversi specialisti (esperti qualificati), mentre i rischi di localizzazione sono in analisi e sotto controllo. In questa visione panoramica dei rischi residui, si ritiene che la soluzione nucleare sia, nel lungo termine, interessante e concorrente rispetto all'inquinamento da CO₂ e alla conseguente certezza della non sostenibilità dell'effetto serra. Da diversi anni sono allo studio due proposte per la riduzione del rischio prodotto dalle scorie nucleari:

1. l'impiego del bio-sensore *Ralstonia detusculanense* (RDT®), batterio estremofilo per la rilevazione e cattura di radioattività nelle piscine radioattive annessi ai reattori nucleari;

2. il progetto di "Smaltimento delle scorie radioattive, non riciclabili in reattori di quarta generazione, con la raccolta delle stesse in appositi depositi di navicelle spaziali a bordo di missili lanciati al di là della biosfera nello spazio solare profondo in direzione del Sole". Quest'ultimo progetto consente di soddisfare anche alcuni requisiti economici, quali:

- un minore impatto sull'ecologia e quindi un beneficio sull'ambiente;
- la richiesta industriale nel campo dell'aeronautica e aviazione.

L'attuazione di questi programmi di ricerca impone l'applicazione della metodologia (sia classica che avanzata) dell'analisi e previsione della sicurezza e l'esenzione da rischi inaccettabili, supportata dall'analisi dei rischi e del piano di sicurezza di grandi sistemi complessi artefatti, ma anche dalle analisi LLE=RAV di Riduzione della Aspettativa di Vita. Normalmente, l'analisi di sicurezza classica presenta due aspetti fondamentali:

1. l'analisi dei rischi classici del 'sistema impianto nucleare', basata sul *Design Control Document: ALARA, Deep Safety, Semplificazione, Core Damage Frequency (CDF)*, sottosistemi passivi di sicurezza (*safety related*), diversificazione della funzioni di sicurezza ecc.;
2. le analisi di sicurezza degli effetti biologici della radiazione ionizzante.

In particolare, il progetto della sicurezza delle centrali nucleari (ossia di un tipico esempio di sistema complesso) viene eseguito con la metodologia dell'analisi e previsione di sicurezza di grandi sistemi complessi basata sul calcolo della *dependability*, ossia delle interfacce fra affidabilità, disponibilità e manutenibilità del sistema stesso. Le tecniche impiegate (FMEA, FMECA, FTA, CCA, HAZOP ecc.) anche per l'analisi dei rischi (*Tabella 1*) sono ormai standardizzate ed impiegate per ogni tipo di analisi di sicurezza, e quindi anche per l'analisi dei rischi dei reattori nucleari della terza generazione e della prossima quarta generazione, cosiddetta a sicurezza intrinseca.

L'applicazione della moderna teoria dell'organizzazione al sistema di sicurezza delle centrali

Tabella 1 - Ciclo del rischio

1	Identificare gli azzardi
2	Stimare e valutare i rischi
3	Analizzare il controllo e le misure del rischio
4	Prendere le decisioni di controllo (del rischio)
5	Realizzare i controlli (mitigazione ecc.) di rischio
6	Supervisionare, ispezionare e revisionare tutto

Fonte: Institute for Basic Research (IBR), Palm Harbour, Florida, USA

nucleari permette quindi di individuare immediatamente i seguenti fattori organizzativi cardine e non necessariamente esaustivi quali:

- la posizione del responsabile del sotto-sistema di sicurezza delle centrali nucleari nell'organizzazione della sicurezza nucleare in generale;
- la necessità di distribuzione e disseminazione di informazioni concernenti la sicurezza delle centrali nucleari a tutte le parti interessate interne alle aziende di gestione operativa (controllori, operatori ecc.) e a tutte le parti esterne al sistema (clienti e utenti del servizio di utenza di energia elettrica);
- la necessità di impiego di personale competente, consapevole e ben formato (punto delicato e nevralgico al tempo stesso);
- la garanzia e la certificazione di qualità di sicurezza delle singole centrali nucleari;
- la manutenzione per la sicurezza delle centrali nucleari;
- la gestione delle scorie radioattive.

In letteratura, si trovano diversi approcci alla gestione della sicurezza delle centrali nucleari. La figura 1 riporta il flusso di analisi decisionale dell'analisi di sicurezza di un sistema complesso. Lo sviluppo del flusso di analisi è basilare per l'esecuzione di un piano di sicurezza di un sistema

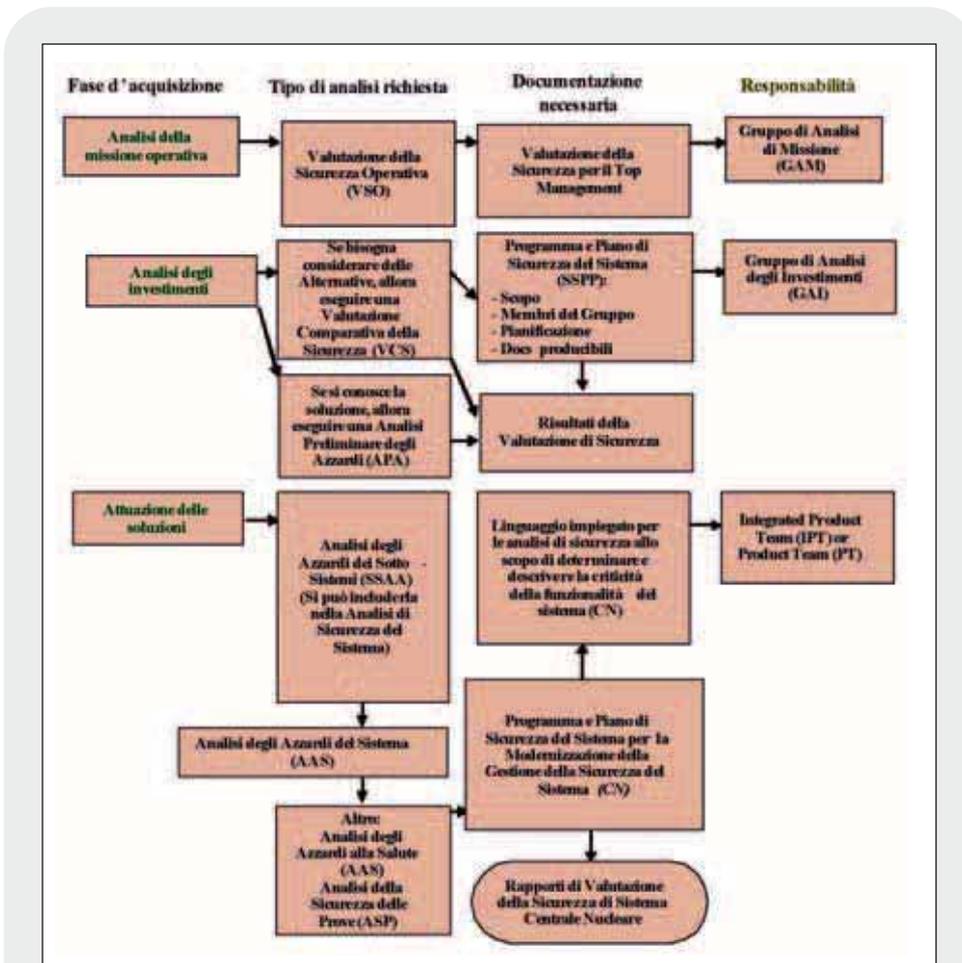
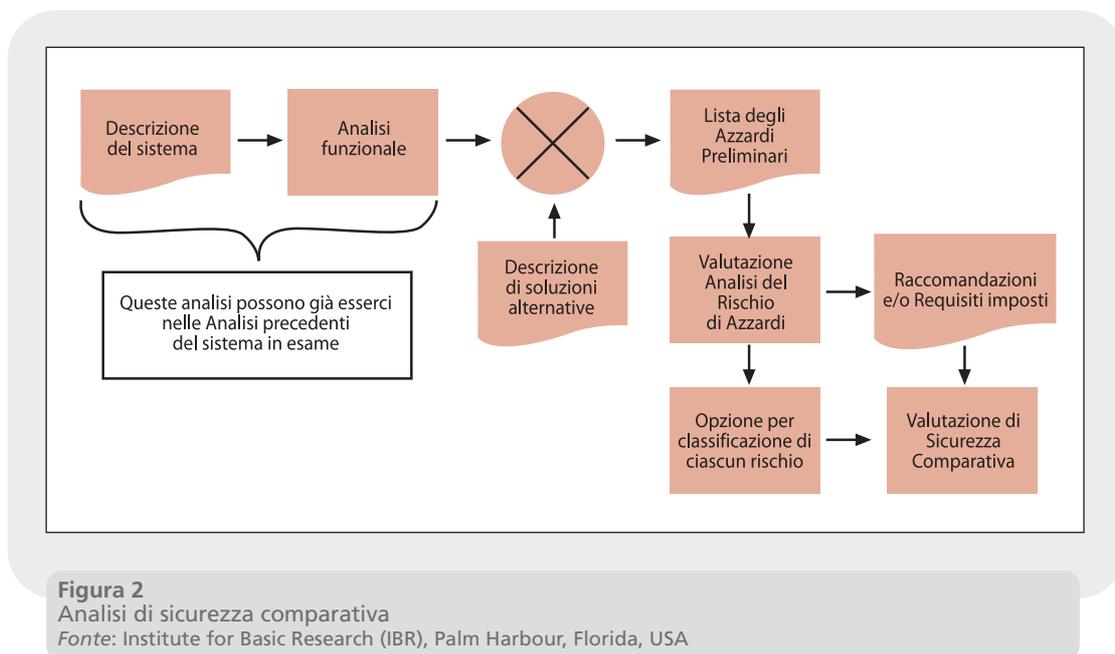


Figura 1
Flusso del processo decisionale dell'analisi di sicurezza del sistema
Fonte: Institute for Basic Research (IBR), Palm Harbour, Florida, USA

riflettore su



complesso come quello di una centrale nucleare. Effettivamente, le differenze organizzative sono molto poche, ad esempio fra l'approccio americano e quello europeo. Negli Stati Uniti si usa applicare un approccio di gestione a gruppo degli aspetti di sicurezza delle centrali nucleari. L'analisi tenta di presentare una classificazione più completa anche se non proprio esaustiva dell'approccio generale come è descritto nella *figura 2* sull'analisi comparativa di varie alternative.

In questa parte dell'analisi si tratterà soprattutto di questi tre aspetti della sicurezza della centrale nucleare, con particolare riguardo ai casi di rottura di sottosistemi, apparati e/o dispositivi che conducono la centrale nucleare in condizioni tali da far verificare uno stato di guasto.

Recentemente, nel panorama della sicurezza delle centrali nucleari, alcune industrie multinazionali hanno coniato una nuova dizione per indicare l'approccio sistemico, ossia "Strategia Globale per la Sicurezza delle Centrali Nucleari" (*Global Safety Strategy*). Aldilà dell'autore della dizione, quello che interessa è vedere se funziona e, in ogni caso, riportarne il significato ed eventualmente condividerne i metodi, la tecnologia e la metodologia investigativa.

L'analisi dei rischi

Per procedere ad una sintetica esposizione dell'analisi e della gestione del rischio nella gestione della sicurezza di una centrale nucleare, si riportano brevemente le definizioni fondamentali di difetto, guasto, stato e modo di guasto e i diagrammi di base delle loro relazioni. In particolare, per interpretare questi fenomeni che controllano, regolano e soprassedono alla sicurezza delle centrali nucleari e la condizionano pesantemente, bisogna procedere nella direzione indicata dalla moderna scienza della gestione manageriale dei grandi sistemi complessi di cui il sistema nucleare, ma anche aerospaziale, aeronautico e di aviazione sono casi eclatanti. Alcuni malfunzionamenti producono difetti e, a loro volta, alcuni di essi possono diventare dei guasti che propagandosi ad albero lungo il sistema possono raggiungere componenti, apparati e/o sottosistemi il cui guasto produce una situazione critica e/o catastrofica del sistema nucleare globale.

A seguito dell'analisi si produce un *safety case*, ossia un 'caso di sicurezza', ossia un corpo documentato di evidenze sostanziate che permette di

fornire argomenti convincenti e validi per dimostrare che il sistema in esame è adeguatamente sicuro per una data applicazione in un dato ambiente. La costruzione di un *safety case* (figura 3) è un compito difficile e complicato che consente di finalizzare la risoluzione di un problema di sicurezza basandosi su metodologie e teorie scientifiche, quali le buone pratiche di processi produttivi (SGQA, standard di progetto ecc.).

L'analisi dipende dai concetti e dalle definizioni dei malfunzionamenti, dei difetti e dei relativi guasti. Ad esempio la figura 4 serve a spiegare, in modo pratico e pittorico, la differenza fra errore umano e guasto di sistema provenienti da un ambiente software. Un *fault*, ossia uno stato di guasto, è generato da un errore umano nella produzione del software; un *fault* si può manifestare in un guasto.

A seconda della definizione impiegata si sviluppano diagrammi di flusso e di relazioni che possono variare di volta in volta. Tuttavia, l'analisi finale conduce sempre allo stesso risultato.

In generale, si sviluppano le relative procedure di analisi secondo la seguente linea guida:

- prima di tutto si chiarisce il concetto di 'rischio', gli sviluppi delle 'regolamentazioni', la termi-

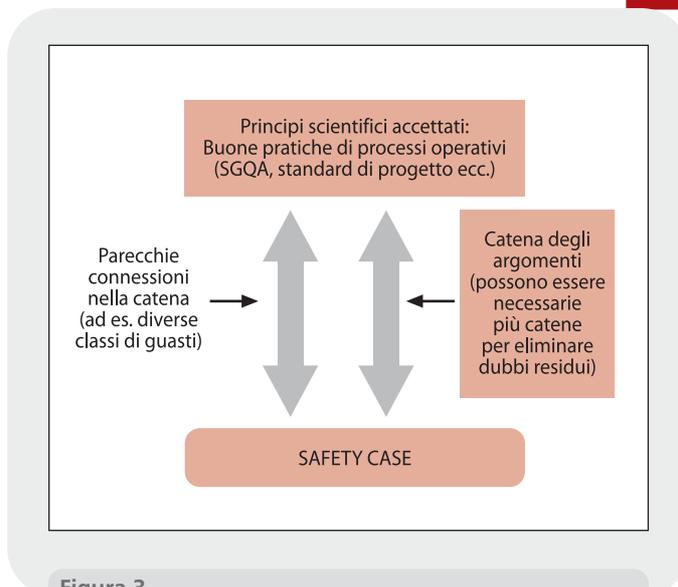


Figura 3

Argomenti per un safety case

Fonte: Institute for Basic Research (IBR), Palm Harbour, Florida, USA

nologia dei rischi ed i processi di azzardo, e quindi le varie gestioni dei rischi;

- si passa poi alla descrizione di sistema e all'applicazione di una o di varie tecniche di 'analisi di affidabilità' (es. *Cause-Consequence Diagram*

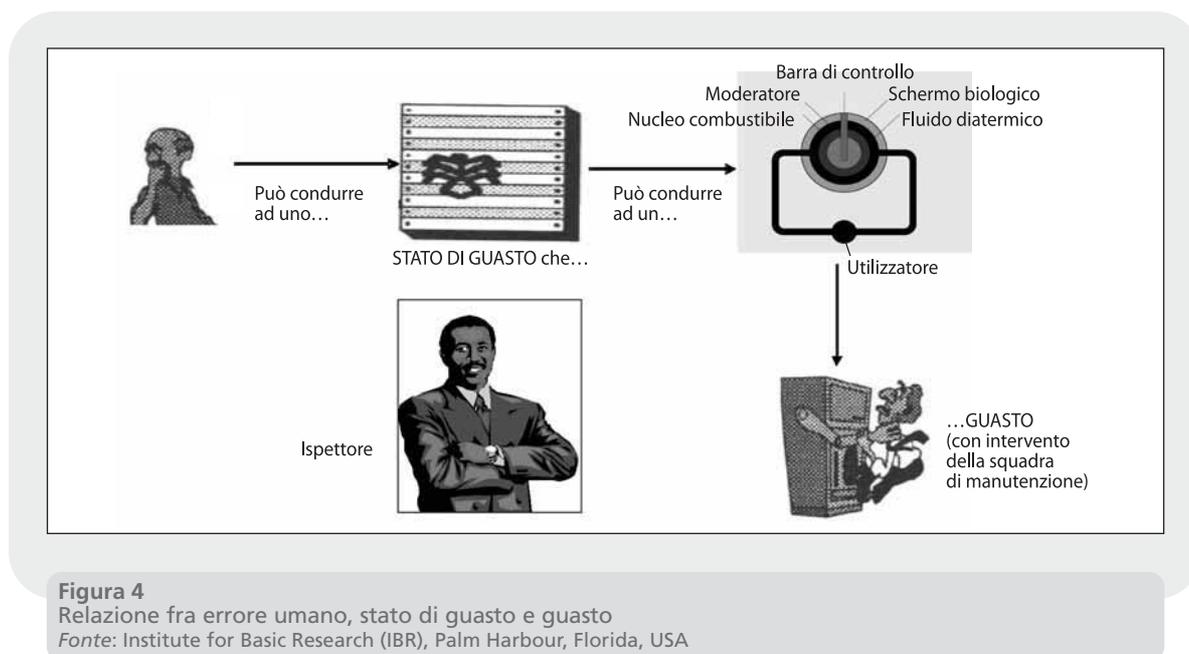


Figura 4

Relazione fra errore umano, stato di guasto e guasto

Fonte: Institute for Basic Research (IBR), Palm Harbour, Florida, USA

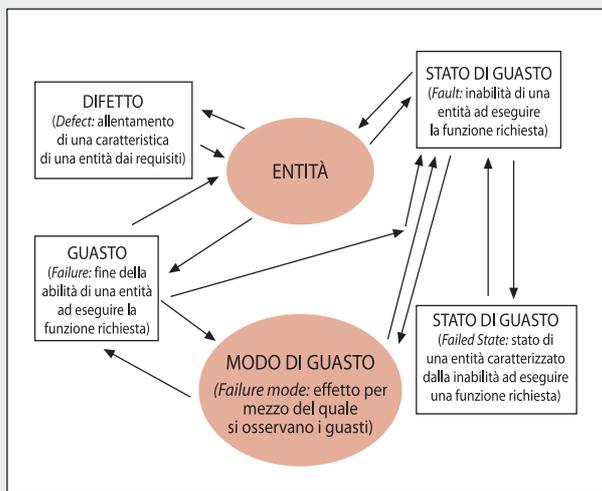


Figura 5
Relazione fra errore umano, stato di guasto e guasto
Fonte: Institute for Basic Research (IBR), Palm Harbour, Florida, USA

Method (CCDM), Consequence Tree Method (CQTM), Cause Tree Method (CTM), Decision Table Method (DTM), Failure Mode and Effect Analysis (FMEA), Gathered Fault Combination Method (GFCM)) per poi poter condurre 'analisi di sicurezza' (es. Failure Mode Effect and Criticality Analysis (FMECA), Preliminary Hazard Analysis (PHA), Preliminary Hazard and Risk Analysis (PHRA), Probabilistic Risk Assessment

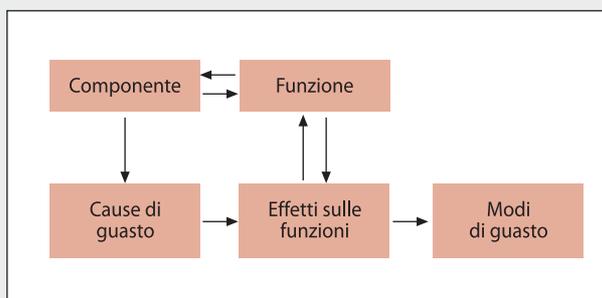


Figura 6
Schema di relazione fra componente, funzione e modi di guasto
Fonte: Institute for Basic Research (IBR), Palm Harbour, Florida, USA

(PRA), Probabilistic Safety Assessment (PSA), Success Diagram Method (SDM), State Space Method (SSM), Truth Table Method (TTM)) e quindi finalmente passare alla 'analisi degli azzardi di processo' (AAPr=PrHA) sfruttando, tra l'altro, anche il metodo Hazard and Operability Analysis (HAZOP) (figure 2, 5, 6);

- quindi si passa alla convalida di procedure e risultati di PHA (AAP) e alla gestione delle modifiche (GM=MOC);
- è necessario elaborare metodi di stima degli ordini di grandezza del tempo necessario all'esecuzione di una AAPr (PrHA);
- si esegue l'analisi di gestione degli azzardi rispetto alle condizioni della struttura della centrale nucleare;
- le suddette analisi (AAPr ecc.) devono essere elaborate rispettando i protocolli e i regolamenti applicabili e le linee guida di salvaguardia per la sicurezza delle centrali nucleari;
- l'elaborazione quindi passa all'analisi dei fattori umani e alle sollecitazioni ambientali che possono aumentare la possibilità e il rischio di errore. Quando sono chiaramente noti questi fattori (specifiche tecniche dei fattori umani ed ergonomici, specifica tecnica ambientale ecc.) si inizia l'analisi per la mitigazione e la minimizzazione dei potenziali errori umani ed ambientali;
- analisi degli azzardi comuni;
- esecuzione della gestione e giustificazione delle raccomandazioni che provengono dall'elaborazione dei risultati di AAPr (PrHA).

I risultati di queste analisi devono essere quindi integrati fra di loro e con altre analisi ed altri metodi di natura anche più generale, al fine di ottenere ed applicare la strategia globale su accennata.

Le regole fondamentali: aspetti operativi

L'approccio operativo per sistemi include tre aspetti fondamentali:

1. la sicurezza intrinseca delle centrali nucleari (ad es. gli apparati essenziali per la sicurezza operativa, i livelli di sicurezza intrinseci di progettazione meccanica, il livello di sopravvi-

venza all'impatto, i margini di sicurezza del progetto idrodinamico e del nocciolo ecc.). I fattori intrinseci includono la progettazione, lo sviluppo, la produzione e la qualificazione (prove funzionali, prove di volo, prove ambientali ecc.);

2. gli aspetti di controllo operativo esterni e correlati allo spazio esterno alla centrale nucleare tramite sistemi di comunicazione quali, ad esempio il Global Position System (GPS), l'EGPWS, per aspetti migliorati di allarme nelle vicinanze alla centrale nucleare, e il TCAS, per il controllo dell'approccio e della discesa di elicotteri di sicurezza;
3. la security di impianto, cioè la gestione manageriale dell'impianto e di tutti gli annessi e connessi, quali la gestione ed attuazione della manutenzione e della dependability in generale per l'efficienza di una centrale nucleare.

Conclusioni

In questa relazione sono riportati alcuni concetti fondamentali della teoria della sicurezza di sistemi complessi, ed in particolare di sistemi nucleari per la generazione di energia elettrica. Uno sguardo più attento, sebbene in forma sintetica, è stato dedicato alla metodologia dell'analisi dei rischi, dopo avere messo in evidenza la necessità di una riduzione dell'inquinamento da CO₂, e dunque l'esigenza di non affidare la produzione di energia elettrica solo a fonti di tipo fossile, affrontando, tra le nuove tecnologie alternative, un nuovo progetto nucleare. In generale, i metodi teorici e le tecniche presentati hanno consentito di definire i salti di qualità che si riscontrano nel passaggio dalla terza generazione avanzata di centrali nucleari alla quarta generazione, che dovrebbe includere, entro 30 anni, la sicurezza totale intrinseca dell'intero sistema.

Bibliografia

- I. Bazovsky, Reliability, Theory and Practice, Prentice Hall, Englewood Cliffs, N.J. 1961.
- R.P. De Havilland, Introduction to the Theory of Reliability, General Electric Report 57 D 423, 1957, SAEP 343D.
- S. Garribba, S. Vacca, Il Controllo Sociale dell'energia nucleare in Italia, Franco Angeli Ed. 1978.
- M. Cumo, Impianti nucleari, UTET 1986.
- C. Dellarciprete, Criteri, studi e indagini per la localizzazione degli impianti nucleari, Elettronica, aprile 1982.
- G. Quartieri, On the component 'imp' in the system, Safety Analysis XXIX, Convegno Internazionale delle Comunicazioni 1981, Genova.
- H.W. Lewis, Risk Assessment Review Group Report to the U.S. Nuclear Regulatory Commission, U.S.N.R.C. National Technical Information Service 1975.
- H.W. Lewis, La sicurezza dei reattori a fissione, Le Scienze, maggio 1980.
- US Nuclear Regulatory Commission, Safety Goal for Nuclear power plants: a proposed policy, 1983 NUREG, 0880, Rw. 1.
- A. Villemeur, Reliability, Availability, Maintainability and Safety Assessment, John Wiley & Sons, Chichester.

La sicurezza degli impianti nucleari attuali e di nuova generazione e le attività dell'ENEA

Felice De Rosa

ENEA, Unità Sistemi Nucleari Innovativi e Chiusura del Ciclo Nucleare

Scopo della sicurezza nucleare è di attuare le migliori procedure, in termini di condizioni di localizzazione del sito, di funzionamento d'impianto e di radioprotezione alle persone e all'ambiente esterno, in linea con i principi riconosciuti a livello internazionale

Safety of Current and Next-Generation Nuclear Power Plants and ENEA Activities

Nuclear safety is aimed at implementing the best procedures in line with the principles internationally acknowledged in terms of site conditions and location, plant operating conditions, radiological protection of human beings and environmental protection

Sicurezza nucleare

Gli incidenti alle centrali nucleari di Three Mile Island (Pa-USA) il 28 marzo 1979 e di Chernobyl (Ucraina) il 26 aprile del 1986, hanno evidenziato la necessità di correggere lo standard di sicurezza e le procedure operative delle centrali nucleari di seconda generazione, note ai più come "impianti commerciali", "impianti provati" o "impianti attuali". Va però evidenziato che i due incidenti non hanno nulla di confrontabile, sia per quanto riguarda gli eventi iniziatori, sia perché fanno riferimento a due tipi di impianti diversi, trattandosi di un PWR¹ di concezione americana e di un RBMK² di concezione dell'ex-URSS.

È quindi bene procedere con gli opportuni "distinguo", al fine di evitare le infinite trappole che si parano di fronte ai meno esperti nel settore. Si rendono cioè necessarie una catalogazione "per voci significative" e una indicizzazione "per tipologie di impianto".

Va comunque accettato il principio generale che il rischio di incidente (fallimento della sicurezza) è tanto più elevato quanto più l'impianto è vecchio, nel senso di obsoleto o mal controllato. Oggi la sicurezza di impianti vecchi, che non rientrano né nella categoria degli obsoleti, né in quella dei mal controllati, è fuori discussione grazie alla serie di verifiche e modifiche eseguite sui sistemi provati. È quindi di fondamentale importanza che le attuali centrali nucleari non solo siano dotate di tecnologie e sistemi in grado di intervenire efficacemente in caso di incidente per limitare i conseguenti effetti negativi, ma che tali sistemi siano controllati in funzione dell'invecchiamento delle strutture e dei componenti critici e che vengano sottoposti a revisioni e/o modifiche dove e quando necessario.

È per tutto questo che, ormai è storia, nel settembre del 1989, vale a dire dopo più di 3 anni dall'incidente di Chernobyl, la IAEA ha organizzato a

Vienna una riunione per discutere sulla filosofia di sicurezza da adottare per gli impianti nucleari commerciali occidentali. In quella sede si è molto dibattuto sulla necessità di prevedere piani d'emergenza efficaci e gestiti da personale preparato ad affrontare eventi incidentali nucleari gravi. Va ricordato che fino ad allora l'approccio seguito era di tipo "probabilistico", con l'imposizione che la frequenza di accadimento dell'evento in esame dovesse essere dell'ordine di migliaia o centinaia di migliaia di anni. Questa filosofia, specialmente per la popolazione, non era molto tranquillizzante in quanto poco importava all'uomo della strada se un incidente, dopo quello previsto oggi, si sarebbe verificato solo fra 100 mila anni. È per questa ragione che le delegazioni francese ed italiana proposero un approccio di tipo "deterministico", alla cui base veniva evidenziata la necessità di effettuare, per ogni impianto, un'analisi di sicurezza capace di dimostrare e quindi di garantire che, per qualsiasi incidente, fosse esso di tipo DBA (*Design Basis Accident*) o BDBA (*Beyond Design Basis Accident*), l'effetto sanitario riscontrabile sarebbe stato contenuto nell'isola nucleare.

La sicurezza del parco esistente: concetto progettuale di "difesa in profondità" negli impianti provati (GEN-II)

In *figura 1* sono mostrate le barriere e gli specifici materiali utilizzati per schermare i vari tipi di emissione.

Negli impianti nucleari tali barriere sono opportunamente dimensionate ed inserite "dove necessario". Il principio di base del design degli impianti nucleari è quello della "difesa in profondità", in cui si prevede una serie di barriere atte ad evitare il rilascio di radiazioni verso l'esterno. Nel progetto dei reattori di tipo occidentale, le

1. Reattore pressurizzato raffreddato e moderato ad acqua leggera.
2. Reattore multicanale, bollente, raffreddato ad acqua leggera e moderato a grafite.

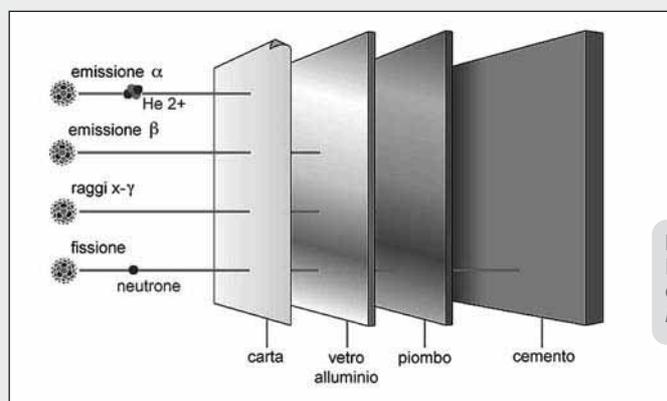


Figura 1
Esempi di barriere per differenti tipi di emissione radioattiva
Fonte: ENEA

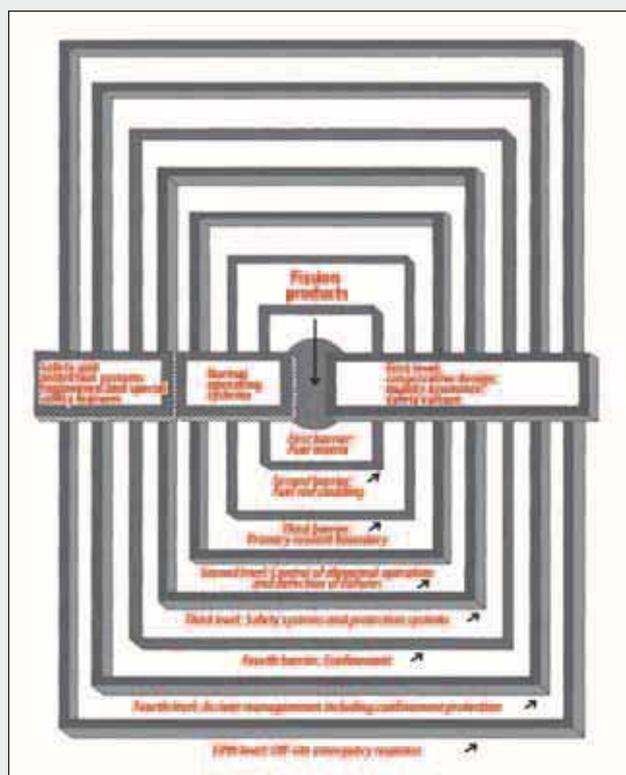


Figura 2
Stratificazione delle barriere di sicurezza e dei relativi requisiti di livello nella difesa in profondità
Fonte: INSAG (International Nuclear Safety Group)

barriere fisiche che si interpongono fra la popolazione e la fuoriuscita dei prodotti radioattivi sono almeno quattro: il sistema di contenimento, il circuito refrigerante (di cui fa parte anche il vessel in pressione), l'assemblaggio degli elementi di combustibile, caratterizzati da barrette incamiciate, la matrice della singola pastiglia di combustibile. In *figura 2* è riportato il dettaglio grafico del concetto di difesa in profondità.

Partendo dall'esterno all'interno dell'impianto, cioè dal punto di osservazione di un individuo della popolazione, il "contenimento esterno" del reattore è la prima barriera che si incontra. Essa serve sia per proteggere l'ambiente esterno dall'impianto in caso di incidente con rilascio di prodotti radioattivi, sia l'impianto dall'ambiente esterno, in caso di attentati, incidenti aerei, inondazioni ecc. Questo fondamentale elemento di sicurezza era assente nel reattore RBMK di Chernobyl, in quanto esso era stato progettato per produrre $Pu\ WG^3$, che richiedeva un ricambio del combustibile molto frequente, cosa non praticabile con un contenimento di tipo occidentale.

Il contenitore esterno, nel tempo, ha subito una serie di modifiche atte a renderlo sempre più efficace ed efficiente nell'attuazione della sua funzione (*figura 3*).

3. Plutonio *weapon grade*, cioè di qualità adatta alla produzione di armi nucleari.



Figura 3
Le tre principali forme geometriche per il contenitore esterno
Fonte: ENEA

Se la pressione generata dal vapore in espansione è la forza dominante e di riferimento per il progetto del contenitore, allora esso verrà realizzato in forma sferica. Se invece si prende in conto prevalente il peso della struttura, allora il progetto del contenitore sarà orientato ad una realizzazione di tipo cilindrico. I progetti moderni tendono alla realizzazione di contenitori di tipo misto.

Il tipo di contenimento usato dipenderà principalmente dal tipo di reattore, dalla sua generazione (GEN-II, GEN-III, ...), dalle specifiche esigenze dell'impianto e del sito.

Un contenitore tipico della tecnologia occidentale (cilindrico con cupola emisferica) è del tipo *Framatome N4* (diametro interno di 43,80 m; spessore di 1,20 m; altezza massima di 59,16 m; volume interno di 78000 m³ e spessore del contenitore secondario di 0,055 m). Sia il contenitore, sia l'intercapedine presente fra le due strutture di contenimento, sono mantenuti in depressione in modo da minimizzare le perdite verso l'esterno (principio del doppio contenimento). Il contenitore può sopportare pressioni interne dell'ordine di 7 Kg/cm² (confrontabili a quelle generate durante il primo picco di pressione in seguito a LOCA). Il LOCA⁴ è un incidente in cui si verifica perdita di refrigerante e rappresenta uno degli scenari peggiori a cui l'impianto possa andare incontro ai fini del mante-

nimento della sicurezza nucleare. Va anche tenuto conto che dopo il normale spegnimento del reattore per mezzo delle barre di controllo, i prodotti di fissione continuano a decadere, generando calore. Dopo circa un'ora la potenza del reattore si riduce all'1% di quella di esercizio e allo 0,5% dopo un giorno. Nel caso di un impianto da 3.000 MWth, dopo un'ora si ha ancora una potenza di decadimento dell'ordine di 30 MWth, che deve essere smaltita, altrimenti la temperatura del combustibile continuerebbe a salire fino al danneggiamento del nocciolo e conseguente rilascio dei prodotti di fissione. Per smaltire la potenza di decadimento dei prodotti radioattivi è sufficiente mantenere costantemente il combustibile sotto un battente di acqua. In aggiunta, all'interno del contenimento è previsto un sistema di spray che, in caso incidentale, si attiva riducendo il quantitativo di prodotti radioattivi gassosi dispersi al suo interno e contribuendo al suo raffreddamento.

Il circuito refrigerante (*figura 4*) è di fatto la seconda barriera fisica tra il rilascio dei prodotti di fissione radioattivi e l'esterno. Nel caso di un PWR esso è formato da tubi di acciaio inox che colle-

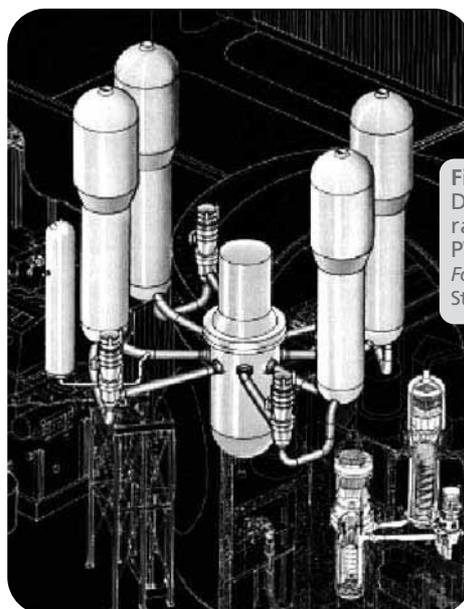


Figura 4
Dettagli del circuito di raffreddamento in un PWR
Fonte: Westinghouse, Nuclear Steam Supply System

4. LOCA = Loss of Coolant Accident.

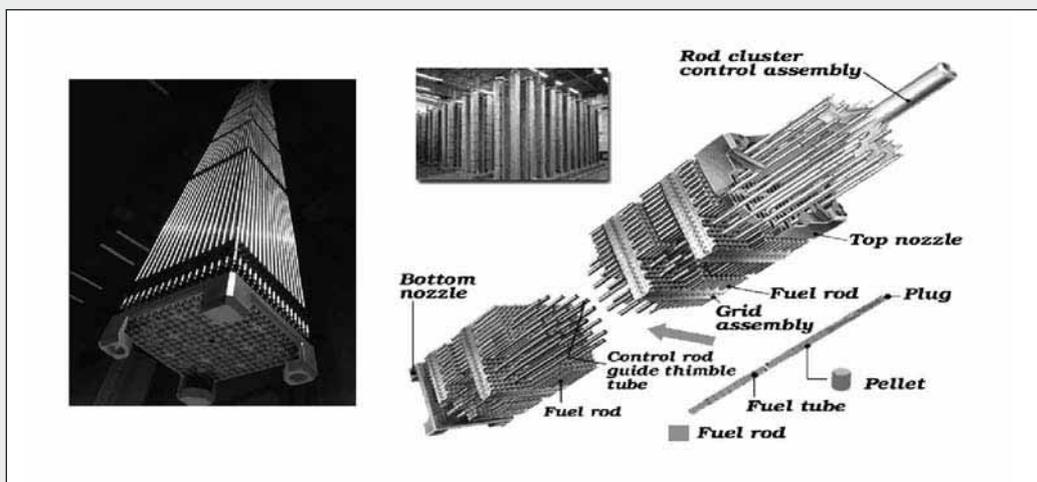


Figura 5
 Dettagli dell'assembly e delle pellet per un PWR
 Fonte: Westinghouse, USA

gano vessel, pompe di circolazione, generatori di vapore e pressurizzatore. I componenti sono progettati prendendo in considerazione i carichi relativi a tutte le condizioni operative in cui l'im-

pianto potrebbe venire a trovarsi. Sono inoltre previsti opportuni sistemi di vincolo (smorzatori detti anche *snubbers*), per limitare le sollecitazioni dinamiche in caso di sisma.



Figura 6
 Vessel in pressione (a sinistra) ed elemento di combustibile di un BWR (a destra)
 Fonte: General Electric, USA

La terza barriera (figure 5 e 6) è rappresentata dagli elementi di combustibile e dalle barrette di combustibile, con la loro "incamiciatura" (*cladding*). Normalmente il *cladding* è realizzato in lega di zirconio (zircaloy-2 o zircaloy-4), ma in alcuni casi anche in acciaio inossidabile.

L'ultima barriera, la più interna, è la matrice ceramica che, nella pellet, incapsula il combustibile nucleare (vedi la pellet e il suo posizionamento in figura 5, a destra). A tali barriere ingegneristiche si aggiungono poi i sistemi di sicurezza, attivi e passivi, atti a prevenire o gestire le più svariate condizioni incidentali.

I grandi incidenti: la scala INES

Il concetto di sicurezza nucleare può essere esteso anche a quei sistemi che, sebbene legati agli impianti per la produzione di energia, non sono direttamente finalizzati ad essa. Classificando ed indicizzando tutti gli eventi in cui si è registrato fallimento della sicurezza nucleare, è possibile imparare il perché di questo fallimento e graduare gli interventi di mitigazione dell'incidente e di recupero dei sistemi e dei suoli sottoposti ad irraggiamento e contaminazione fuori standard.

Con questo proposito è stata realizzata la scala INES⁵ (*International Nuclear Event Scale*), che ha rappresentato il primo significativo strumento per comunicare, in modo coerente e rapido, la gravità degli eventi che interessano gli impianti nucleari e i sistemi, diretti od indiretti, ad essi connessi (figura 7).

INES classifica gli incidenti (*accidents and incidents*) nucleari e radiologici considerando le tre seguenti aree di impatto:

- **Popolazione ed ambiente**, con cui si tiene conto delle dosi alle persone nelle vicinanze dell'incidente e del rilascio non pianificato di materiale radioattivo da un impianto.
- **Barriere Radiologiche e Controlli**, che copre eventi senza impatto diretto sulla popolazione o l'ambiente. Si applica soltanto agli impianti. Tale area copre elevati livelli di radiazioni e distribuzione di significative quantità di materiali radioattivi confinati dentro l'impianto.

- **Difesa in Profondità**, che copre eventi senza alcun impatto diretto sulla popolazione o l'ambiente, ma per i quali le misure messe in campo per prevenire incidenti non funzionano a dovere. La corrente versione del manuale INES è stata adottata a partire dal 1 luglio 2008. Con questa nuova edizione si anticipa che INES sarà sempre più largamente usata dagli Stati membri e diventerà l'unica scala di riferimento formalmente approvata e riconosciuta per l'indicizzazione degli eventi incidentali. La classe degli "incidenti" comprende gli eventi che producono danni significativi a persone e cose. Al massimo livello di gravità (7) si può associare l'incidente di Chernobyl, mentre al più bas-

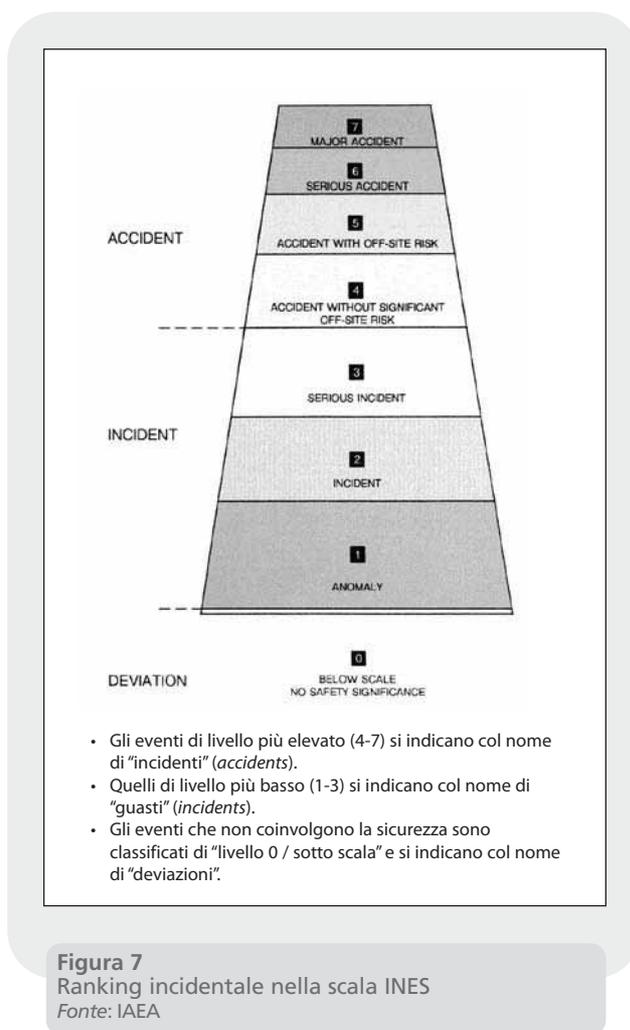


Figura 7
Ranking incidentale nella scala INES
Fonte: IAEA

so (4) appartengono gli incidenti che non provocano rilascio esterno. La classe dei "guasti" riguarda danni di poco conto a persone e cose. Dal terzo livello, dove non si hanno conseguenze per l'esterno, si giunge al primo, dove vengono raccolte le varie anomalie di esercizio. A livello

zero trovano posto gli eventi che non influiscono in alcun modo sulla sicurezza dell'impianto. Nelle tabelle di *figura 8* sono riportati significativi esempi di incidenti accaduti in impianti nucleari e quelli coinvolgenti le sorgenti di radiazioni e il trasporto di materiale nucleare.

EXAMPLES OF EVENTS INVOLVING RADIATION SOURCES AND TRANSPORT			
	People and Environment	Defence-in-Depth	
7			
6			
5	<i>Goiania, Brazil, 1987</i> — Four people died and six received doses of a few Gy from an abandoned and ruptured highly radioactive Cs-137 source.		
4	<i>Florus, Belgium, 2006</i> — Severe health effects for a worker at a commercial irradiation facility as a result of high doses of radiation.		
3	<i>Yanango, Peru, 1999</i> — Incident with radiography source resulting in severe radiation burns.	<i>Ikizeli, Turkey, 1999</i> — Loss of a highly radioactive Co-60 source.	
2	<i>USA, 2005</i> — Overexposure of a radiographer exceeding the annual limit for radiation workers.	<i>France, 1995</i> — Failure of access control systems at accelerator facility.	
1		Theft of a moisture-density gauge.	

EXAMPLES OF EVENTS AT NUCLEAR FACILITIES			
	People and Environment	Radiological Barriers and Control	Defence-in-Depth
7	<i>Chernobyl, 1986</i> — Widespread health and environmental effects. External release of a significant fraction of reactor core inventory.		
6	<i>Kyshtym, Russia, 1957</i> — Significant release of radioactive material to the environment from explosion of a high activity waste tank.		
5	<i>Windscale Pile, UK, 1957</i> — Release of radioactive material to the environment following a fire in a reactor core.	<i>Three Mile Island, USA, 1979</i> — Severe damage to the reactor core.	
4	<i>Tokaimura, Japan, 1999</i> — Fatal overexposures of workers following a criticality event at a nuclear facility.	<i>Saint Laurent des Eaux, France, 1980</i> — Melting of one channel of fuel in the reactor with no release outside the site.	
3	<i>No example available</i>	<i>Sellafield, UK, 2006</i> — Release of large quantity of radioactive material, contained within the installation.	<i>Vandellios, Spain, 1989</i> — Near accident caused by fire resulting in loss of safety systems at the nuclear power station.
2	<i>Atucha, Argentina, 2005</i> — Overexposure of a worker at a power reactor exceeding the annual limit.	<i>Gaderache, France, 1983</i> — Spread of contamination to an area not expected by design.	<i>Forsmark, Sweden, 2006</i> — Degraded safety functions for common cause failure in the emergency power supply system at nuclear power plant.
1			Breach of operating limits at a nuclear facility.

Figura 8
Esempi di eventi riferiti ad impianti, sorgenti e trasporti nucleari
Fonte: IAEA

Oltre la II Generazione

La III generazione, sviluppata negli anni 90, rappresenta lo stato dell'arte ed è costituita da sistemi nucleari di tipo evolutivo rispetto alla generazione precedente, soprattutto per quanto riguarda l'economicità di esercizio e la sicurezza. I reattori di questa generazione sono definiti anche "reattori avanzati" o "di ultima generazione" e si identificano essenzialmente nelle filiere PWR, BWR e CANDU.

La IV generazione si riferisce invece ai sistemi nucleari attualmente nello stadio di sviluppo concettuale e che richiedono ancora alcune decine di anni per la loro realizzazione e penetrazione a livello industriale.

Centrali di III Generazione

Viene denominato reattore nucleare di III generazione un reattore nucleare di potenza che incorpori sviluppi delle tecnologie della "seconda generazione" (la stragrande maggioranza di quelli attualmente in funzione), con miglioramenti "evolutivi" nel disegno, ma senza innovazioni sostanziali sui principi di funzionamento. Come combustibile nucleare essi utilizzano l'ossido di uranio arricchito al 4-6% oppure le miscele di ossidi di uranio e plutonio (combustibile MOX). Come nei reattori di II generazione, il combustibile si trova sotto forma di piccole pastiglie (pellets) contenute nelle barrette del combustibile, rivestite normalmente con leghe di zirconio. Spesso vengono impiegate le tradizionali barre in argento, cadmio e indio per controllare la velocità della reazione a catena e spegnere il reattore.

Le tecnologie attuali sono in gran parte del tipo ad acqua leggera (LWR) e appartengono a due filiere principali: i reattori pressurizzati PWR e i reattori bollenti BWR. Alcuni di questi sono già stati realizzati in Giappone, altri sono attualmente in costruzione o in corso di ordinazione. I progetti più innovativi di questa categoria sono definiti di generazione III+, come i reattori EPR (*European Pressurized Reactor*), AP-1000 (*Advanced Passive PWR*) e IRIS (*International Reactor Innovative and Secure*), tutti di tipo PWR, su cui si sta focalizzando l'attuale interesse nazionale. Accan-

to alle due filiere principali, che rappresentano la quasi totalità dei reattori in funzione o che verranno realizzati nei prossimi 50 anni, si colloca la filiera dei PHWR (*Pressurized Heavy Water Reactor*), realizzati prevalentemente dalla Atomic Energy of Canada Limited (AECL) con il programma CANDU (*Canadian Deuterium Uranium*).

Un altro sistema di generazione III+ che merita di essere menzionato, perché al di fuori della tradizionale filiera dei reattori ad acqua, è il reattore PBMR (*Pebble Bed Modular Reactor*), sviluppato dalla Eskom del Sud Africa, raffreddato a gas (elio) e che si caratterizza per un ciclo termodinamico ad alta temperatura, con l'elio immesso direttamente in turbina.

La migliorata sicurezza di esercizio

Il target in termini di sicurezza per questi reattori è di 108 anni/reattore senza incidenti con danneggiamento grave del nocciolo. Tra le migliori progressive si possono elencare alcuni sistemi di sicurezza passiva e di sicurezza attiva nel circuito refrigerante, come l'introduzione di tubazioni concentriche interne a giunti saldati (per assorbire la dilatazione termica), contenute all'interno di tubi in acciaio più spessi, con un'intercapedine di acqua naturale, e con le giunzioni delle tubature esterne serrate da viti.

Lo stacco più rilevante rispetto alla generazione II consiste nel fatto che i reattori di generazione III e III+ incorporano anche caratteristiche di "sicurezza passiva" ossia che non richiedono il controllo attivo attraverso componenti e/o meccanismi attuati elettricamente, oppure mediante l'intervento dell'operatore, per la gestione di incidenti in caso di malfunzionamenti del sistema, ma fanno affidamento sulle leggi della fisica come la gravità, la convezione naturale o la resistenza alle alte temperature.

Si ricorda che i sistemi di sicurezza tradizionali sono "attivi" nel senso che per il loro funzionamento richiedono l'attuazione di tipo elettrico o meccanico su comando (ad es. le pompe del circuito di raffreddamento di emergenza), anche se alcuni componenti sono in grado di operare passivamente, come ad esempio le valvole di sfogo (*pressure*

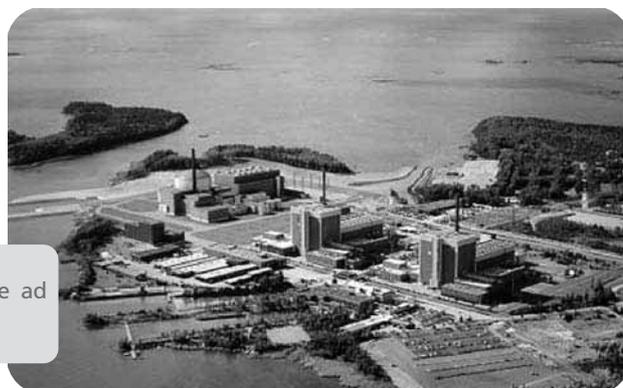


Figura 9
Simulazione grafica dell'EPR in realizzazione ad Olkiluoto (Finlandia)

Fonte: TVO (Teollisuuden Voima Oy), Finlandia

relief valves) per l'abbattimento della pressione. Al contrario, i sistemi a "totale sicurezza passiva" sono governati unicamente dai fenomeni fisici naturali sopra citati, che si innescano spontaneamente quando si determinano condizioni d'impianto che possono evolvere in una fase incidentale (es. circuito di raffreddamento di emergenza sostenuto dalla circolazione naturale, in caso di perdita di alimentazione elettrica generale).

Sebbene la certificazione di questi reattori sia in genere su base nazionale, in Europa dalla fine degli anni 80 (dopo Chernobyl) è stato sviluppato, sotto la spinta delle *utility*, un processo di armonizzazione dei requisiti di sicurezza (EUR–*European Utility Requirements*), aventi come obiettivo uno standard europeo comune per il *licensing* dei nuovi reattori. Sono stati certificati, in accordo agli EUR, i reattori EPR di AREVA, AP-1000 della Westinghouse, ABWR della GE, SWR-1000 di AREVA, BWR-90 della Westinghouse Atom, AES-92 della russa GIDROPRESS.

In generale i reattori di generazione III e III+, o "evolativi", rappresentano un avanzamento rispetto alla II generazione, principalmente per:

- standardizzazione del progetto al fine di accelerare il processo di *licensing*, riduzione del costo capitale e dei tempi di realizzazione;
- semplificazione e maggior "robustezza" del progetto, rendendone l'esercizio più semplice e meno vulnerabile ai malfunzionamenti operativi (*operational upsets*);
- più elevata disponibilità d'impianto e vita operativa più lunga (tipicamente 60 anni);

- riduzione del rischio di fusione del nocciolo;
- riduzione dell'impatto ambientale a parità di energia prodotta;
- tassi di combustione (*burn-up*) nel combustibile più elevati con conseguente riduzione del volume dei rifiuti ad alta attività;
- utilizzo di veleni bruciabili per allungare la vita del combustibile.

Prototipi in costruzione

In *figura 9* è riportata una riproduzione della centrale nucleare finlandese di Olkiluoto. Sulla destra si vedono i due vecchi reattori di tipo bollente, già esistenti, e sulla sinistra è simulato, tramite computer, il posizionamento dell'EPR in costruzione (Olkiluoto-3). I principali scopi del progetto si focalizzano su una generale aumentata sicurezza pur mantenendo la competitività economica. L'EPR (*figura 10*) prevede i seguenti sistemi di protezione:

- quattro sistemi indipendenti di refrigerazione d'emergenza, ognuno capace di refrigerare il nocciolo del reattore dopo lo spegnimento;
- un contenimento metallico per trattenere le eventuali fuoriuscite di materiale radioattivo in caso di incidente con rottura del circuito primario;
- un sistema di raccolta e confinamento del corium fuso (*core catcher*) ed un'area di raffreddamento passivo del materiale fuso, per tener conto di un evento a bassissima probabilità di verificarsi quale la fuoriuscita dal vessel in pressione di nocciolo fuso;

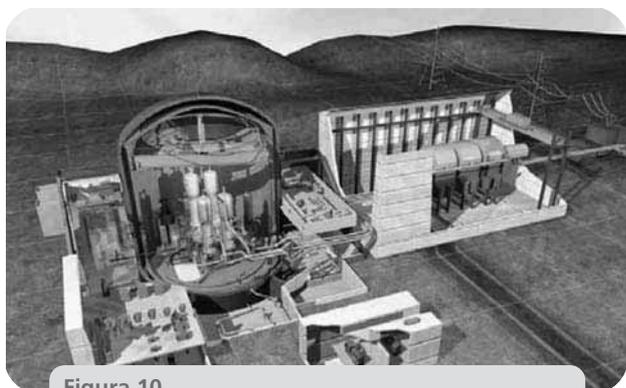


Figura 10
Spaccato del reattore EPR in cui sono evidenti le innovazioni rispetto agli impianti di generazione precedente
Fonte: AREVA NP, EdF

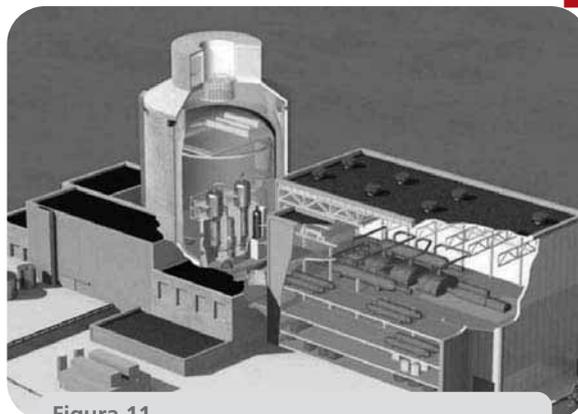


Figura 11
Spaccato del reattore AP1000 di Toshiba-Westinghouse
Fonte: Toshiba-Westinghouse

- doppia parete esterna in calcestruzzo armato, con uno spessore totale di 2,6 metri, progettata per resistere all'impatto diretto di un grosso aereo di linea.

Per la progettazione di questo tipo di reattori non si tiene conto del solo DBA, cioè degli incidenti base di progetto, tipici dei reattori di seconda generazione, ma ci si spinge al BDBA (*Beyond Design Basis Accident*), inglobando anche alcune sequenze incidentali severe come eventi a cui l'impianto dovrà resistere. In questi casi, nel rispetto della terminologia adottata di recente, si parla di DEC (*Design Extension Conditions*).

Confronto in termini di sicurezza tra EPR e AP1000 Per l'EPR della francese AREVA e per l'AP-1000 della Toshiba-Westinghouse, entrambi di tipo PWR, è prevista una seria possibilità di vasta realizzazione in varie parti del mondo. Per quanto riguarda l'EPR, sono già in costruzione due esemplari, il primo in Finlandia (Olkiluoto-3), il secondo in Francia (Flamanville-3). Quest'ultimo vede anche la partecipazione dell'ENEL nella misura del 12,5% insieme a EDF. Altri due esemplari di EPR sono stati venduti alla Cina (novembre 2007) e la loro costruzione è in preparazione sul sito di Tahishan nella provincia del Guangdong.

Per quanto riguarda gli AP-1000 (*figure 11 e 12*), quattro reattori sono stati venduti in Cina dal consorzio Westinghouse-Shaw Group (luglio 2007) per essere realizzati sui siti di Sanmen e Zhejiang

sulla costa orientale. A tutto questo va aggiunto che negli USA le *utilities* si sono orientate verso l'EPR in 5 delle loro richieste di nuovi reattori e verso l'AP-1000 in altri 4 casi.

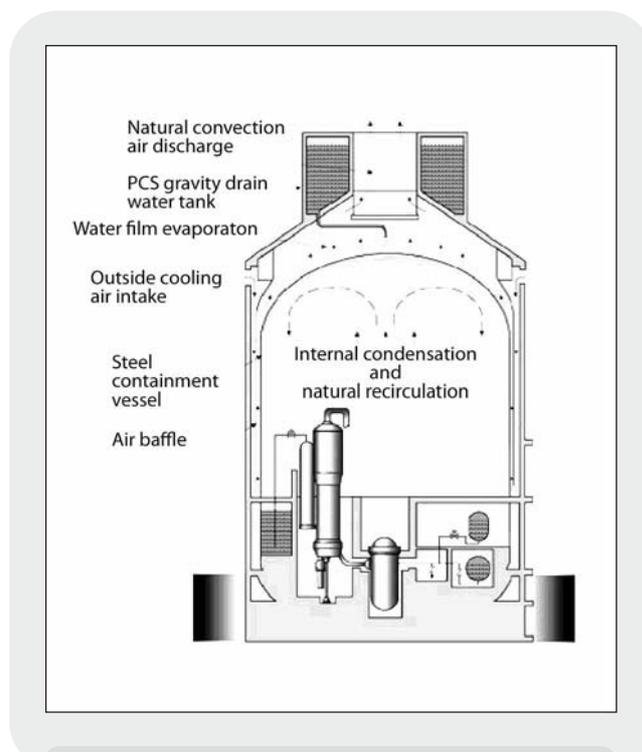


Figura 12
Sistema Passivo di Raffreddamento nel reattore AP1000
Fonte: Toshiba-Westinghouse

In *Tabella 1* sono riassunte le principali caratteristiche dei reattori EPR e AP1000 e in *Tabella 2* sono riportate altre rilevanti peculiarità che differenziano i due sistemi.

Un Nuovo Concetto: "La Sicurezza a Progetto" del Reattore IRIS

Un ruolo da "battistrada" per i sistemi di IV generazione è giocato dai sistemi NDT (*Near Term Deployment*), tra i quali si evidenzia il reattore IRIS (*International Reactor Innovative and Secure*). Un concreto utilizzo dei reattori NDT è previsto attorno ai prossimi 10-15 anni. IRIS (*figura 13*) è un reattore modulare di piccola taglia (335 MWe) di tipo PWR, sviluppato da un gruppo internazionale di 20 partners (università, industrie, enti di ricerca, *utilities*) provenienti da 10 paesi (USA, Brasile, Croazia, Giappone, Italia, Messico, Spagna, Regno Unito, Lituania ed Estonia), sotto la leadership di Westinghouse LLC.

Obiettivo principale dell'IRIS Project è di progettare un reattore concettualmente avanzato, ispi-

rato ai criteri di IV generazione (sostenibilità, competitività economica, sicurezza e affidabilità, non-proliferazione). La taglia di riferimento di 335 MWe è stata scelta nella prospettiva di localizzazione sia di moduli singoli (specialmente nei paesi in via di sviluppo, con reti elettriche di piccole dimensioni e allo scopo di produzione combinata di elettricità, calore e/o acqua potabile), sia di centrali pluri-modulo, gestite attraverso un'unica sala controllo.

Come si vede bene dalla *figura 13*, IRIS è un reattore a configurazione integrale, cioè particolarmente semplificata e compatta (generatori di vapore, pompe, pressurizzatore e barre di controllo, tutti collocati all'interno del vessel reattore). Questo tipo di layout permette di incrementare notevolmente la sicurezza poiché direttamente dalla fase di progetto, *safety by design*, vengono eliminate le grandi tubazioni primarie fuori vessel, unanimemente riconosciute una delle fonti principali di rischio per gli incidenti di perdita di refrigerante.

Grazie alla semplificazione impiantistica, che comporta un minor numero di pompe, valvole,

Tabella 1 – Confronto delle Principali Caratteristiche di EPR ed AP-1000

Tecnologie/Caratteristiche	EPR	AP-1000
Potenza Elettrica (MWe)	1600	1117-1140
Potenza Termica (MWth)	4590	3415
Efficienza Termica (%)	35,6	32,7
Numero di Elementi di Combustibile	241	157
Circuiti Primari (Gen. di vapore/Pompe)	4/4	2/2
Licenze in USA	DCD sottomesso all'autorità di sicurezza (dic. 2007); Certificazione di Progetto: 2011 (previsione).	Progetto Certificato nel 2006.
Licenze non USA	PSAR sottomesso alla autorità di sicurezza finlandese e francese.	PSAR sottomesso alla autorità di sicurezza cinese.
Conformità con le richieste delle utilities	EUR	URD, EUR.
Tipo di Sicurezza del Sistema	Attiva	Passiva
Tempo di Grazia	30 minuti	72 ore

DCD = Design Certification Dossier; PSAR = Preliminary Safety Analysis Report; EUR = European Utilities Requirements; URD = USA Requirements Document; Tempo di Grazia = Tempo che può trascorrere prima dell'intervento dell'operatore.

Fonte: EdF (EPR), Toshiba-Westinghouse (AP1000)

Tabella 2 – Altre Rilevanti Peculiarità di EPR ed AP-1000

Argomento	EPR	AP-1000
Mitigazione Incidenti Severi	Core Catcher e Raffreddamento delle strutture	Ritenzione del Corium all'interno del Vessel
PRA CDF / LRF	5,8 10 ⁻⁷ / 8,4 10 ⁻⁸	5,1 10 ⁻⁷ / 5,9 10 ⁻⁸
Configurazione Impiantistica	Complessa	Semplice
Tempo di Costruzione	42 mesi (a regime)	36 mesi (a regime)
Cemento Armato (m ³ /MWe)	124 (stima)	61 (stima)
Acciaio (Mt/MWe)	49 (stima)	42 (stima)
Unità ordinate o già in costruzione	1 in Finlandia, 1 in Francia, 2 in Cina (in negoziazione)	4 in Cina, 4 in USA
Unità attualmente in servizio	Nessuna	Nessuna
Tecnica modulare di costruzione	No	Sì
Difesa da caduta aereo (secondo progetto originale)	Sì	No
Caratteristiche Sito	Impianti di taglia maggiore con maggiori difficoltà di connessione alla rete elettrica	Impianti di taglia minore con minori difficoltà di connessione alla rete elettrica

PRA = Probabilistic Risk Assessment; CDF = Core Damage Frequency; LRF = Large Release Frequency.

Fonte: Edf (EPR), Toshiba-Westinghouse (AP1000)

tubazioni, e altri componenti, il reattore IRIS richiede l'arresto per manutenzione soltanto ogni 4 anni, con possibilità di arrivare anche a 8 anni. Altre manutenzioni minori possono essere effettuate anche in corso di esercizio, in virtù dell'uso di componenti ridondanti, modulari e facilmente sostituibili. La mancanza di uso del boro nel sistema primario, ad esempio, permetterà di evitare il rischio di frattura da corrosione sotto sforzo. Tutto questo si traduce in un'affidabilità del sistema ed in fattori di carico particolarmente incrementati.

Cosa fa l'ENEA nel campo della sicurezza nucleare

L'ENEA collabora, a livello nazionale, con università e industria nucleare, e a livello internazionale è partner in progetti di ricerca e in network d'eccellenza su tematiche fortemente legate alla sicurezza dei reattori provati e allo studio, valutazione e ottimizzazione dei sistemi da adottare in GEN-III e III+. Inoltre è partner anche in progetti in cui sono previsti sistemi veloci raf-

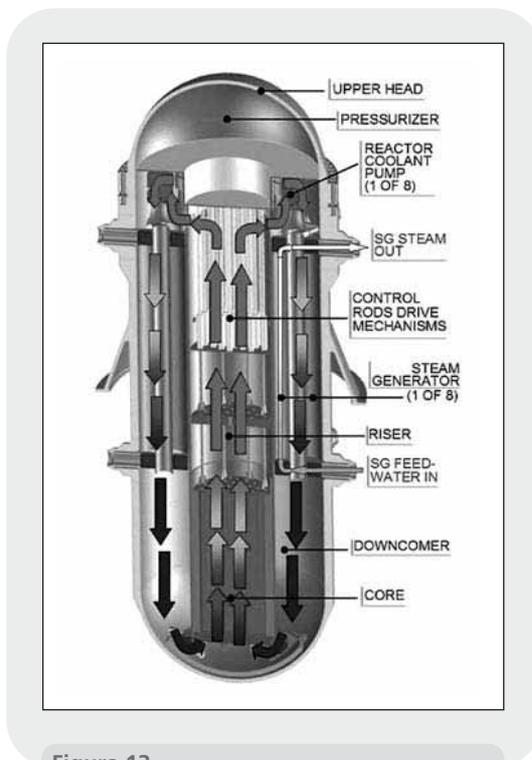


Figura 13
Configurazione compatta di IRIS
Fonte: Westinghouse Electric Co. LLC

freddati a sodio ed a piombo, come soluzione innovativa e come valida base di lancio verso GEN-IV.

Sulla sicurezza, sull'analisi incidentale e sugli standard innovativi, l'ENEA è membro attivo in vari gruppi di lavoro nell'ambito delle collaborazioni con organizzazioni internazionali quali OECD/CSNI e partecipa ai programmi di cooperazione CSARP/MCAP promossi da USNRC. Altro settore importante per mantenere un nucleo critico di competenze, sono le collaborazioni concordate nell'ambito di accordi internazionali bilaterali, come l'accordo ENEA-CEA.

Un forte impegno, in termini di risorse umane dedicate alla ricerca sul tema della sicurezza degli impianti nucleari da fissione, è rivolto alle attività svolte in ambito dei Programmi Quadro Euratom di R&D organizzati dall'Unione Europea. Il 7° Programma Quadro EURATOM di R&D della UE è finalizzato ad eliminare o quanto meno a ridurre al massimo i problemi ancora considerati "non risolti" nell'ambito della sicurezza dei reattori di seconda generazione ed a gettare le basi per gli impianti GEN-III e III+.

Lo sforzo maggiore è rivolto all'approfondimento delle principali tematiche di sicurezza che possano condurre allo sfruttamento di una fonte nucleare più sicura, più efficiente nella gestione della "risorsa combustibile" e più competitiva.

La garanzia della continuazione degli studi sulla sicurezza degli impianti nucleari esistenti in Europa è considerata scelta prioritaria nel 7° Programma Quadro al quale l'ENEA partecipa attivamente.

Si punta, in particolare, all'approfondimento dei seguenti temi:

- tecniche e interventi per l'allungamento della vita media dei vecchi impianti e loro gestione in sicurezza;
- diffusione e massima penetrazione della cultura della sicurezza, con particolare riferimento ai nuovi partner europei, al fine di minimizzare il rischio incidentale derivante da errori umani, di procedura ed operativi d'impianto;
- metodi avanzati di valutazione delle tecniche di sicurezza;
- strumenti di simulazione numerica, controllo del reattore e prevenzione degli incidenti severi;
- tecniche di mitigazione post-incidentale e procedure di post-accident management.

Altri temi di particolare interesse a cui l'ENEA partecipa sono:

- Studi di implementazione degli strumenti per il calcolo numerico e confronto con dati disponibili da prove effettuate su impianti sperimentali europei. Questo porterà alla creazione di un polo di eccellenza nelle analisi di valutazione della sicurezza dei reattori al termine dell'attuale programma denominato SARNET (Severe Accident Research Network of Excellence);
- Approfondimento della conoscenza dei danni da irraggiamento sulle strutture interne del reattore e sul cladding, per modellare al meglio gli effetti della corrosione e quindi per aumentare l'accuratezza nella previsione della "tenuta in sicurezza dell'impianto";
- Approfondimento degli studi sull'interfaccia tra uomo, macchina e applicazione dei protocolli operativi.

Un fatto di enorme rilievo internazionale è che le prove integrali di sistema e di sicurezza di IRIS, al pari di quelle per la certificazione dell'AP-1000, verranno effettuate in Italia presso la società SIET di Piacenza.

Bibliografia

- [1] V. Romanello et al., *Note Sulla Sicurezza Nucleare*, Università degli Studi di Pisa, Dip. Ing. Meccanica, Nucleare e della Produzione, NT1146, 2007.
- [2] US-NRC Regulations (10 CFR), Part 50.
- [3] C. Polvani, *Elementi di radioprotezione*, ENEA, Roma, 1983.
- [4] M. Pelliccioni, *Elementi di dosimetria delle radiazioni*, ENEA, Roma, 1983.
- [5] IAEA, *Present and Future Environmental Impact of the Chernobyl Accident*, IAEATECDOC, Series No. 1240, agosto 2001.
- [6] The Chernobyl Forum: 2003–2005, *Chernobyl's Legacy: Health, Environmental and Socio-economic Impacts and Recommendations to the Government of Belarus, The Russian Federation and Ukraine*, seconda edizione, pubblicata nel 2006.
- [7] IAEA, *Environmental Consequences of the Chernobyl Accident and their Remediation: Twenty Year of Experience. Report of the UN Chernobyl Forum Expert Group 'Environment'*, IAEA Edition, 2006.
- [8] NRC News, *Nuclear Safety and Public Acceptance in the United States*, Nr. S-00-27.
- [9] AREVA, *A turnkey EPR Project Olkiluoto 3*, settembre 2005.
- [10] EDF, *Présentation Technique du Projet Flamanville-3*, novembre 2004.
- [11] Westinghouse, *AP-1000 Ready to Meet Tomorrow's Power Generation Today*, 2007.
- [12] The Generation IV International Forum, *A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems*, 2002.
- [13] IRIS – *International Reactor Innovative and Secure: Progress in Development, Licensing and Deployment Activities*, Atti della 6a International Conference on Nuclear Option in Countries with Small and Medium Electricity Grids, Dubrovnik, Croazia, 21–25 maggio 2006.
- [14] US-NRC Regulations (10 CFR), Part 100 – *Reactor Site Criteria*.
- [15] GIF, *Generation IV International Forum*, <http://www.gen-4.org/>.
- [16] GNEP, *Global Nuclear Energy Partnership*, <http://www.gnep.energy.gov/>.
- [17] SNETP, *Sustainable Nuclear Energy Technology Platform*, <http://www.snetp.eu/>.
- [18] OECD-NEA, *Nuclear Energy Agency*, <http://www.nea.fr/>.
- [19] IAEA, *International Atomic Energy Agency*, <http://www.iaea.org/>.
- [20] SNETP, *The Sustainable Nuclear Energy Technology Platform: A Vision Report*, EUR 22842, 2007.
- [21] *The 7th Framework Programme of the European Atomic Energy Community for nuclear research and training activities (2007 to 2011)*, http://cordis.europa.eu/fp7/euratom/home_en.html.
- [22] P. Agostini, F. De Rosa, F. Gualdrini, et al.: *Nucleare da Fissione: Stato e Prospettive*, a cura di S. Monti, ENEA, FOCUS 2008, Sviluppo Sostenibile.

LWR avanzati: la sperimentazione condotta dalla SIET

Gustavo Cattadori*, Alfredo Luce**,
Stefano Monti***

*SIET

**ENEA, Amministratore delegato SIET

***ENEA, Presidente SIET

In un ambito industriale indirizzato alla realizzazione ed esercizio di impianti nucleari di potenza, le grandi facility sperimentali della SIET SpA costituiscono in Italia uno strumento unico di grande efficacia a supporto sia dell'Agencia nazionale per la sicurezza per gli iter autorizzativi, sia dell'industria del settore per lo sviluppo e la qualificazione di componenti e sistemi di LWR avanzati da realizzare in Italia e all'estero

Advanced LWRs: SIET Experiments

In an industry sector committed to building and managing nuclear power plants, the large experimental facilities of SIET SpA represent in Italy a unique and efficient instrument in support of both the National Safety Agency for licensing procedures and the national industry, for the development and qualification of components and systems of advanced LWR to be erected in Italy and abroad

“Nel 1986, l'incidente di Chernobyl ha decretato la fine del nucleare italiano...”, “Con il referendum del 1987 l'Italia esce definitivamente dal sistema di produzione di energia elettrica da fonte nucleare...”. Quante volte abbiamo sentito e letto queste frasi negli ultimi vent'anni? Le decisioni politiche conseguenti stroncarono una delle più brillanti intuizioni della storia industriale italiana del '900. Nonostante questo, alcune società italiane, allora operanti quasi esclusivamente nel settore nucleare, sono riuscite a mantenere il *know-how* acquisito negli anni precedenti grazie all'impegno sul mercato internazionale. Tra queste è sicuramente da annoverare una Società di Piacenza, la SIET SpA – partecipata di ENEA, ENEL, Ansaldo e Politecnico di Milano – che ha continuato ad operare, anche negli anni post-referendum, in attività di R&S e di certificazione di componenti e sistemi di reattori LWR (*Light Water Reactors*), su commesse provenienti da Stati Uniti, Giappone, Corea del Sud. In uno scenario in cui anche in Italia si riapre l'opzione nucleare, il presente articolo si prefigge lo scopo di illustrare le potenzialità di questa Società, con l'auspicio che esse possano essere sempre più impiegate anche a livello nazionale.

La storia

SIET SpA nasce nel 1983 da un accordo tra ENEA e CISE con lo scopo primario di effettuare test per la sicurezza di componenti e sistemi destinati ad impianti nucleari per la produzione di energia elettrica. L'azienda viene dotata di strutture sperimentali ad elevatissimo contenuto tecnologico in grado di simulare, a piena scala o in scala ridotta, i principali circuiti termoidraulici delle centrali nucleari esistenti o di nuova generazione. Fin dalla sua fondazione la sede della società è ubicata nell'area della centrale termoelettrica di Piacenza, attualmente di proprietà Edipower, situata sulle rive del Po. L'edificio che ospita la Società è un magnifico esempio di architettura industriale degli

anni venti, progettato dall'insigne architetto Piero Portaluppi.

La particolare localizzazione della SIET all'interno di una centrale termoelettrica in esercizio, consente lo sfruttamento, per le attività sperimentali, dei fluidi utilizzati nel ciclo di produzione dell'energia elettrica, in particolare vapore surriscaldato ed acqua ad elevata portata. Ciò costituisce, ancora oggi, una prerogativa pressoché unica a livello internazionale. Con queste potenzialità a disposizione e con un gruppo di tecnici altamente qualificati e di grande professionalità, SIET avvia quella che rimane una tra le più affascinanti esperienze di Ricerca e Sviluppo che il nostro Paese può annoverare nella sua recente storia energetica.

Nel periodo 1984-'95 la SIET partecipa a numerosi ed importanti programmi di ricerca in campo nucleare. Due campagne sperimentali, fra le tante, vanno citate per importanza:

- la certificazione sperimentale del reattore AP-600 (Westinghouse) mediante il simulatore fisico SPES (Simulatore Pressurizzato per Esperienze di Sicurezza);
- la qualifica sperimentale a piena scala degli scambiatori di calore PCC (*Passive Containment Condenser*) e IC (*Isolation Condenser*) del reattore SBWR (*Simplified Boiling Water Reactor*) della General Electric.

Oltre alle commesse tipicamente “nucleari”, ENEL ed Ansaldo commissionano a SIET altre attività per la qualifica di grandi componenti di impianti quali valvole, turbine a vapore, scambiatori di calore. A partire dal 1995, in seguito al forte ridimensionamento dell'interesse nazionale per il nucleare, la SIET affronta un periodo di crisi e avvia un processo di diversificazione. Le attività di ricerca in campo nucleare proseguono, ma sono realizzate esclusivamente per il mercato estero. In contemporanea, facendo tesoro delle competenze tipiche delle attività ‘nucleari’, sono sviluppati nuovi settori quali: ‘Certificazione di Prodotti Termotecnici’, ‘Metrologia’, ‘Ingegneria e Formazio-

ne'. Questa diversificazione garantisce a SIET la continuità operativa negli ultimi quindici anni, con il mantenimento sia delle competenze tecniche chiave sia degli impianti sperimentali.

È opportuno sottolineare come SIET, in tutta la sua storia, non abbia mai abbandonato il settore nucleare grazie alla partecipazione ai programmi quadro della Commissione Europea, a programmi nazionali gestiti dall'ENEA e ad importanti contratti acquisiti dall'estero per lo sviluppo sperimentale di componenti e sistemi.

Non è certo un caso, quindi, che la Società si sia trovata pronta a rispondere alle recenti rinnovate esigenze nazionali di R&S nel settore degli impianti nucleari di nuova generazione partecipando, insieme con l'ENEA, al programma di ricerca sul reattore IRIS finanziato nell'ambito dall'Accordo di Programma tra il Ministero dello Sviluppo Economico e l'ENEA stessa.

Recentemente i Soci, con l'approvazione del piano industriale 2009-2011, hanno manifestato la volontà di supportare SIET nel rilancio del *core business*, fornendole gli strumenti tecnici e finanziari necessari. È infatti previsto un rinnovato impegno di SIET nel settore nucleare, in piena sintonia con i recenti indirizzi del governo, con l'ambizione di cavalcare l'onda del 'rinascimento nucleare' che, indubbiamente, si sta manifestando a livello internazionale.

Principali settori di attività

L'esperienza e le competenze acquisite costituiscono le basi solide sulle quali si fonda SIET che si avvale di una ventina di addetti tra ingegneri e tecnici, motivati e con una forte propensione per la ricerca sperimentale. Il processo di diversificazione delle proprie attività avviato nel 1996 ha consentito all'azienda di affermarsi rapidamente anche nel panorama delle piccole-medie imprese nazionali, senza mai perdere di vista i clienti istituzionali (ENEA, in primis) e quelli industriali (*Vendors e Utilities* del settore nucleare). Lo sviluppo graduale del processo di diversificazione ha consentito di sfruttare al meglio le sinergie intrinseche dei vari settori di attività, nel seguito elencati:

- Ricerca/Sviluppo e Qualificazione Sperimentale di Componenti e Sistemi di Impianti per la produzione dell'energia elettrica, prevalentemente impianti nucleari;
- Certificazione di prodotti del settore termotecnico;
- Ingegneria e Formazione;
- Metrologia.

La 'ricerca e sviluppo' nucleare

Molti dei reattori raffreddati ad acqua leggera attualmente funzionanti nel mondo presentano almeno un componente del circuito primario o secondario che, per la parte termoidraulica, è stato sviluppato o qualificato a Piacenza, nei laboratori della SIET. Trattasi di cluster di elementi di combustibile BWR, valvole di regolazione e di sicurezza dei vari circuiti idraulici, scambiatori di calore dei circuiti di rimozione del calore in condizioni di emergenza, fasci tubieri e separatori acqua-vapore dei generatori di vapore PWR o del reattore BWR, sistemi integrali di PWR di II e III generazione ecc. Altri reattori potrebbero, nel medio-breve termine, essere attrezzati con dispositivi di sicurezza sviluppati da SIET in collaborazione con prestigiosi centri di ricerca ed istituti universitari o primarie organizzazioni industriali del settore.

In effetti la SIET gestisce impianti sperimentali, unici al mondo per dimensioni e specificità, indirizzati alla R&S di componenti e sistemi per la produzione di energia. L'ubicazione dei laboratori SIET all'interno di una centrale termoelettrica di potenza favorisce la disponibilità di energia e fluidi di prova a livelli elevatissimi di potenzialità: vapore surriscaldato (8 kg/s, 10 MPa, 500 °C), acqua (200 kg/s, 16 MPa, 330 °C), energia elettrica (9 MW-AC, 7 MW-DC). Le principali facility sperimentali sono:

- SPES, simulatore di reattori pressurizzati, utilizzato per la certificazione sperimentale di sistemi integrali PWR;
- GEST, per prove su Generatori di Vapore PWR;
- IETI, per prove su componenti speciali (es.: *Steam Injector*) e di termoidraulica in genere (misure di perdite di carico, scambio termico, flusso termico critico).

Informazioni su queste facility sono riportate nel seguito mediante la descrizione delle loro caratteristiche salienti e delle loro prestazioni, evidenziando di volta in volta le campagne sperimentali effettuate o da effettuarsi su tali impianti.

L'Impianto Sperimentale SPES

All'interno del vastissimo edificio in cui la Società ha sede, SIET dispone di una struttura sperimentale, denominata SPES (Simulatore Pressurizzato per Esperienze di Sicurezza, *figura 1*), che riproduce in scala significativa il circuito termoidraulico primario, parte del secondario e tutti i sistemi di emergenza di una centrale nucleare di tipo pressurizzato. Lo SPES, le cui principali caratteristiche sono riportate in *Tabella 1*, opera con gli stessi fluidi ed alle stesse condizioni termodinamiche del reattore; la potenza termica generata nel combustibile del reattore è simulata nella facility sfruttando l'effetto Joule di un'elevatissima corrente elettrica (fino a 70.000 A) passante nelle barre del canale di potenza. Lo SPES costituisce uno strumento prezioso per verificare la risposta del reattore ad eventi incidentali ed a tran-



Figura 1
Facility SPES di SIET: simulatore fisico dei circuiti termoidraulici di una centrale nucleare di tipo PWR
Fonte: SIET

sitori operativi ma, soprattutto, per la messa a punto dei codici di calcolo termoidraulico impiegati sia per il progetto del reattore, sia per le verifiche imposte dalle Autorità di sicurezza.

Tabella 1 – Principali caratteristiche dell'impianto SPES nella configurazione originale

Impianto	Potenza	7 MW
	Pressione di progetto circuito primario	20 MPa
	Temperatura di progetto circuito primario	365 °C
	Pressione di progetto circuito secondario	10 MPa
	Temperatura di progetto circuito secondario	311 °C
	Fattore di scala in elevazione	1:1
	Fattore di scala per volumi e potenza	1:400
Canale di Potenza	Barre	n. 97 a riscaldamento elettrico diretto
	Diametro e passo delle barre	9,5/12,6 mm
	Lunghezza riscaldata delle barre	3.660 mm
	Distribuzione assiale del flusso termico	uniforme
	Materiale delle barre	Inconell 600
Generatori di Vapore	Numero	3
	Tubi	n. 13 ad U, per ciascun GV (Generatore di Vapore)
	Diametro e passo dei tubi	17,46 / 24,89 mm
	Lunghezza media dei tubi	17.620 mm
	Materiale dei tubi	Inconell 600
Pompe Primarie	Numero	3
	Tipo	centrifughe monostadio
	Portata fluido	0,016 m ³ /s
	Prevalenza	100 m
	Velocità di rotazione	2.950 rpm (<i>route per minute</i> - giri minuto)
	Motore	elettrico a corrente continua
	Campo di regolazione della velocità	(-200 ÷ 200) % della velocità nominale

Fonte: SIET

riflettore su

I test sull'impianto SPES sono eseguiti con l'impiego di un numero molto elevato di strumenti (circa 600) per la misurazione delle grandezze termodinamiche ed i parametri di controllo dell'impianto. Un potente sistema di acquisizione dati garantisce la registrazione di tutte le grandezze fisiche misurate per l'intera durata dell'esperimento (diverse ore) e la loro elaborazione mediante software dedicato.

Situazioni tipiche dell'analisi di sicurezza dei reattori che si possono riprodurre sulla facility SPES sono:

- rotture piccole ed intermedie in diverse zone del circuito primario;
- mancata richiusura delle valvole di sfioro e sicurezza del pressurizzatore;
- rottura della linea principale del vapore alla turbina;
- rottura di tubi del generatore di vapore;
- arresto delle pompe primarie;
- trip di turbina;
- black-out in centrale;
- perdita di acqua di alimento ai generatori di vapore;
- transitori in mancanza di scram del reattore.

Progettato originariamente negli anni '80 per simulare il reattore PWR-PUN (Progetto Unificato Nucleare), lo SPES venne modificato negli anni '90, su richiesta Westinghouse, per simulare il reattore di III generazione AP-600, caratterizzato dall'introduzione nel progetto di numerosi sistemi di sicurezza passivi.

Nella configurazione originale (a tre loop) la facility SPES ha operato nel periodo 1988-1991, effettuando nove esperimenti per la validazione di codici di calcolo termoidraulici in ambito ICAP (*International Code Assessment Program*, figura 2). Tra questi esperimenti si segnala, in particolare, il transitorio *Loss of main feed-water with EFW delayed*, oggetto di un *International Standard Problem* (ISP-22). Altri due transitori, *SBLOCA 6 with decay power* e *SBLOCA 6 at full power* vanno segnalati in quanto oggetto di un confronto di dati sperimentali (*counterpart test program*) tra varie facility internazionali analoghe a SPES: il LOBI dell'Euratom (Ispra), il Bethsy (CEA-Grenoble) e LSTF (Giappone).

In configurazione modificata a due loop, denominata SPES-2, la facility, nell'ambito di un accor-

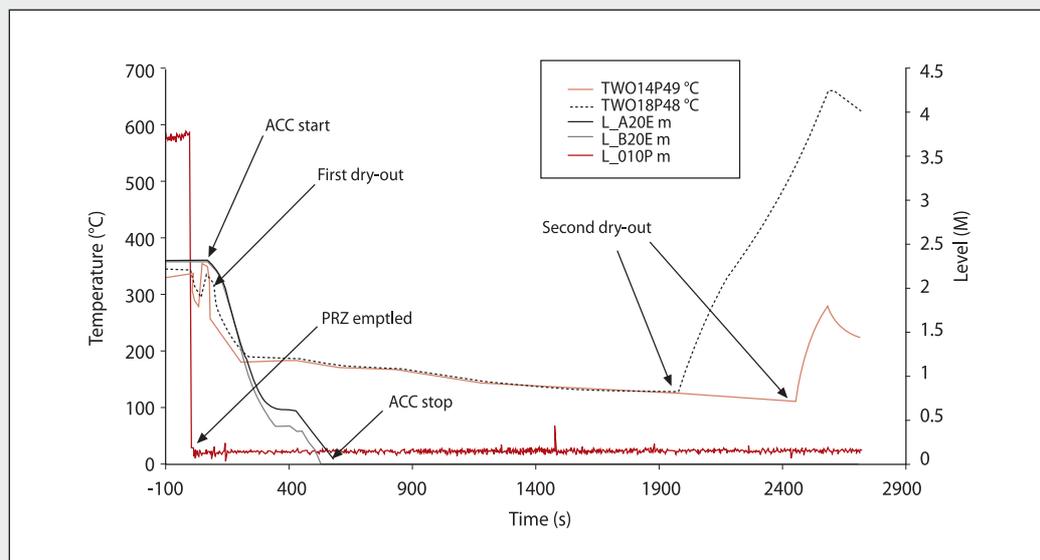


Figura 2
Impianto SPES: simulazione incidente loca 10" in reattore PWR. Variazione temporale di parametri
Fonte: SIET

do tra Westinghouse, Ansaldo, ENEA, ENEL e SIET fu impiegata per il programma di certificazione sperimentale del reattore AP-600 nel periodo 1992-1994, effettuando un programma sperimentale composto da quindici diversi transitori incidentali. Le prove eseguite presso i laboratori SIET costituirono parte fondamentale del programma di certificazione del reattore AP-600 (poi divenuto AP-1000), ai fini della positiva chiusura del processo di *licensing* intrapreso da Westinghouse presso NRC (anno 1997).

Nel 1999 lo SPES-2 fu ancora impiegato per l'effettuazione di un LOCA di dimensioni intermedie, nell'ambito di un contratto di ricerca sottoscritto con ENEA.

Sulla base dell'esperienza acquisita su SPES-2, SIET, in collaborazione con le aziende interessate (Westinghouse, Ansaldo Nucleare, Mangiarotti Nuclear, ENSA) e gli Enti partecipanti al progetto IRIS, tra cui l'ENEA, sta ultimando la progettazione di una nuova facility per effettuare le prove per le verifiche di affidabilità e sicurezza del nuovo impianto IRIS (*International Reactor Innovative and Secure*), reattore evolutivo di generazione III+ di tipo

integrale (tutti i componenti del circuito primario sono installati all'interno del vessel del reattore). La nuova facility, denominata SPES-3 (*figura 3*), costituirà un simulatore fisico di IRIS, a piena scala in elevazione ed in scala 1:100 sui volumi. A differenza di SPES-2, che simula i circuiti primario, secondario e di emergenza, SPES-3 simulerà anche il contenimento del reattore IRIS. Ciò consentirà, per la prima volta a livello internazionale (in facility integrali di tale potenza), di studiare gli effetti dell'accoppiamento circuito primario-contenimento ai fini della rimozione del calore di decadimento del reattore in condizioni di incidente. Saranno effettuati quindici esperimenti, allo scopo di verificare la capacità del sistema di sostenere situazioni di emergenza e per la messa a punto dei codici di calcolo numerici per le verifiche di sicurezza del reattore.

Come riportato nell'articolo a pag. 6 di questo stesso numero, il progetto di R&S è finanziato dall'ENEA nell'ambito dell'Accordo di Programma tra Ministero dello Sviluppo Economico ed ENEA. Per quanto concerne i tempi di realizzazione del programma SPES-3, entro l'anno corrente sarà

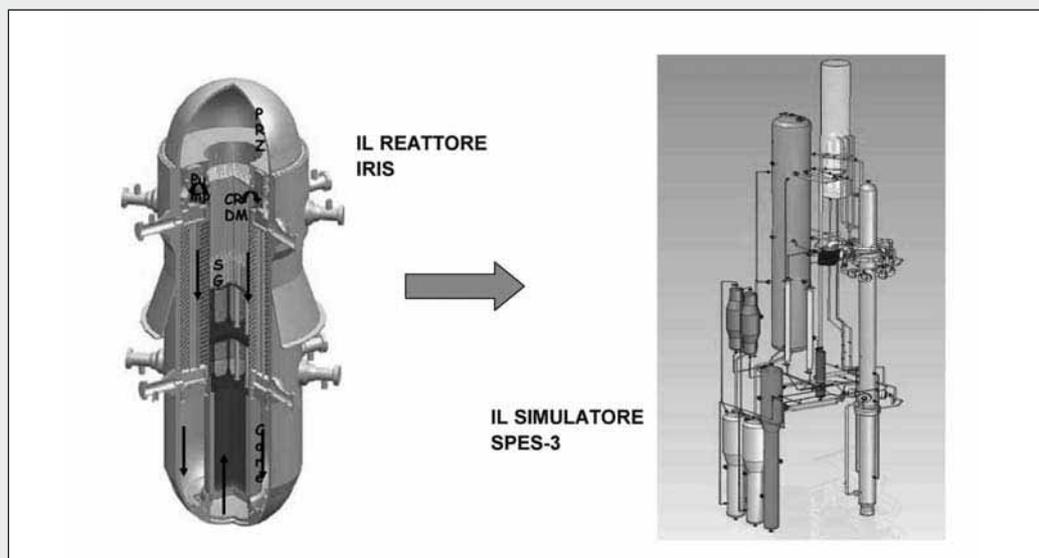


Figura 3

Il reattore di generazione III+ IRIS ed il suo simulatore fisico denominato SPES-3 in fase di realizzazione presso SIET

Fonte: SIET e Politecnico di Milano

portata a termine la progettazione esecutiva della facility, nel 2010 inizierà l'approvvigionamento dei componenti dell'impianto che saranno installati nei laboratori SIET entro il 2011. Il programma sperimentale vero e proprio inizierà nel 2012 e si concluderà nel corso dell'anno successivo.

Infine è importante sottolineare che, in concomitanza con la realizzazione di SPES-3, sarà riportata in servizio anche la facility SPES-2, che con SPES-3 condivide tutti i sistemi ausiliari. Questa scelta è dettata dall'opportunità di mantenere in vita uno strumento unico in grado di sperimentare reattori PWR di II e III generazione (come ad esempio AP-1000) nell'attuale situazione di rinnovato interesse per l'energia nucleare anche in Italia.

L'Impianto Sperimentale GEST

L'impianto sperimentale GEST (*GEnerator – Separator Tests*) è stato progettato e realizzato per eseguire prove di ricerca e sviluppo su generatori di vapore PWR in condizioni operative reali (miscela acqua-vapore ad alta pressione). È un impianto unico al mondo per dimensioni, potenza e condizioni di progetto. A testimonianza di ciò, il gran numero di campagne sperimentali effettuate, in particolare sui separatori di vapore, per conto di primarie organizzazioni internazionali impegnate sul nucleare (GE, Westinghouse, Mitsubishi, Toshiba, Doosan Heavy Industry).

L'impianto GEST include due facility distinte che, per ragioni di ottimizzazione impiantistica, condividono alcuni sotto-sistemi di impianto: la facility GEST-GEN e la facility GEST-SEP.

La facility GEST-GEN consente di eseguire prove sul componente Generatore di Vapore concernenti gli studi sullo scambio termico (globale e locale) tra i fluidi primario e secondario attraverso il fascio tubiero.

La facility GEST-SEP è invece progettata per lo studio sperimentale del fenomeno della separazione acqua-vapore che, mediante vari componenti interni del Generatore di Vapore installati tra la chioma del fascio tubiero ed il bocchello di uscita, permette di portare il titolo del vapore da circa il 15% a quasi il 100%.

La *Tabella 2* riporta le principali caratteristiche degli impianti GEST-GEN e GEST-SEP.

Grazie alla flessibilità intrinseca, l'impianto sperimentale GEST può consentire attività di R&S e prove di qualificazione su componenti di processo di impianti industriali convenzionali e/o nucleari.

Le principali applicazioni in tal senso sono illustrate nel seguito.

Caratterizzazione di scambiatori di calore acqua-vapore e acqua-acqua (misure di efficienza, vibrazione) per impianti di potenza e di processo. Da ricordare, a tale proposito, la campagna sperimentale effettuata nel 1997 sullo scambiatore di calore a tubi elicoidali del reattore ISIS (20 MW), progettato da Ansaldo Nucleare.

Qualificazione di valvole (di regolazione, di intercettazione, di non ritorno, di sicurezza, di sfioro ecc.) in un ampio campo di condizioni termodinamiche. Esempi di prove già eseguite sono la qualificazione di valvole a tre vie per impianti a ciclo combinato per conto di ENEL e la caratterizzazione di una valvola di sicurezza vapore con relativo silenziatore allo scarico, per conto di Ansaldo.

Misura dell'efficienza di iniettori a vapore per l'acqua alimento di reattori BWR o di generatori di vapore PWR. Studi di fattibilità per prove su dispositivi a piena scala sono stati eseguiti per conto di Toshiba in relazione ad impieghi sul ciclo termico del reattore ABWR.

Misura dell'efficienza di sistemi di iniezione passivi di reattori vari. Sul GEST sono stati provati con successo sia il sistema PDS (Passive Depressurization System) di Ansaldo Nucleare sia il sistema SIP-1 (Sistema Iniezione Passiva), progettato dalla SIET.

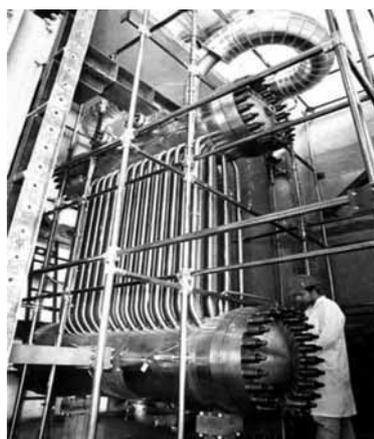
Prove di sistemi per la rimozione del calore residuo di reattori, sia ad alta pressione (circuito primario reattore) sia a bassa pressione (contenimento del reattore).

Per tale impiego, l'impianto sperimentale base GEST è stato integrato, negli anni '90, da una nuova facility sperimentale denominata PANTHERS (*Performance, Analyses and Testing of HEat Removal System*). Questa facility è stata utilizzata per le campagne sperimentali per la certificazione dei sistemi *Isolation Condenser System* (ICS) e *Passive Containment Condenser System* (PCCS) del reattore SBWR (*Simplified Boiling Water Reactor*) della General Electric (*figura 4*).

Tabella 2 – Principali caratteristiche dell'impianto gest

Gest-Gen	Fluido (primario e secondario)	acqua demineralizzata
	Pressione di progetto circuito primario	17,2 MPa
	Massima portata fluido primario	200 kg/s
	Pressione di progetto circuito secondario	10,0 MPa
	Pressione di esercizio fluido secondario	6,8 MPa
	Portata di vapore prodotto	11,2 kg/s
	Massima temperatura (fluido primario e secondario)	saturazione
Potenza termica del generatore di vapore	20 MW	
Gest-Sep	Fluido	miscela acqua-vapore
	Pressione di progetto	10,0 MPa
	Temperatura di progetto	311 °C
	Volume interno vessel	45 m ³
	Diametro vessel	2,3 m
	Compressore di vapore	
	Costruttore	Franco Tosi
	Tipo	Girante Monostadio a flusso misto
	Portata vapore	40 kg/s
	Pressione in aspirazione	7,0 Mpa
	Potenza motore	1.000 kW
	Regolazione velocità	a giunto idraulico da 0 a 11.000 RPM
	Pompe primarie (n. 2 in parallelo)	
	Costruttore	Byron Jackson
Tipo	Girante Monostadio a flusso misto	
Portata	2 x 100 kg/s	
Prevalenza	100 m	
Potenza motore	2 x 200 kW	

Fonte: SIET

Scambiatore di Calore per reattore SBWR-GE
(Potenza Termica: 22 MW)Separatore Acqua-vapore
per reattore ABWR Toshiba**Figura 4**

Impianto GEST: prove di componenti di impianti nucleari di potenza eseguite presso SIET

Fonte: SIET

Nel 2002 SIET, in collaborazione con ENEA, ha proposto e sperimentato sull'impianto PANTHERS un innovativo sistema di rimozione del calore con scambiatore immerso in piscina (denominato PERSEO), attivato mediante 'allagamento' della piscina a bassa pressione (il progetto GE per SBWR prevede lo *start-up* del sistema lato primario, mediante azionamento di valvola ad alta pressione). I risultati della campagna sperimentale effettuata in SIET hanno dimostrato la funzionalità del sistema, successivamente confermata anche dal confronto con i risultati delle simulazioni numeriche eseguite con il codice RELAP.

L'impianto Sperimentale IETI

L'impianto sperimentale IETI (Impianto per Esperienze Termo-Idrauliche), le cui principali caratteristiche sono riportate in *Tabella 3*, è una facility *multipurpose* che consente di effettuare test su componenti di diversa tipologia con acqua, vapore, o miscela bifase, in un campo molto ampio di condizioni termodinamiche.

Le più frequenti attività di R&S riguardano gli studi sperimentali sullo scambio termico in regime bi-fase con applicazione a componenti di impianto, in particolare i reattori nucleari di potenza. Nel seguito si riportano esempi di tali applicazioni.

I canali di potenza dei reattori

La qualificazione e sviluppo dei cluster di barre dei reattori rappresenta l'applicazione regina della facility IETI. In effetti è possibile provare, alle stesse condizioni termodinamiche del reat-

tore, fasci di barre in scala 1:1 rispetto all'elemento di combustibile del reattore. La potenza termica è generata per effetto Joule sfruttando correnti elettriche fino a 70.000 A passanti nelle barre: ciò consente una riproduzione molto fedele delle condizioni di scambio termico, a flusso imposto, tipiche degli elementi di combustibile LWR. In alcuni casi, ad esempio il cluster '64 barre' del BWR General Electric, è stato possibile studiare le condizioni locali di innesco della crisi termica, realizzando una sezione di prova a flusso termico variabile, con legge cosinusoidale, lungo l'asse del cluster di barre.

Lo scambio termico in geometrie innovative

L'ampissimo range di condizioni del fluido ottenibile sull'impianto IETI consente di verificare la validità delle correlazioni di scambio termico disponibili ed eventualmente sviluppare nuovi strumenti di calcolo per flussi bi-fase in geometrie non comuni nelle normali applicazioni industriali. Recenti campagne sperimentali sono state focalizzate su tubazioni a sviluppo elicoidale, proposte per impiego nei generatori di vapore del reattore di generazione III+, IRIS (*figura 5*).

Scambio termico ad elevatissimi flussi

Un'interessantissima campagna sperimentale sul raffreddamento degli schermi termici (divertori) del reattore a fusione NET (*Next European Thorus*) è stata portata a termine da SIET sull'impianto IETI, in collaborazione con ENEA. In questo caso è lecito parlare di indagine sullo scambio termico 'di frontiera', essendo richiesto il raggiungimento di flussi termici dell'ordine delle decine di MW/m². In quest'occasione, grazie all'impiego di materiali ad elevata conduttività termica (rame speciale) e tecniche di scambio innovative (*hypervapotron*), nei laboratori SIET si sono raggiunti valori di flusso termico di 37 MW/m² senza provocare il burnout del materiale in prova. È stato anche possibile visualizzare i fenomeni fisici indagati, impiegando materiali trasparenti e video-camera veloce.

Tabella 3 – Principali caratteristiche dell'impianto IETI

fluido	acqua / vapore
pressione di progetto	25 mpa
massima portata acqua	15 kg/s
massima portata vapore	5 kg/s
massima temperatura del fluido	430 °c
massima potenza alla sezione di prova	9 mw
massima elevazione per la sezione di prova	15 m

Fonte: SIET



Figura 5
 Impianto IETI: sperimentazione termo-fluidodinamica su generatori di vapore per reattori LWR avanzati
 Fonte: SIET

I dispositivi speciali per la sicurezza passiva

L'impianto IETI si presta anche allo studio di sistemi di sicurezza passivi per LWR che garantiscono l'iniezione di fluido refrigerante nel reattore o nel generatore di vapore quando non sono disponibili sistemi di sicurezza attivi, come ad esempio pompe azionate da motori elettrici. Un tipico esempio di dispositivo passivo sviluppato presso i Laboratori SIET è lo *Steam Injector* o *Steam Jet Pump*, consistente in un eiettore a vapore in grado di iniettare acqua nel circuito del reattore utilizzando, come fluido motore, lo stesso vapore presente nel contenimento in seguito ad incidente LOCA. Diverse campagne sperimentali sono state condotte in questo campo: vanno ricordate le prime effettuate negli anni novanta su uno *steam injector* progettato dal CISE e quelle più recenti (2006-2007) svolte nell'ambito di un'attività di ricerca commissionata dalle giapponesi Toshiba e Tepco.

Le altre attività della SIET

I servizi della SIET si rivolgono prevalentemente al mercato 'nucleare' senza però trascurare altre opportunità che rappresentano un naturale sviluppo e sfruttamento delle competenze tecniche del personale e delle potenzialità degli impianti sperimentali e dei Laboratori. Nel seguito si riporta una presentazione sintetica delle competenze acquisite da SIET in cam-

pi alternativi, competenze che peraltro si sono spesso rivelate sinergiche con quelle tipicamente nucleari.

Le prove su componenti convenzionali e la certificazione di prodotto

Sfruttando le esperienze acquisite e le infrastrutture disponibili, SIET ha diversificato l'offerta relativa alle prove di laboratorio rivolgendosi ai settori petrolchimico, alimentare, farmaceutico e *automotive*. SIET ha raggiunto la leadership nazionale nel settore delle prove per lo sviluppo e la certificazione di componenti destinati agli impianti per la produzione di energia e di processo, in particolare per i componenti di grandi dimensioni e potenze.

I laboratori SIET svolgono test sui singoli componenti d'impianto, siano essi valvole, pompe, scambiatori di calore ecc. e, nello stesso tempo, realizzano prove su sistemi e sottosistemi per verificarne il funzionamento globale. Le aziende produttrici di componenti industriali possono oggi considerare SIET partner affidabile per la verifica ed il miglioramento delle prestazioni delle apparecchiature di loro produzione.

La lista dei prodotti sperimentati, collaudati e qualificati presso i Laboratori SIET è certamente curiosa: dalle pale di una turbina a vapore di potenza alle valvole termostatiche dei termosifoni, dagli ammortizzatori di moto di grande cilindrata ai radiatori delle automobili, dallo

scambiatore di calore per l'industria alimentare alla valvola di sicurezza di una caldaia, dai compensatori di dilatazione per il *piping* alle turbine idrauliche ecc.

Per alcuni di questi prodotti SIET opera nel settore della certificazione, costituendo Laboratorio di riferimento per gli enti preposti sia a livello nazionale (UNI) che europeo (CEN).

L'ingegneria

SIET fornisce consulenza d'ingegneria verso l'esterno ma, soprattutto, a supporto dei propri programmi sperimentali nel settore nucleare. SIET si occupa, in particolare, della progettazione di test facility e dell'effettuazione di calcoli con codici numerici nel campo della termo-fluidodinamica degli impianti nucleari. L'unione delle competenze ingegneristiche con quelle tipiche della ricerca sperimentale su impianti, anche di grande dimensioni, costituisce un valore aggiunto molto importante, non facilmente riscontrabile in altre realtà, anche a livello internazionale.

La metrologia

SIET gestisce un laboratorio metrologico interno per la taratura di un'ampia gamma di strumenti per le misure termo-fluidodinamiche (pressione, temperatura, portata di fluido, ...) e per la misurazione di parametri elettrici (tensione, corrente, resistenza elettrica, ...) e meccanici (forza, coppia, dimensioni...). SIET detiene l'accreditamento SIT per le tarature nell'area pressione e temperatura. La sinergia tra attività metrologiche ed attività su impianti sperimentali è evidente se si considera che i risultati di queste ul-

time dipendono fortemente dalle prestazioni della strumentazione impiegata e, soprattutto, dalla conoscenza che di essa hanno gli operatori.

Conclusioni

L'insieme degli impianti sperimentali della SIET SpA rappresenta un complesso unico in Italia e con pochissimi concorrenti a livello mondiale. In un ambito industriale indirizzato alla realizzazione e gestione di impianti nucleari di produzione dell'energia elettrica, le facility sperimentali di SIET costituiscono uno strumento di grande efficacia a supporto sia dell'Autorità istituzionale di sicurezza per gli iter autorizzativi, sia dell'industria nazionale per lo sviluppo e la qualificazione di componenti e sistemi venduti in Italia ed all'estero. Come già avvenuto in passato, alcune facility potrebbero essere impiegate anche per attività di training del personale delle Utilities e per la formazione, a livello universitario e post-universitario, di giovani ingegneri nucleari. Nonostante i depauperamenti subiti a seguito del Referendum del 1987, SIET ha mantenuto impianti e competenze a livello di eccellenza grazie sia ad attività di testing commissionate da importanti organizzazioni estere del settore, sia a programmi di ricerca della Commissione Europea e programmi nazionali di R&S coordinati da ENEA. SIET si candida, quindi, per un ruolo fondamentale nell'ambito del nuovo programma nucleare italiano che dovrà avere, fra i punti chiave, la riqualificazione del sistema industriale in vista delle attese realizzazioni di impianti nucleari LWR avanzati in Italia ed all'estero.

Ciclo del combustibile nucleare e rifiuti radioattivi

Francesco Troiani

ENEA, Presidente Nucleco SpA

L'energia nucleare è una fonte energetica abbondante e sicura, la radioattività associata al ciclo del combustibile nucleare è mantenuta sotto controllo in tutte le fasi, le risorse naturali di Uranio sono sufficienti a garantire gli approvvigionamenti a lungo termine e a prezzi adeguati, e le varie fasi del ciclo del combustibile nucleare, inclusa la gestione dei rifiuti radioattivi, fanno uso di tecnologie molto avanzate e si basano su processi consolidati

Nuclear Fuel Cycle and Radioactive Waste

The nuclear energy source is abundant and safe, the radioactivity associated with the nuclear fuel cycle is kept under control in all of its phases and the natural resources of uranium are sufficient to ensure long-term and cost-effective fuel supplies. The nuclear fuel cycle, including radioactive waste management, is a consolidated process based on advanced and proven technologies

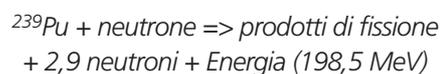
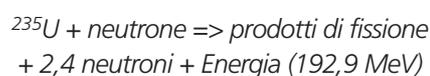
Energia nucleare e radioattività

La diversa combinazione di protoni, neutroni ed elettroni, insieme ad altre particelle subatomiche, genera i vari atomi che costituiscono la materia. I nucleoni (protoni e neutroni) sono concentrati nel piccolo nucleo atomico da potenti forze nucleari alle quali sono associate rilevanti quantità di energia (energia di legame).

L'energia di legame per nucleone assume il suo valore massimo per gli elementi centrali della tabella periodica degli elementi (gruppo del Ferro), aventi massa di 50-60 unità di massa atomica (u.m.a.). Ne consegue che le reazioni nucleari, da una parte, l'aggregazione dei nuclei atomici con numero di nucleoni inferiori a quelli del Ferro, per produrre un nucleo più grande (fusione nucleare) e, dall'altra, la scissione dei nuclei con numero di nucleoni superiori a quelli del Ferro, per produrre nuclei più piccoli (fissione nucleare), liberano la parte eccedente dell'energia di legame.

La reazione di fissione nucleare, per taluni elementi, può avvenire spontaneamente, ma con rese estre-

mamente basse, tali da non renderla industrialmente sfruttabile. Però, essa può anche essere indotta attraverso la generazione di neutroni liberi, i quali colpiscono nuclei atomici di elementi fissili, dando luogo ad una reazione di fissione nucleare indotta che produce altri neutroni che, a loro volta, inducono nuove fissioni. Il reattore nucleare, pertanto, attraverso un idoneo sistema di controllo è in grado di mantenere la reazione nucleare a catena e, attraverso il recupero del calore prodotto, generare energia elettrica e renderla disponibile per gli usi domestici e industriali.



Le varie reazioni di fissione nucleare non producono sempre gli stessi prodotti di fissione. All'interno del nocciolo del reattore si producono diversi tipi di elementi, generalmente radioattivi e la piccola differenza di massa tra la somma delle masse dei pro-

Atomo e masse atomiche

L'**Atomo** è l'unità della materia non ulteriormente divisibile da reazioni chimiche, formata da un **nucleo** centrale di diametro dell'ordine di 10^{-15} m, contenente **protoni** e **neutroni** (genericamente denominati nucleoni), intorno al quale orbita una nube di **elettroni** (in numero uguale a quello dei protoni), in uno spazio di diametro dell'ordine di 10^{-10} m.

Il numero di protoni presenti nel nucleo è definito **numero atomico** e ne determina il comportamento chimico e fisico. Atomi con stesso numero atomico costituiscono gli **elementi chimici**.

Le varie combinazioni di protoni e neutroni generano tutti i tipi di atomi, genericamente denominati **nuclidi**, indicati con la notazione: $\frac{\text{massa.at}}{\text{num.at}}\text{S}$, dove **S** è il simbolo dell'elemento chimico a cui appartengono, **num.at** è il numero atomico corrispondente e **massa.at.** è la massa atomica, espressa in unità di massa atomica. Il numero di neutroni presenti nel nucleo equivale a *massa.at. - num.at.*

Atomi con lo stesso numero atomico e un diverso numero di neutroni costituiscono i vari **isotopi** di un elemento (es: ${}^{241}_{95}\text{Am}$ e ${}^{242}_{95}\text{Am}$); atomi con la stessa massa atomica e diverso numero atomico sono definiti **isobari** (es: ${}^{204}_{82}\text{Pb}$ e ${}^{204}_{80}\text{Hg}$), mentre atomi aventi lo stesso numero atomico e la stessa massa atomica, ma con diverso contenuto energetico, sono definiti **isomeri**. Gli isomeri a più alto contenuto di energia (eccitati), indicati con l'aggiunta di una **m** (metastabile) vicino alla loro massa, tendono a rilasciare l'eccesso di energia attraverso l'emissione di (una o più) radiazioni elettromagnetiche. Sono ad esempio isomeri: ${}^{242m}_{95}\text{Am}$ e ${}^{242}_{95}\text{Am}$.

Nella letteratura scientifica quando una o più grandezze che definiscono il nuclide sono già identificate, oppure non sono rilevanti ai fini della trattazione, si utilizzano delle notazioni semplificate, tipo: ${}^{95}\text{Am}$, ${}^{242}\text{Am}$, Am-242, Am(242), Am(242m) ecc.

La **massa atomica** è espressa in unità di massa atomica (u.m.a.), equivalente convenzionalmente ad 1/12 della massa del nuclide ${}^{12}_6\text{C}$ (Carbonio-12) nel suo stato energetico fondamentale, al quale viene attribuita una massa esattamente pari a 12 u.m.a. Ne consegue che protoni e neutroni hanno una massa approssimativamente di 1 u.m.a., corrispondente a $1,66 \cdot 10^{-24}$ g (1/numero di Avogadro).

dotti di reazione rispetto alla somma delle masse di reagenti (di circa 0,1%) è trasformata in energia (circa 200 MeV per singola fissione), secondo la ben nota equazione di Albert Einstein, $E=mc^2$.

Ne consegue che la massa dei prodotti di fissione è praticamente la stessa del materiale fissile di partenza. In confronto un atomo di carbonio, che reagisce con l'ossigeno per formare anidride carbonica, produce energia per circa 4 eV. La reazione chimica, quindi, rispetto a quella nucleare è circa 50 milioni di volte meno energetica.

Altre reazioni nucleari avvengono nel nocciolo del reattore parallelamente alla reazione di fissione. Parte della grande quantità di neutroni liberi può essere catturata da nuclei di altri elementi e produrre atomi più pesanti, anch'essi generalmente radioattivi. Le famiglie dei prodotti della cattura neutronica sono, a grandi linee, i transuranici e i prodotti di attivazione. I primi si formano per cattura neutronica da parte dell'Uranio dello stesso combustibile che, dopo uno o più stadi di decadimento, si trasforma in atomi sufficientemente stabili da essere separati ed utilizzati (per esempio il plutonio come combustibile nucleare), mentre i secondi si formano a seguito di cattura neutronica da parte degli atomi che costituiscono i materiali strutturali (Fe, Co, Ni ecc.) dei vari componenti del reattore.

I materiali fissili sfruttati industrialmente sono l'Uranio (^{235}U), che si trova in natura, ed il plutonio che

viene prodotto in reattore. Altri nuclidi possono essere fissionati (ad esempio gli attinidi minori, anch'essi prodotti attraverso varie sequenze di catture neutroniche e decadimenti radioattivi), ma il mantenimento delle condizioni di fissione risulta molto problematico e di fatto non sono ancora sfruttati industrialmente.

Caratteristica fondamentale delle reazioni nucleari è l'utilizzo e la produzione di elementi radioattivi. Lo stesso Uranio naturale è radioattivo.

La radioattività è un fenomeno fisico spontaneo che deriva dall'instabilità di alcuni particolari atomi (radionuclidi) che si trasformano in un altro tipo di atomo, emettendo una radiazione ionizzante particellare (alfa, beta ecc.) e/o elettromagnetica (raggi X e gamma). Il nuovo atomo può essere stabile e il processo di decadimento si chiude, oppure può essere ancora instabile e, quindi, si comporta come il radionuclide di partenza, dando luogo ad un nuovo processo di decadimento.

Procedendo in questa maniera, alla fine tutti gli atomi radioattivi raggiungeranno, inevitabilmente, uno stato di stabilità e la materia che li contiene diminuirà progressivamente la sua radioattività, fino a raggiungere valori trascurabili. Ogni radionuclide, però, è caratterizzato da una diversa velocità di decadimento, fisicamente espressa come "tempo di dimezzamento" ($T_{1/2}$), ovvero il tempo necessario affinché un certo numero di atomi di quel radionu-

Decadimento radioattivo e radioattività

Il **decadimento radioattivo** è il processo attraverso il quale un nuclide instabile si disintegra spontaneamente, emettendo parte della materia del suo nucleo atomico sotto forma di particelle Alfa (nucleo di Elio), Beta (elettrone+antineutrino), Beta positive (positrone+neutrino), Protoni (singoli o coppie), Neutroni ecc., con emissione dell'energia in eccesso sotto forma di radiazioni elettromagnetiche (raggi X e gamma).

Il fenomeno del decadimento radioattivo è alla base della **radioattività** ed i nuclidi soggetti a decadimento radioattivo sono denominati **radionuclidi**.

La probabilità (P) che un determinato radionuclide subisca una disintegrazione in un tempo dt è dato dalla formula $P = \lambda dt$, dove λ è la **costante di decadimento** (specifica per ciascun radionuclide). Una popolazione di N atomi di tale radionuclide, dopo un tempo dt , sarà diminuita di dN atomi, quindi $P = -dN/N$ e $-dN/N = \lambda dt$, che in forma integrata equivale a: $N = N_0 e^{-\lambda t}$, dove N è il numero di atomi al tempo t , N_0 è il numero di atomi iniziali al tempo t_0 (inizio del processo di decadimento).

L'**attività** è definita come numero di disintegrazioni in un tempo prestabilito e l'unità di misura **Becquerel** (Bq) corrisponde ad una disintegrazione al secondo. Essa è determinata dal rapporto $-dN/dt$ che equivale a λN , pertanto: $A = A_0 e^{-\lambda t}$, dove A è l'attività al tempo t , A_0 è l'attività iniziale al tempo t_0 .

Il **Tempo di dimezzamento** (T) è definito come il tempo necessario affinché il numero di atomi radioattivi si riduca alla metà di quella iniziale (ovvero, l'attività diventa la metà di quella iniziale), pertanto $N_0/2 = N_0 e^{-\lambda T}$, da cui $T = \ln(2) / \lambda$.

clide, per effetto del decadimento, si riduce alla metà di quella iniziale. Tale tempo può variare, a seconda del tipo di radionuclide, da frazioni di secondo a diverse decine di migliaia di anni. Così, per un materiale contenente ^{137}Cs , caratterizzato da un $T_{1/2}$ di circa 30 anni, il contenuto di radioattività dopo 300 anni si è ridotto di 1.000 volte e dopo ulteriori 300 anni si è ridotto di 1 milione di volte. Analogamente un materiale che contiene ^{239}Pu , caratterizzato da un $T_{1/2}$ di circa 24.400 anni, per ridurre di 1.000 volte il suo contenuto di radioattività deve attendere 244.000 anni e per ridurlo di 1 milione di volte deve attendere quasi mezzo milione di anni!

Per quanto riguarda l'Uranio – presente in natura con due principali isotopi, entrambi radioattivi, ^{238}U (99,27 atomi %, $T_{1/2}= 4,47 \cdot 10^9$ anni) e ^{235}U (0,72 atomi %, $T_{1/2}= 7,04 \cdot 10^8$ anni)^[1], con tracce di ^{234}U (0,0055 atomi %, $T_{1/2}= 2,44 \cdot 10^5$ anni) generato dal decadimento del ^{238}U – sostanzialmente si tratta di quello primordiale, formatosi verosimilmente nella supernova che ha generato la nube di polvere stellare dalla quale si è formato il nostro sistema solare. Altri elementi radioattivi naturali hanno la stessa origine, come ad esempio il ^{40}K ($T_{1/2}= 1,28 \cdot 10^9$ anni).

La radioattività, dunque, oltre a poter essere generata artificialmente, è prodotta da fenomeni naturali, come peraltro anche dalla radiazione cosmica che bombarda costantemente la terra. In definitiva esiste la "radioattività di fondo naturale" diffusa dovunque nell'ambiente ed a livelli molto variabili: nei terreni, nelle acque, nell'aria, nei materiali da costruzione, negli alimenti, nelle acque potabili, negli oggetti della vita quotidiana. Anche gli esseri viventi sono radioattivi: contengono radionuclidi come ^{14}C , ^{40}K ,

^3H e molti altri elementi radioattivi naturali.

La questione più importante, però, è capire quali sono gli effetti delle radiazioni ionizzanti sull'uomo e, in generale, sugli esseri viventi e sull'ambiente. Dette radiazioni sono in grado di produrre ionizzazione nella materia che, a sua volta, può evolvere in una ulteriore modificazione, quindi, nel caso degli esseri viventi, trasformarsi in un danno biologico, trascurabile o molto serio, a seconda della quantità (dose, o equivalente di dose) di energia trasferita dalla radiazione alla materia biologica, dalle caratteristiche della radiazione e dalle caratteristiche tessuto biologico stesso.

L'equivalente di dose radiologica alle persone, associata alla radioattività di fondo naturale, mediamente è di circa 3 mSv/anno, anche se oscilla nell'intervallo 1-10 mSv/anno e, in particolari aree, può raggiungere 20 mSv/anno. Per tali valori, tuttavia, non si rilevano rischi per la salute delle persone^[2]. Le attività industriali che fanno uso o producono materiali radioattivi, secondo la normativa italiana, devono essere progettate e condotte in modo da non attribuire agli individui della popolazione una dose radiologica superiore a 0,01 mSv/anno e il limite massimo di dose radiologica alla popolazione, aggiuntiva a quella naturale, è stabilito in 1 mSv/anno.

Ciclo del combustibile nucleare

In *figura 1* è riportata una ricostruzione delle varie fasi del ciclo del combustibile, come definite dalle principali organizzazioni internazionali.

L'Uranio naturale è abbastanza diffuso nelle aree continentali, nelle rocce della crosta terrestre, nei suoli, nei depositi fosfatici ecc., ma prima di arriva-

Attinidi, Attinidi Minori e Transuranici

Gli Attinidi sono gli elementi chimici del 7° periodo della tabella periodica degli elementi, aventi come primo elemento l'Attinio (Ac) da cui prendono il nome: Ac; Th; Pa; U; Np; Pu; Am; Cm; Bk; Cf; Es; Fm; Md; No. Gli **Attinidi Minori** sono gli Attinidi presenti nel combustibile nucleare esausto in minore concentrazione rispetto all'Uranio ed al Plutonio, che sono denominati **Attinidi Maggiori**. I più importanti **Attinidi Minori** nel combustibile nucleare esausto sono: Np(237); Am(241 e 243); Cm(da 242 a 248); Cf(da 249 a 252).

I **Transuranici** sono gli Elementi aventi numero atomico superiore a 92, quello dell'Uranio. Essi sono tutti di origine artificiale e si formano dall'Uranio stesso o Elementi a più basso numero atomico attraverso sequenze di catture neutroniche e decadimenti radioattivi.

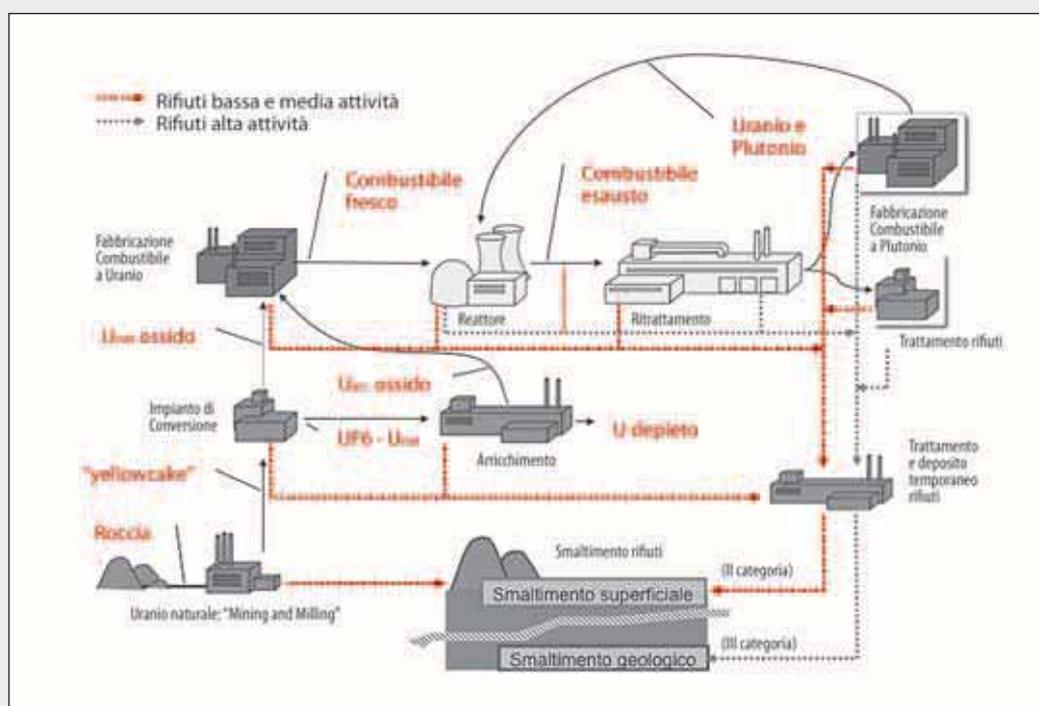


Figura 1

Ciclo chiuso del combustibile nucleare

Fonte: F. Troiani, presentazione dell'Associazione Nucleare Italiana alla camera dei Deputati, luglio 2008

re al reattore è necessario procedere con una lunga serie di attività di front-end (estrazione, conversione, arricchimento e fabbricazione del combustibile). La sua concentrazione è molto variabile e grazie alla sua alta solubilità è presente nei corpi idrici, tra cui l'acqua di mare, ed è possibile estrarlo anche per lisciviazione delle rocce nelle quali è contenuto. Secondo i dati riportati nel *Red Book 2007*^[3], le risorse identificate ed estraibili ad un costo inferiore a 130 \$/Kg ammontano a 5,47 milioni di tonnellate (MtU), mentre largamente superiori sono le risorse stimate (10,5 MtU) e le risorse non-convenzionali (22 MtU), ovvero materiali dove l'Uranio può essere estratto come prodotto secondario. Tali quantità sono sufficienti ad alimentare il parco attuale degli oltre 430 reattori in esercizio, rispettivamente per 100, 300 e 700 anni^[4].

I prezzi dell'Uranio naturale sono molto variabili e non sono esenti da azioni speculative. Attualmente, per l'Uranio estratto da miniera (con Ura-

nio > 0,1 %) sono inferiori ai 130 \$/Kg, mentre per quello derivante dalla lavorazione dei fosfati è dell'ordine di 200 \$/Kg^[5].

Le operazioni di **estrazione** e **lavorazione** del minerale grezzo per ottenere il prodotto di partenza U_3O_8 *yellowcake*, sono operazioni simili a quelle di estrazione e trattamento di altri minerali^[4], con la differenza che la sua radioattività richiede alcune precauzioni in più per la tutela dei minatori e dell'ambiente ed una idonea sistemazione dei materiali di scarto, che normalmente sono sistemati nella miniera stessa. Nel 2008, su base mondiale, gli impianti di estrazione e lavorazione censiti e controllati dalla Agenzia Internazionale per l'Energia Atomica (IAEA) erano 37^[6].

L'Uranio naturale è sfruttato direttamente solo in un tipo particolare di reattore ad acqua pesante (filiera CANDU). Nella totalità degli altri reattori ad acqua leggera, per sostenere la reazione di fissione nucleare è necessario aumentare la concentrazio-

ne (arricchimento) dell'isotopo ^{235}U , da 0,72% a 3,5-5%. L'ossido di Uranio naturale, quindi, attraverso un processo di **conversione** è trasformato in gas esafluoruro di Uranio (UF_6), che si presta meglio al successivo processo di arricchimento. Nel 2008, su base mondiale, gli impianti di conversione, censiti e controllati dalla IAEA erano 22^[6].

Il processo di **arricchimento** è una fase molto delicata dell'intero ciclo del combustibile nucleare, sia per i risvolti tecnici ed economici sia per le possibilità di diversione nell'utilizzo del materiale fissile. L'Uranio arricchito a valori superiori al 90% può essere utilizzato per la costruzione di ordigni nucleari e questa possibilità suscita non poche preoccupazioni. In ogni caso per il processo di arricchimento è sfruttata la diversa massa dei gas $^{235}\text{UF}_6$ e $^{238}\text{UF}_6$, attraverso sistemi di diffusione gassosa o ultracentrifugazione. Altri processi di separazione, che si basano sulla diversa massa o differente (sebbene piccolissima) struttura elettronica degli isotopi da separare, possono essere sfruttati e sono allo studio, come ad

esempio la ionizzazione selettiva mediante laser di un solo isotopo per estrarlo con appropriati campi elettromagnetici, ma a livello industriale non sembrerebbero (il condizionale è d'obbligo per gli ovi motivi di riservatezza sul tema) a tutt'oggi sfruttati. Nel 2008, su base mondiale, gli impianti di arricchimento, censiti e controllati dalla IAEA, erano 13^[6]. L'esafluoruro di Uranio, arricchito in ^{235}U , mediante reazione di idrolisi è trasformato in ossido di Uranio e ridotto a UO_2 , il quale, dopo trasformazione in pellets cilindrici e sinterizzazione a 1.400 °C per fargli assumere consistenza ceramica, capacità di conduzione termica e resistenza agli stress termici, è impilato in tubi metallici di zircaloy. Le barrette di zircaloy, sigillate e verificate, sono pronte per la fase finale di **fabbricazione del combustibile**, dove sono assemblate in fasci di qualche centinaio (figura 2), in una struttura metallica di precisione con distanziatori calibrati, al fine di permettere sia l'ottimale flusso dell'acqua di refrigerazione sia il mantenimento della geometria ottimale per lo sfrut-

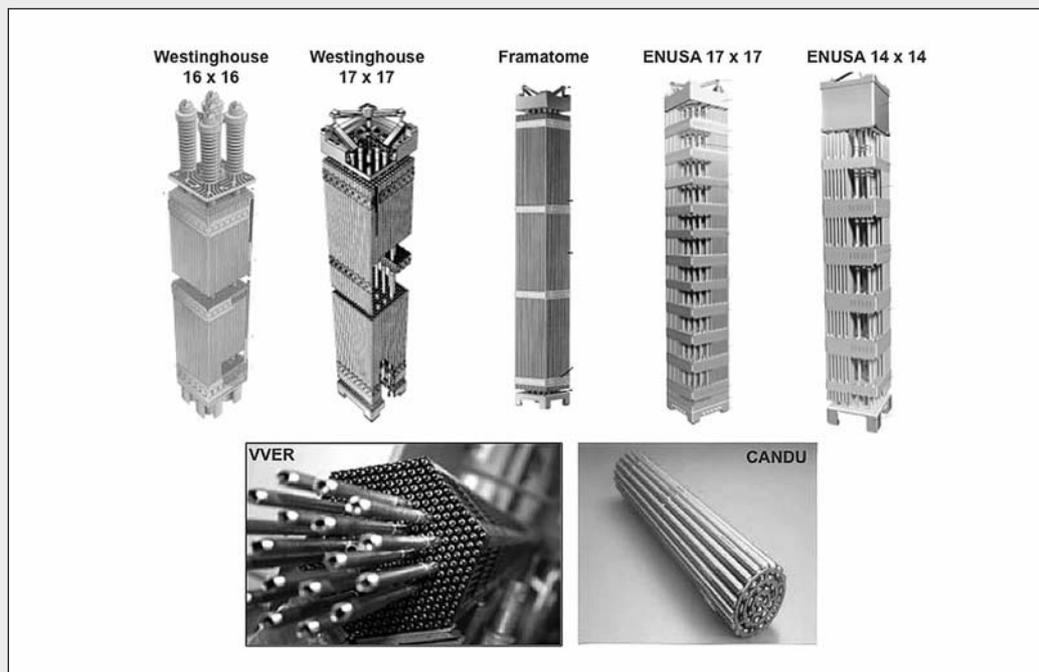


Figura 2
Esempi di elementi di combustibile
Fonte: Global Nuclear Energy Partnership

tamento dei flussi neutronici. Nel 2008, su base mondiale, gli impianti di fabbricazione, censiti e controllati dalla IAEA, erano 40^[6].

Il processo di arricchimento produce notevoli quantità di Uranio impoverito (o depleto) con contenuto di ^{235}U a valori di circa 0,2%. Ne consegue che circa 85% dell'Uranio naturale di partenza risulta impoverito. L'Uranio impoverito, sebbene caratterizzato da bassa radioattività, ha un uso molto limitato nel settore civile e solo piccoli quantitativi sono utilizzati nell'industria nucleare (fabbricazione di combustibile con plutonio, schermi ecc.). In generale esso è immagazzinato per futuri usi o smaltito come rifiuto.

La geometria e le dimensioni degli elementi di combustibile sono molto variabili, così pure le caratteristiche del combustibile nucleare (es: arricchimento) e dei materiali di assemblaggio (figura 2). Così, oggi, più della metà dei reattori in esercizio hanno un solo fornitore di combustibile ed oltre un terzo dei reattori in esercizio hanno appena due fornitori.

Questa peculiarità, in aggiunta al fatto che il mercato mondiale di combustibile per l'85% è in mano a solo quattro compagnie (Areva 31,7%, Westinghouse/Toshiba 25,5%, Global Nuclear Fuel 19,0%, Atomenergoprom 7,8%)^[7] e in considerazione della crescita della domanda, genera qualche preoccupazione sia a livello economico, dove la mancanza di competizione potrebbe generare tendenze al rialzo dei prezzi ed azioni speculative, sia a livello di sicurezza, dove l'indisponibilità del combustibile a prezzi sostenibili potrebbe spingere i paesi emergenti a sviluppare i cicli del combustibile e le tecnologie sensibili fuori dal controllo internazionale e quindi aumentare i rischi della proliferazione delle armi nucleari.

In base a tali considerazioni^[7], il *Reliable Nuclear Fuel Services Working Group* dell'iniziativa statunitense *Global Nuclear Energy Partnership*, ha concluso che le strategie di approvvigionamento a livello nazionale dovrebbero prevedere dei contratti di fornitura a lungo termine, soprattutto per quelle realtà (come l'Italia) che avviano le attività nucleari. La stessa IAEA, di fronte all'emergere di queste problematiche, ha commissionato uno studio ad un gruppo di esperti, i quali hanno individuato la soluzione della problematica nelle seguenti linee stra-

tegiche (*Multilateral Approaches to the Nuclear Fuel Cycle*^[8]):

- Contratti a lungo termine con forme di banche governative del combustibile; strumenti di leasing e offerte di take-back del combustibile; offerte di stoccaggio a lungo termine e di smaltimento del combustibile esausto; banche commerciali private del combustibile;
- Creazione di sistemi internazionali di rifornimento del combustibile, garantiti dalla IAEA;
- Promozione della conversione volontaria delle attuali capacità produttive ad un sistema multilaterale di fornitura, anche al fine di aumentare la fiducia dei potenziali acquirenti sulle future possibilità di approvvigionamento;
- Creazione di sistemi di rifornimento multinazionali o regionali, costruendo nuovi impianti di fabbricazione in multiproprietà;
- Sviluppo di un ciclo di combustibile nucleare con forti accordi regionali o continentali, con ampia cooperazione e con la partecipazione della IAEA.

Il combustibile nucleare nel reattore produce energia, prodotti di fissione (PdF) e molti altri elementi radioattivi o stabili. Solo l'isotopo ^{235}U , però, è in grado di sostenere la fissione; pertanto un combustibile fresco con arricchimento del 3,5% ($^{238}\text{U} = 96,5\%$; $^{235}\text{U} = 3,5\%$), a seconda delle condizioni di irraggiamento, dopo 12-24 mesi presenta una notevole riduzione di tale isotopo ed è necessario procedere al ricambio del combustibile^[4] (che in realtà, per questioni pratiche e di miglior sfruttamento, avviene in fasi, cambiando solo una parte del combustibile per volta).

Durante l'irraggiamento una parte dell'isotopo ^{238}U , per catture neutroniche e successivi decadimenti, è trasformato in ^{239}Pu , il quale partecipa alla reazione di fissione contribuendo per circa 1/3 alla produzione di energia e il combustibile esausto contiene: $^{238}\text{U} \approx 94\%$; $^{235}\text{U} \approx 1\%$; Pu e attinidi $\approx 1\%$; PdF $\approx 3,5\%$, Altri $\approx 0,5\%$.

L'energia termica prodotta nel nocciolo del reattore è trasformata in energia elettrica attraverso la generazione di vapore ad alta pressione e l'utilizzo di un gruppo turbina-alternatore. Il rendimento del processo è di circa il 35%, per cui quasi 2/3 dell'energia termica è persa nel circuito di raffreddamento del reattore o destinata ad altri usi (riscal-

damento a bassa temperatura). L'energia termica prodotta dalla fissione nucleare per unità di massa del combustibile (*burn-up*) è un importante parametro per stabilire il grado di sfruttamento del combustibile nucleare.

Aumentare il *burn-up* (partendo ovviamente da arricchimenti maggiori) ottimizza il processo produttivo, con minore produzione dei rifiuti a lunga vita o di quelli originati da materiali strutturali del combustibile, oltre all'allungamento della durata della carica di combustibile (Tabella 1). I prodotti di fissione crescono, ma sono ovviamente sempre la stessa quantità per unità di energia elettrica prodotta, essendo praticamente equivalenti alla quantità di materiale nucleare fissionato. Pertanto la tendenza è quella di alimentare il reattore con combustibile a maggior arricchimento (fino al 5%) o con aggiunta di Pu (combustibile MOX) e spingere il *burn-up* a valori più alti (60 GWd/tHM), compatibilmente con le capacità di resistenza agli stress neutronici e termici del combustibile stesso^[4].

Il **combustibile esausto**, scaricato dal reattore viene avviato alle attività di *back-end* (stoccaggio temporaneo e smaltimento/riprocessamento). Esso contiene una grande quantità di radioattività e le catene di decadimento radioattivo producono una sensibile quantità di calore, soprattutto all'inizio. Il combustibile, pertanto, è temporaneamente immagazzinato per qualche anno nelle piscine di stoccaggio del reattore, affinché possa smaltire il calore di decadimento. Dopo tale fase, esso può essere stoccato a secco in particolari contenitori idonei per il trasporto e per il deposito temporaneo a lungo termine (superiore a 50 anni) in attesa di essere smaltito, o ri-

processato, oppure semplicemente stoccato in attesa di decisione.

Il **riprocessamento** (o ritrattamento) del combustibile esausto è un processo atto a recuperare il materiale nucleare pregiato (U e Pu) che può essere riutilizzato nella fabbricazione del combustibile. Il plutonio può essere utilizzato al posto dell'isotopo ²³⁵U come elemento fissile in combustibili particolari ad ossidi misti Uranio-Plutonio (MOX), mentre l'Uranio, che presenta un arricchimento superiore a quello dell'Uranio naturale, rappresenta un materiale pregiato riutilizzabile nella filiera del ciclo del combustibile (fabbricazione di nuovo combustibile dopo nuovo arricchimento o aggiunta di Uranio a maggiore tenore di ²³⁵U).

Il processo di ritrattamento rende disponibile grandi quantità di plutonio che può essere utilizzato per la costruzione di ordigni nucleari e questa possibilità suscita molte preoccupazioni.

Il ritrattamento del combustibile nucleare è una strategia adottata solo in alcuni paesi (es.: Francia, Regno Unito, Giappone ecc.) e gli impianti censiti e controllati dalla IAEA, nel 2008, a livello mondiale erano solo 5^[6].

Rifiuti radioattivi: origini e smaltimento

Il rifiuto radioattivo è un "materiale radioattivo in forma solida, liquida o gassosa per il quale non è previsto alcun ulteriore uso e che è tenuto sotto controllo come rifiuto radioattivo dall'autorità di controllo a ciò preposta". Così lo definisce la Convenzione congiunta sulla sicurezza della gestione

Tabella 1 – Impatto sul *back-end* in relazione all'aumento del *burn-up* del combustibile esausto

Burn-up (GWd/tHM)	33	45	60
Prodotti di Fissione (Kg/TWhe)	140	140	140
Materiali strutturali e guaine del combustibile (Kg/TWhe)	1.210	890	660
Uranio riciclabile (Kg/TWhe)	3.830	2.810	2.100
Attinidi Minori (Kg/TWhe)	4,3	4,5	4,7
Plutonio riciclabile (Kg/TWhe)	37	32	27

Legenda: GWd: gigawatt-days di energia da fissione; tHM: tonnellate di metallo pesante (U e Pu); TWhe: terawatt-ora di energia elettrica prodotta

Fonte: OECD-NEA, *Nuclear Energy Outlook*, 2008

del combustibile nucleare esausto e dei rifiuti radioattivi, gestita dalla IAEA e ratificata dall'Italia agli inizi del 2006.

Sembrirebbe una definizione di applicabilità non immediata o addirittura ambigua, ma non è così, si tratta solo di stabilire su quali elementi si basa l'autorità di controllo per distinguere un rifiuto radioattivo da un rifiuto convenzionale, non radioattivo.

I rifiuti che contengono radioattività tale da poter attribuire alla popolazione una dose radiologica superiore al 0,01 mSv/anno (come precedentemente riportato), sono considerati radioattivi, quindi mantenuti sotto controllo ed isolati dall'ambiente con opportuni ed efficaci sistemi. Risulta, quindi, immediatamente evidente che l'accertamento del contenuto di radioattività del rifiuto è di fondamentale importanza per stabilire il pericolo ad esso associato, le successive fasi di trattamento ed il suo destino finale.

La **caratterizzazione** è una delle fasi più importanti dell'intero processo di gestione dei rifiuti radioattivi. Attraverso il processo di caratterizzazione si riescono a stabilire le caratteristiche chimiche, fisiche, biologiche e meccaniche del rifiuto, il suo contenuto di radioattività, la resistenza agli agenti che ne possono ridurre la stabilità e rendere la radioattività libera di fuoriuscire e disperdersi nell'ambiente.

Dopo la loro produzione, i rifiuti radioattivi sono temporaneamente stoccati e caratterizzati, per essere poi sottoposti a **condizionamento**, ovvero specifici trattamenti chimici e fisici, diversi a seconda del tipo di rifiuto, per la loro trasformazio-

ne in una forma solida stabile e duratura, che ne permetta in modo sicuro la manipolazione, lo stoccaggio, il trasporto e infine lo smaltimento. Il rifiuto condizionato è quindi un manufatto costituito dal materiale solido, in genere cemento o vetro, inglobante la radioattività e dal contenitore esterno in acciaio o leghe speciali.

I rifiuti radioattivi sono **classificati** in base al contenuto di radionuclidi, alla loro origine, allo stato fisico, al tipo di radiazione emessa (alfa, beta, gamma), al tempo di dimezzamento dei radionuclidi presenti. Ai fini dello smaltimento finale, i criteri principali di classificazione sono il contenuto di radioattività, che determina il livello di protezione richiesto e il tempo di dimezzamento dei radionuclidi contenuti, che definisce il tempo per il quale deve essere garantito l'isolamento dall'ambiente. La Guida Tecnica n. 26 dell'autorità di controllo è la normativa tecnica italiana di riferimento, che stabilisce tre categorie di rifiuto radioattivo ed alla quale si deve far riferimento per la gestione, il condizionamento e lo smaltimento dei rifiuti radioattivi.

Appartengono alla **I categoria** i rifiuti con basso contenuto di radioattività e che decadono, in tempi dell'ordine di mesi o al massimo di qualche anno. Per questa tipologia di rifiuto è sufficiente la conservazione in sicurezza, affinché dopo decadimento possano essere gestiti come rifiuti convenzionali o speciali.

I rifiuti di **II categoria** sono quelli a contenuto medio di radioattività e che entro un massimo di qualche centinaio di anni raggiungono concentrazioni di radioattività dell'ordine di alcune centinaia di

Dose ed Equivalente di dose

La **Dose** è la quantità di energia depositata da una radiazione nella materia. La dose (D) è misurata in Gray (Gy). 1Gy corrisponde all'energia (Joule) depositata in un Kg di materia.

La stessa Dose sulla materia biologica può produrre danni diversi a seconda della tipologia ("qualità") della radiazione ionizzante che la colpisce. Per tener conto di tale effetto è stato attribuito un **fattore di qualità** (Q_f) di ciascun tipo di radiazione, moltiplicativo della dose.

L'**Equivalente di Dose** (H_T) corrisponde alla Dose, moltiplicata dal fattore di qualità, che vale 1 per le radiazioni elettromagnetiche e le radiazioni beta, 5 per i Protoni, da 5 a 20 per i Neutroni a seconda della loro energia e 20 per le radiazioni Alfa ed i frammenti di fissione: $H_T = Q_f D$

L'Equivalente di dose è misurata in **Sievert** (Sv), ma spesso ai fini pratici è utilizzato il sottomultiplo milliSievert (mSv).

Bq/g, nonché quei rifiuti contenenti radionuclidi a vita molto lunga purché in concentrazioni di tale ordine. Tali rifiuti devono essere trattati e condizionati.

Appartengono, infine, alla **III categoria** i rifiuti che richiedono migliaia di anni per raggiungere concentrazioni di radioattività di alcune centinaia di Bq/g, nonché quelli contenenti emettitori alfa e di neutroni, indipendentemente dal loro periodo di dimezzamento. Fra tali rifiuti, che devono essere trattati e condizionati, vengono considerati anche tutti i rifiuti che non rientrano nella II categoria, in particolare il combustibile esausto quando non è sottoposto a riprocessamento.

I rifiuti a bassa attività (I categoria) provengono generalmente da installazioni nucleari, applicazioni medicali, industria, ricerca scientifica e includono materiali contaminati quali: carta, stracci, indumenti protettivi, filtri e liquidi vari. L'esercizio di reattore nucleare di media potenza genera circa 200 m³ all'anno di rifiuti appartenenti a questa categoria. Un contributo importante proviene anche dallo smantellamento degli impianti nucleari a fine vita.

I rifiuti a media attività (II categoria) provengono generalmente da centrali nucleari, impianti del ciclo del combustibile (fabbricazione del combustibile, impianti di ritrattamento del combustibile irraggiato, installazioni di ricerca ecc.). Essi includono generalmente scarti di lavorazione, rottami metallici, liquidi vari, fanghi, resine esaurite. L'esercizio di reattore nucleare di potenza genera mediamente circa 100 m³ all'anno di tali rifiuti. Un significativo contributo proviene dallo smantellamento degli impianti nucleari a fine vita.

I rifiuti ad alta attività (III categoria) contengono la maggior parte dei prodotti di fissione e dei transuranici prodotti nel reattore. Sono tipicamente rifiuti ad alta attività: il combustibile irraggiato esausto, come tale se non è ritrattato (strategia dello smaltimento diretto), oppure i liquidi acquosi del primo ciclo di estrazione, se il combustibile è soggetto a ritrattamento. L'esercizio di un reattore nucleare di potenza genera circa 30 tonnellate all'anno di combustibile irraggiato esausto e, nel caso di ritrattamento, questo quantitativo corrisponde a circa 4 m³ di

prodotti della vetrificazione dei rifiuti liquidi ad alta attività.

Come accennato, una quantità significativa di rifiuti radioattivi è prodotta durante la fase di smantellamento degli impianti nucleari e si tratta prevalentemente (circa 95%) di rifiuti a bassa e media attività. In base alle esperienze maturate dagli operatori dei paesi membri dell'OCSE, il quantitativo di rifiuto prodotto dallo smantellamento è molto variabile e dipende dal regime regolatorio in atto in ciascun paese, dalle condizioni al contorno, dalla dimensione degli impianti da smantellare, sia in termini geometrici sia in termini di potenza installata, dai materiali di costruzione utilizzati e dalla loro messa in opera, dal combustibile nucleare utilizzato, dai livelli di *burn-up* raggiunti ecc.

Per le filiere dei *Pressurized Water Reactor* (PWR) e dei *Boiling Water Reactor* (BWR), che sono i principali candidati per il rientro nella filiera nucleare produttiva in Italia, le quantità di rifiuti generati dallo smantellamento sono molto limitate, mediamente inferiori alle 5.000 tonnellate per unità. Si deve inoltre sottolineare che, con la semplificazione del progetto nei nuovi reattori, si ottiene una sensibile riduzione di detti quantitativi.

I rifiuti radioattivi da smaltire sono una piccola parte dei rifiuti industriali pericolosi. La loro produzione mondiale annua ammonta a circa 0,4 milioni di tonnellate, mentre i rifiuti industriali pericolosi prodotti sono dell'ordine di circa 400 milioni di tonnellate l'anno ed includono componenti molto tossici. I rifiuti radioattivi prodotti in Italia e stoccati sugli impianti o nei depositi temporanei, in attesa di essere smaltiti, secondo l'inventario dell'autorità di controllo, nel 2005, ammontavano a circa 25 mila metri cubi^[9], ai quali andranno a sommarsi, nei prossimi 10-20 anni, alcune altre decine di migliaia di metri cubi, derivanti dal programma di smantellamento delle vecchie centrali. Anche il comparto della ricerca, medico-ospedaliero ed industriale contribuisce, con alcune centinaia di metri cubi l'anno, ad incrementare detti quantitativi.

Lo **smaltimento** dei rifiuti radioattivi si pone l'obiettivo principale della protezione delle popolazioni (presenti e future) e dell'ambiente fino a quando il contenuto di radioattività nei rifiuti

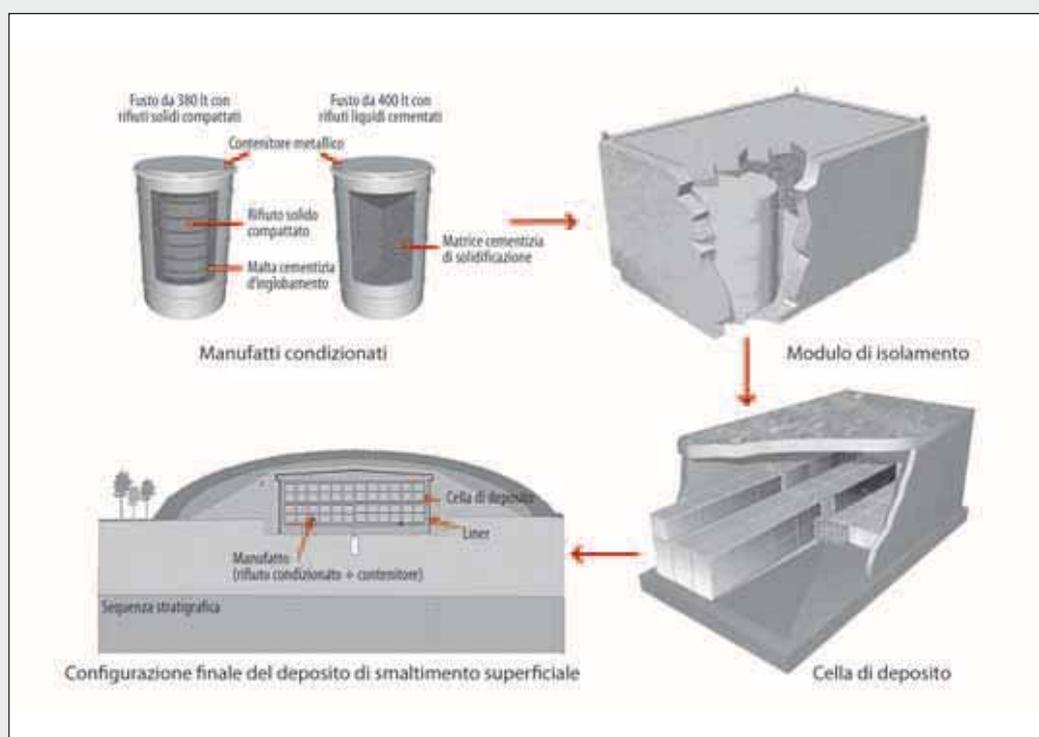


Figura 3
Ciclo di smaltimento superficiale dei rifiuti radioattivi
Fonte: Task Force Sito ENEA

non avrà raggiunto un livello comparabile con quello naturale, con dose radiologica alla popolazione sempre inferiore ai livelli stabiliti dalla normativa (0,01 mSv/anno). Per prevenire il rilascio della radioattività nell'ambiente, i rifiuti radioattivi sono quindi confinati all'interno di un adeguato numero di barriere artificiali e naturali (di provata capacità), che devono mantenersi efficienti per tutto il tempo necessario al decadimento radioattivo.

Per lo smaltimento dei rifiuti di II categoria è necessario predisporre opportune strutture tecniche per la loro conservazione ed isolamento dall'ambiente per un periodo di circa 3-4 secoli. I sistemi di **deposito superficiale** o sub-superficiale (*figura 3*), costituito dall'insieme sinergico delle matrici di condizionamento e da barriere artificiali (opere ingegneristiche), sono idonei a mantenere confinata la radioattività per tale periodo.

Tale metodologia è stata applicata con successo, su base mondiale, in oltre 150 installazioni, di cui un centinaio ancora in esercizio.

Per lo smaltimento dei rifiuti di III categoria, per i quali l'isolamento dall'ambiente deve essere garantito per alcune centinaia di migliaia di anni, le opere realizzate dall'uomo non forniscono sufficienti garanzie di durata. Per il loro smaltimento, quindi, si fa ricorso al **deposito geologico** (*figura 4*), che è costituito da barriere naturali stabili (formazioni saline, argillose, granitiche ecc.), capaci di mantenere confinata la radioattività per lunghi periodi. Le barriere artificiali (contenitori, materiali di riempimento e di sigillatura ecc.), associate a tale tipologia di smaltimento devono comunque garantire il confinamento della radioattività nel periodo iniziale e fino a quando le penetrazioni nella formazione geologica non si sono riformate in maniera stabile.

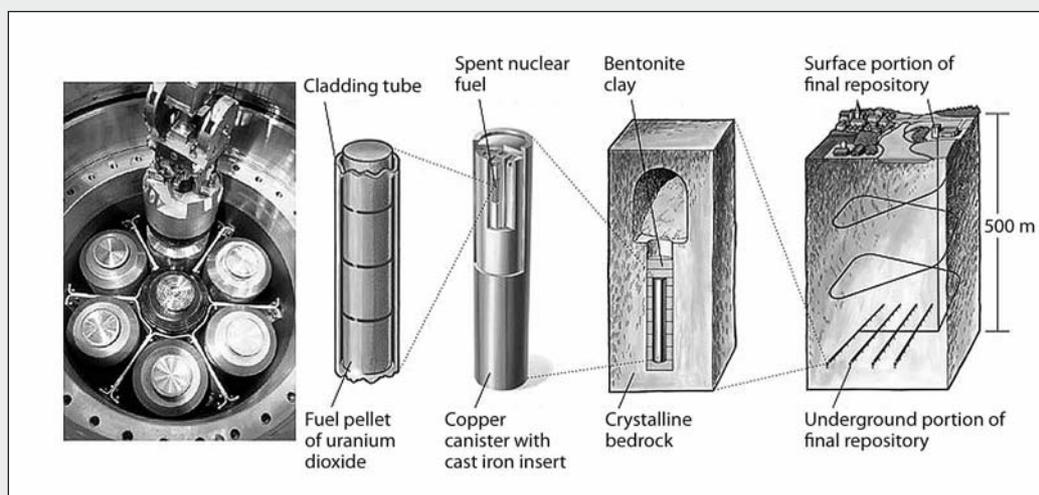


Figura 4
Esempio di incapsulamento e smaltimento geologico dei rifiuti radioattivi a lunga vita
Fonte: Anders Ström, SKB, Svezia

Al momento, lo smaltimento geologico è stato adottato negli Stati Uniti per i rifiuti radioattivi a lunga vita di origine militare, in una formazione salina a 650 m di profondità nel New Mexico, con l'impianto *Waste Isolation Pilot Plant*. Sempre negli Stati Uniti il sito di Yucca Mountain, dopo alterne vicende, con l'amministrazione Obama è in fase di riconsiderazione. In Finlandia (Olkiluoto) e Svezia (Forsmarks), che hanno assunto la decisione di procedere con lo smaltimento geologico dei rifiuti a lunga vita e del combustibile esausto, in formazioni rocciose, sono in corso le attività di studio e di qualificazione del sito prescelto.

In molti paesi orientati allo smaltimento geologico (Belgio, Canada, Cina, Francia, Giappone, Germania, Regno Unito, Russia, Spagna, Svizzera ecc.) sono attivi laboratori sotterranei di studio e qualificazione di varie formazioni saline, argillose, granitiche. La dimostrazione dell'efficacia delle suddette barriere di isolamento è effettuata con lunghi ed approfonditi studi, verifiche delle mutue interazioni rifiuto-deposito, con test di laboratorio e in situ, che necessitano alcuni decenni.

Prospettive future

La sostenibilità della filiera nucleare, ovvero l'ottimizzazione della gestione dei rifiuti a lunga vita ed una maggiore efficienza nell'utilizzo delle risorse di Uranio naturale, è uno degli obiettivi del programma *Generation IV*^{10]}. I sistemi nucleari di IV generazione, che saranno disponibili per l'industrializzazione nei prossimi 20-30 anni, mediante l'impiego di reattori veloci autofertilizzanti e il riciclo dei materiali nucleari (U, Pu ed Attinidi Minori) saranno in grado di aumentare lo sfruttamento dell'Uranio di un fattore 60 ed allungare, quindi, la durata delle scorte naturali a diverse migliaia di anni.

Dal momento che gli attinidi costituiscono la componente più longeva dei rifiuti radioattivi, con il loro riciclo ai fini produttivi la quantità dei rifiuti da smaltire nei depositi geologici subirà una drastica riduzione. I processi di ritrattamento dei combustibili per reattori di IV generazione sono in una fase di sviluppo molto avanzata e prevedono il recupero del plutonio insieme agli attinidi minori, riducendo drasticamente i rischi di proliferazione.

Il Torio è un elemento naturale molto abbondante che per cattura neutronica e successivo decadimento si trasforma in ^{233}U fissile.

L'utilizzo di Torio^[4], quindi, nei reattori nucleari può portare alla formazione di nuovo combustibile a base di ^{233}U . I cicli del combustibile con il Torio sono stati già sperimentati in passato, anche in Italia con l'impianto ITREC, poi abbandonati sia per la maggiore complessità sia per la maggiore economicità del ciclo ad Uranio. La ripresa della domanda energetica ha spinto alcuni paesi a riconsiderare l'opzione del Torio e ad avviare studi specifici, anche in considerazione che il ciclo del Torio non produce attinidi, che sono i principali costituenti dei rifiuti a lunga vita.

Conclusioni

L'energia nucleare è una fonte energetica abbondante e sicura, tecnologicamente matura, economicamente sostenibile ed industrialmente consolidata.

La radioattività associata al ciclo del combustibile nucleare è mantenuta sotto controllo in tutte le fasi, sia con mezzi tecnici, sia attraverso disposizioni normative, garantendo l'assenza di ri-

schì aggiuntivi a quelli derivanti dalla radiazione naturale di fondo.

Le risorse naturali di Uranio sono sufficienti a garantire gli approvvigionamenti per almeno il presente secolo a prezzi adeguati, sebbene, anche in previsione di una crescita della domanda, sia necessario riconsiderare la struttura del mercato del combustibile, aumentare il numero dei fornitori e sviluppare un sistema di garanzia delle forniture, gestito da organismi sovranazionali. Le varie fasi del ciclo del combustibile nucleare fanno uso di tecnologie molto avanzate e presentano interessanti opportunità di crescita.

I rifiuti radioattivi prodotti sono sotto controllo, esistono soluzioni provate e sono state maturate numerose esperienze per la loro corretta gestione e smaltimento. La strategia di gestione dei rifiuti radioattivi è fattore rilevante nella definizione ed attuazione del programma di smantellamento degli impianti nucleari a fine vita.

I robusti programmi di R&D puntano sia all'ottimizzazione degli attuali processi e tecnologie, sia alla realizzazione di sistemi più efficienti e sicuri e di minore impatto.

Bibliografia

- [1] K.J.R. Rosman, P.D.P. Taylor, *Pure Appl. Chern.*, Vol. 70, No. 1, pp 217-235 (Great Britain, IUPAC 1998).
- [2] OECD-NEA, *Nuclear Energy Today*, 2003, ISBN 92-64-10328-7, pp 49-57.
- [3] OECD-NEA&IAEA, *Uranium 2007: Resources, Production and Demand "The Red Book"*, 2007.
- [4] P. Agostini, F. De Rosa, G. Gualdrini, A. Lantieri, A. Luce, S. Migliori, S. Monti, F. Padoani, R. Tinti, F. Troiani, F. Vettrano, *Nucleare da fissione: Stato e prospettive*, ENEA – 2008, ISBN 88-8286-189-9, pp 105-119.
- [5] M. Delpech, C. Loaec, CEA DEN/DDIN, Saclay, France, presentazione al GNEP Reliable Nuclear Fuel Services Working Group, 1-2 ottobre 2009, Varsavia, Polonia.
- [6] OECD-NEA, *Nuclear Energy Outlook 2008*, pp 370-406.
- [7] R. Goorevich, S. Oehlbert, DOE – *National Nuclear Security Administration*, presentazione al GNEP Reliable Nuclear Fuel Services Working Group, 1-2 ottobre 2009, Varsavia, Polonia.
- [8] *Multilateral Approaches to the Nuclear Fuel Cycle*, IAEA, VIENNA, 2005.
- [9] *Dati di inventario radiologico nazionale*, 2005 (APAT, oggi ISPRA).
- [10] GIF, Generation IV International Forum, <http://www.gen-4.org/>

I reattori di IV generazione e le iniziative internazionali ed europee per il loro sviluppo

Stefano Monti

ENEA, Presidente di SIET SpA

I reattori di quarta generazione, ancora allo stadio concettuale, sono oggetto di una iniziativa avviata dal Department of Energy americano nel gennaio 2000, allorquando dieci Paesi si sono uniti per formare il "Generation IV International Forum" col fine di sviluppare i sistemi nucleari di futura generazione, cioè i sistemi che potranno divenire pienamente operativi a livello industriale fra 30 o 40 anni, subentrando all'attuale generazione di reattori a neutroni termici refrigerati ad acqua

Generation IV Reactors and the EU and International Initiatives for Their Development

Generation IV reactors – actually still at the conceptual stage – are the subject of an initiative launched by US-DoE on January, 2000, when ten countries met in the "Generation IV International Forum" with a view to develop next-generation nuclear systems. These systems will be fully deployed in 30 or 40 years and will be replacing the current generation of LWRs

Quadro di riferimento

Oggi giorno più di due miliardi di persone non hanno accesso all'elettricità. Le più autorevoli agenzie internazionali stimano in circa 9 miliardi la popolazione mondiale all'orizzonte del 2050, concentrata prevalentemente nei paesi emergenti e in via di sviluppo. Anche queste persone dovranno vedere garantiti i medesimi diritti di quelle del mondo sviluppato in termini di migliori condizioni di vita, raggiungibili, in particolare, attraverso la maggiore disponibilità di acqua e di energia.

Al tempo stesso non si può non tener conto del possibile impatto antropico sui cambiamenti climatici del pianeta; lo sviluppo sostenibile, coniugato ai futuri bisogni energetici dell'umanità, richiede dunque un uso crescente di sorgenti energetiche prive di emissioni di gas serra. Da questo punto di vista l'energia nucleare presenta notevoli vantaggi in quanto è virtualmente priva di emissioni di CO₂, competitiva rispetto alle fonti fossili e, sebbene non sia 'la soluzione', sicuramente è parte irrinunciabile della soluzione del problema energetico.

Affinché il nucleare possa contribuire significativamente alla soluzione di tale problema, occorre sviluppare in questo settore tecnologie a breve, medio e lungo termine.

Attualmente l'energia nucleare contribuisce per il 16% alla produzione di energia elettrica mondiale e per circa il 31% nell'Unione Europea. Più di 30 paesi 'non nucleari' hanno già avanzato richiesta alla *International Atomic Energy Agency* (IAEA) di Vienna per ottenere supporto al fine di definire ed implementare il proprio programma nucleare nazionale. Paesi che già posseggono impianti nucleari di potenza prevedono nel breve-medio termine un ulteriore ricorso a questa fonte energetica. In questo consiste il cosiddetto 'Rinascimento Nucleare'.

Come già precisato in altri articoli di questa stessa rivista, e in questo numero in particolare, la principale tecnologia nucleare ad oggi disponibile è quella dei cosiddetti *Light Water Reactor* (LWR), che hanno accumulato una lunghissima esperienza di esercizio (equivalente a 13.000 anni.reattore) con eccellenti performance sul piano della sicurezza. Per

i reattori di II generazione attualmente in esercizio che assicurano la sopra menzionata quota del 16% dell'energia elettrica mondiale, l'innovazione tecnologica deve garantire l'estensione della loro vita fino a 40-60 anni di funzionamento e, in taluni casi, aumentarne la potenza, mantenendo i più elevati standard di sicurezza. In parallelo, sia nei paesi già dotati di impianti nucleari di potenza sia in paesi, quali l'Italia, che al momento non hanno reattori sul proprio territorio, si stanno introducendo importanti programmi nucleari per la realizzazione di LWR di III generazione, i cui primi esemplari sono in costruzione in Francia, Finlandia, Cina, Giappone ecc. A breve-medio termine (orizzonte del 2020) la sfida è quella di mantenere l'energia nucleare competitiva rispetto alle altre fonti energetiche che assicurano il carico di base e gestire in maniera corretta e sicura i rifiuti radioattivi ad alta attività ed a lunga vita (tipicamente il combustibile irraggiato scaricato dagli impianti nucleari di potenza).

Peraltro, come sopra accennato, la domanda mondiale di elettricità è destinata a crescere vertiginosamente sia per la richiesta che proviene dai paesi emergenti e da quelli in via di sviluppo sia per la graduale sostituzione dei combustibili fossili anche in settori diversi da quello elettrico (basti pensare, ad esempio, agli ormai inarrestabili programmi di sviluppo delle auto elettriche).

Le risorse attualmente identificate di uranio permetteranno di alimentare l'attuale flotta di reattori termici a ciclo aperto per circa 100 anni¹⁾. Se il tasso di crescita dell'utilizzo dell'energia nucleare nel mondo seguirà l'andamento previsto, si porrà presto la questione della disponibilità di combustibile a prezzi accessibili. Considerati i tempi, per loro natura lunghi, di maturazione tecnologica e di introduzione nel mercato di nuove tipologie di reattori nucleari, appare dunque saggio impegnarsi fin da ora nello sviluppo di reattori a spettro neutronico veloce (comunemente denominati reattori veloci) da operare in ciclo chiuso, che hanno la potenzialità di moltiplicare di un fattore da 50 a 100 l'energia prodotta da una data quantità di uranio, rispetto a quella prodotta da LWR che operano in ciclo, rendendo così l'energia nucleare disponibile per alcune

migliaia di anni con le attuali risorse di uranio identificate. I reattori veloci permettono di ottenere, nel contempo, un significativo miglioramento della gestione dei rifiuti radioattivi ad alta attività. Infatti, attraverso la trasmutazione dei cosiddetti attinidi minori (Am, Cu, Np) ed eventualmente dei prodotti di fissione a lunga vita, i reattori critici e sottocritici a

spettro neutronico veloce permettono di ridurre l'attività dei rifiuti radioattivi a più lunga vita da centinaia di migliaia di anni a qualche centinaio di anni. In realtà vari reattori veloci sono già stati costruiti ed eserciti nel passato soprattutto in Europa ma anche in USA, Russia, Giappone e India, altri sono attualmente in costruzione (tabella 1).

Tabella 1 – Quadro completo dei vari reattori veloci nel mondo

Paese	Nome	Potenza Termica (MWth)	Potenza Elettrica (MWe)	Refrigerante primario	Tipo	Anno di entrata in funzione	Stato attuale
USA	Clementine	0,025	0	Hg	RS	1946	AD: 1952
USA	EBR 1	1,4	0,2	NaK	RS	1955	AD: 1963
USA	LAMPRE	1	0	Na	RS	1961	AD: 1965
USA	EBR 2	60	18	Na	RS	1956	AD: 1993
USA	FERMI	300	100	Na	RS	1963	AD: 1972
USA	SEFOR	20	0	Na	RS	1969	AD: 1972
USA	FFTF	400	0	Na	RS	1980	AD:2001
USA	Clinch River	975	380	Na	RD	X	CF
Russia	BR 1	0,03	0	Na	RS	1955	AD
Russia	BR 2	0,2	0	Hg	RS	1956	AD: 1958
Russia	BR 5 - BR 10	5 - 10	0	Na	RS	1958/73	AD: 2002
Russia	BOR 60	60	0	Na	RS	1969	IE
Russia	BN 350	1000	350	Na	RD	1972	AD: 1999
Russia	BN 600	1430	600	Na	RP	1980	IE
Russia	BN 800	1970	800	Na	RP	2012	IC
Francia	RAPSODIE	24-40	0	Na	RS	1967/70	AD: 1983
Francia	PHENIX	560	250	Na	RD	1973	AD: 2008
Francia	SUPERPHENIX	3000	1200	Na	RP	1985	AD: 1998
Francia	SPX2	3600	1500	Na	RP	X	PA: v. EFR
GB	DFR	72	15	NaK	RS	1959	AD: 1977
GB	PFR	600	250	Na	RD	1974	AD: 1994
GB	CDFR	3300	1320	Na	RP	X	PA: v. EFR
Germania	KNK 1 - KNK 2	60	20	Na	RS	1972/77	AD: 1991
Germania	SNR 300	730	300	Na	RD	X	CF
Germania	SNR 2	3600	1500	Na	RP	X	PA v. EFR
Giappone	JOYO	140	0	Na	RS	1977	F
Giappone	MONJU	714	280	Na	RD	1994	F
Giappone	DFBR	1600	660	Na	RD	X	PA
Giappone	JSFR	3570	1500	Na	RP	?	P
India	FBTR	40	15	Na	RS	1985	IE
India	PFBR	1210	500	Na	RD	2011	IC
Italia	PEC	140	0	Na	RS	X	CF
Cina	CEFR	65	23	Na	RS	2009	IC
Corea del Sud	KALIMER	392	150	Na	RD	X	PA(1)
Corea del Sud	KALIMER 600	1523	600	Na	RD	?	P
Europa	EFR	3600	1500	Na	RP	X	PA(1)

Legenda: RS = Reattore Sperimentale – RD = Reattore Dimostrativo – RP = Reattore di Potenza – AD = Arrestato Definitivamente – F = Fermato – IE = In Esercizio – P = Progetto – PA = Progetto Abbandonato – CF = Costruzione Fermata – IC = In Costruzione. (1) Il progetto è stato completamente sviluppato e poi abbandonato.

Fonte: IAEA, *Fast Reactors Status Report* (in corso di pubblicazione)

Dalla tabella si nota, in particolare, che l'unico reattore veloce di potenza attualmente in funzione è il BN600 in Russia; ad esso si aggiungono i reattori di ricerca BOR60 in Russia e FBTR in India; il giapponese MONJU dovrebbe ritornare critico in primavera 2010, il reattore indiano PFBR da 500 MWe dovrebbe raggiungere la criticità nel 2011, il CEFR cinese da 23 MWe dovrebbe entrare in funzione nel 2010.

Peraltro, gli attuali standard di sicurezza, competitività ed esercizio del settore nucleare richiedono lo sviluppo di una nuova generazione di reattori veloci. Si tratta, per l'appunto, dei cosiddetti reattori veloci di IV generazione.

Il Generation IV International Forum (GIF)

I reattori di quarta generazione sono ancora allo stadio concettuale. Essi sono oggetto di un'iniziativa avviata nel gennaio 2000, allorché dieci Paesi si sono uniti per formare il "Generation IV International Forum" (GIF;^[2]) col fine di sviluppare i sistemi nucleari di futura generazione, cioè i sistemi che potranno divenire pienamente operativi a livello industriale fra 30 o 40 anni, subentrando all'attuale generazione di reattori a neutroni termici refrigerati ad acqua. I sistemi nucleari di quarta generazione dovranno rispettare i seguenti requisiti:

- **sostenibilità**, ovvero massimo utilizzo del combustibile e minimizzazione dei rifiuti radioattivi;
- **economicità**, ovvero basso costo del ciclo di vita dell'impianto e livello di rischio finanziario equivalente a quello di altri impianti energetici;
- **sicurezza e affidabilità**; in particolare i sistemi di quarta generazione dovranno avere una bassa probabilità di danni gravi al nocciolo del reattore e tollerare anche gravi errori umani; non dovranno, inoltre, richiedere piani di emergenza per la difesa della salute pubblica, non essendoci uno scenario credibile per il rilascio di radioattività fuori dal sito;
- **resistenza alla proliferazione e protezione fisica** contro attacchi terroristici.

I Paesi attualmente costituenti il GIF sono: Argentina, Brasile, Canada, Cina, Federazione Russa, Francia, Giappone, Gran Bretagna, Repubblica di Corea (Sud), Repubblica del Sud Africa, Svizzera e Stati Uniti; anche l'Euratom, per l'Unione Europea, aderisce al Forum. Sono presenti in GIF, in qualità di osservatori, la International Atomic Energy Agency (IAEA) e la Nuclear Energy Agency (NEA), che fornisce anche la segreteria tecnica al GIF.

Oltre 100 esperti dei 10 Paesi aderenti al GIF hanno lavorato per due anni all'esame di un centinaio di alternative tecnologiche, e – con l'emissione nel dicembre 2002 di una *Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems*^[3] – sono pervenuti a definire i sei concetti più promettenti per la IV Generazione di reattori nucleari, intorno a cui organizzare il successivo programma di ricerca e sviluppo. I sei sistemi nucleari selezionati dal GIF sono:

- **Sodium-Cooled Fast Reactor (SFR)** – reattori a spettro veloce, refrigerati a sodio e con ciclo del combustibile chiuso, per una più efficiente conversione dell'uranio fertile e la gestione degli attinidi (*figura 1*);
- **Lead-Cooled Fast Reactor (LFR)** – reattori a spettro veloce, refrigerati a piombo o eutettico piom-

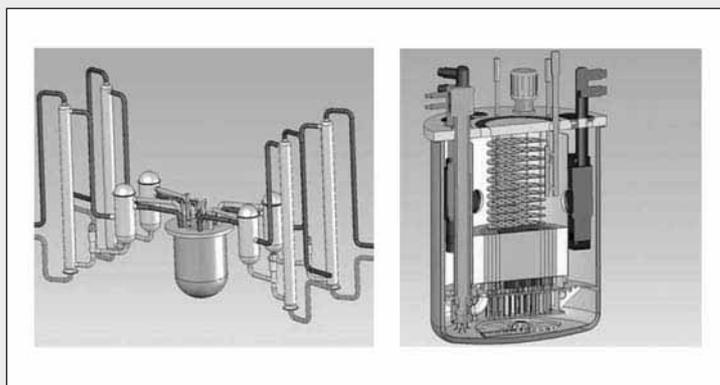


Figura 1
Progetti concettuali di SFR di IV generazione a loop e, rispettivamente, a pool da 1500 MWe
Fonte: CEA

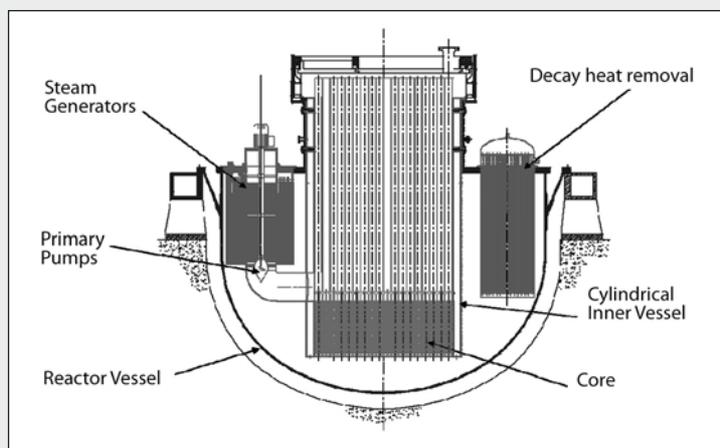


Figura 2
 Schema concettuale del LFR di IV generazione da 600 MWe denominato ELSY – European Lead-cooled SYstem
 Fonte: Ansaldo Nucleare

bo-bismuto e con ciclo del combustibile chiuso, per una più efficiente conversione dell'uranio fertile e la gestione degli attinidi (figura 2);

- **Gas-Cooled Fast Reactor (GFR)** – reattori a spettro veloce, refrigerati a elio e con ciclo del combustibile chiuso, per una più efficiente conversione dell'uranio fertile e la gestione degli attinidi (figura 3);

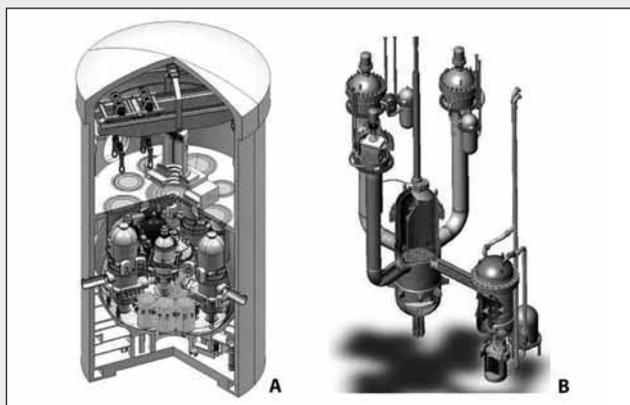


Figura 3
 A: Schema di GFR da 1200 MWe
 B: Schema di GFR sperimentale da 50-100 MWth
 Fonte: CEA

- **Molten Salt Reactor (MSR)** – reattori a fissione prodotta in una miscela circolante di sali fusi, con spettro epitermico (e recentemente anche veloce) e possibilità di gestione degli attinidi;
- **Supercritical-Water-Cooled Reactor (SCWR)** – reattore refrigerato ad acqua a temperatura e pressione oltre il punto critico, a spettro termico o veloce;
- **Very-High-Temperature Reactor (VHTR)** – reattore moderato a grafite e refrigerato ad elio, con ciclo *once-through*. Questo reattore è ottimizzato per la produzione termochimica di idrogeno, oltre che di elettricità.

Come si può notare, in GIF grande rilevanza viene data ai reattori nucleari a spettro neutronico veloce operanti in ciclo chiuso.

Ogni paese partecipante al GIF si concentra, con proprie attività di R&S, su quei sistemi e su quelle linee di ricerca che rivestono il maggior interesse nazionale. Pertanto in una seconda fase, che si è sviluppata dal 2002 al 2005, per ognuno dei sei sistemi selezionati i paesi interessati ad un dato sistema hanno elaborato un piano di R&S che include anche un quadro regolamentario riguardante le problematiche di proprietà intellettuale ecc. Questa fase si è conclusa nel febbraio

2005 con un accordo intergovernativo (il cosiddetto *Framework Agreement*) attualmente siglato da otto membri attivi del GIF, ovvero: Canada, Cina, Euratom, Francia, Giappone, Corea, Svizzera e Stati Uniti. La firma del *Framework Agreement* da parte di Euratom consente di fatto a tutti gli Stati dell'Unione Europea di contribuire alla fase di R&S del GIF, tramite l'Euratom. Una nuova fase di lavoro è iniziata nel 2006 con la definizione di accordi formali per ciascun sistema nucleare (i cosiddetti *System Arrangement*) e la definizione di specifici progetti (*Project Arrangement*) di R&S all'interno dei *System Arrangement*. Inoltre, per coprire argomenti comuni a tutti e sei i sistemi, sono stati creati 3 *Methodology Working Groups* (*Proliferation Resistance and Physical Protection, Economic Modelling, and Risk and Safety*) che hanno sviluppato metodologie di valutazione nelle maggiori aree tecnologiche trasversali.

Il primo *Project Arrangement* è stato firmato nel marzo 2007 e riguarda lo sviluppo di combustibili avanzati per l'SFR (in realtà tali sviluppi sono di interesse anche per il LFR). Successivamente sono stati firmati due ulteriori *Project Arrangement* riguardanti il progetto dei componenti e del *Balance of Plant* del SFR ed il progetto *Global Actinide Cycle International Demonstration* (GACID) che mira a dimostrare su scala significativa che i reattori veloci sono effettivamente in grado di gestire l'intero inventario di attinidi presenti nel combustibile irraggiato.

Sempre in ambito internazionale, i sistemi di IV generazione ed i relativi cicli del combustibile sono studiati anche nelle altre due iniziative parallele al GIF e precisamente:

- INPRO *International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycle della IAEA*^[4];
- GNEP, *Global Nuclear Energy Partnership* lanciata nel 2006 dall'amministrazione USA^[5].

L'Italia è membro effettivo di entrambe le iniziative.

A livello nazionale, e in particolare nell'ambito dell'AdP MSE-ENEA, gli sforzi si stanno concentrando su due dei sei sistemi descritti precedentemente, ovvero il LFR e il VHTR, che sembrano particolarmente adatti a valorizzare le compe-

tenze e le infrastrutture di ricerca presenti in Italia. Per maggiori dettagli su queste due tipologie di reattori vedi l'articolo a pag. 6.

L'Europa ed i sistemi nucleari di IV generazione

L'Europa sta già fortemente contribuendo a GIF in quanto nel corso dei VI e VII Programmi Quadro Euratom ha lanciato, e sta lanciando, una serie di progetti sia specificamente indirizzati al progetto concettuale dei sei sistemi selezionati e della *facility* di irraggiamento a spettro neutronico veloce per lo sviluppo di tecnologie di IV generazione, sia riguardanti tematiche di carattere orizzontale quali: i materiali ed i combustibili innovativi contenenti attinidi minori, la sicurezza di questi reattori innovativi, i metodi di simulazione e la loro qualifica sperimentale per la progettazione di sistemi di IV generazione, lo sviluppo di metodologie di separazione e trasmutazione degli attinidi ecc.

A ciò si aggiunge che, nell'ambito delle iniziative legate al cosiddetto *Strategic Energy Technology Plan* (SET-Plan^[6]) e sotto l'egida della *European Sustainable Nuclear Energy Technology Platform* (SNETP^[7]), ovvero il luogo di tutti gli *stakeholder* europei del settore nucleare, sta per essere lanciata la cosiddetta *European Sustainable Nuclear Industrial Initiative* (ESNII), incentrata sullo sviluppo delle tecnologie di quarta generazione. L'iniziativa è ritenuta necessaria per abbreviare il *time to market* dei reattori veloci a ciclo chiuso di quarta generazione.

I principali sistemi nucleari, *facility* sperimentali e attività di R&S della ESNII sono già stati stabiliti da una task force europea di SNETP che vede la partecipazione anche di organizzazioni italiane quali Ansaldo Nucleare ed ENEA, e sono schematicamente rappresentati nella *figura 4*.

In sintesi la ESNII riguarderà dunque:

- la realizzazione in Francia, all'orizzonte del 2020, di un prototipo, denominato ASTRID, di *SFR* di IV generazione, ovvero di un reattore veloce da 250 a 600 MWe della tecnologia ritenuta più matura in quanto già provata in molti paesi (*tabella 1*);

- la realizzazione, in un sito ancora da stabilire e verosimilmente verso il 2025, di un dimostrativo da un centinaio di MW di reattore veloce di IV generazione di tecnologia alternativa al sodio: o LFR o GFR. La scelta fra queste due tecnologie alternative al sodio è attesa per il 2012;
- il ciclo del combustibile, con particolare riferimento alla *facility* per la produzione del combustibile nucleare (U-Pu e con attinidi minori) per i prototipi di reattore veloce sopra menzionati;
- la realizzazione ed esercizio di impianti "freddi" (cioè senza presenza di materiale nucleare e/o radioattivo) per prove sperimentali (di termo-fluidodinamica, di sicurezza, di compatibilità dei materiali, di sviluppo componenti e sistemi ecc.) di supporto allo sviluppo dei sistemi nucleari inclusi in ESNII;
- la realizzazione, con entrata in esercizio al 2020, di una *facility* di irraggiamento a spettro neutronico veloce, con particolare riferimento al reattore (critico o sottocritico) MYRRHA (figura 5), proposto da SCK.CEN (Mol, Belgio). Tale *facility* è ritenuta essenziale per le prove di qualifica di materiali e combustibili innovativi (contenenti alte percentuali di attinidi minori) da utilizzarsi nei reattori veloci di IV generazione sopra menzionati.

- un programma di R&S orizzontale funzionale ai prototipi, dimostrativi e *facility* sperimentali previsti in ESNII.

I costi complessivi sono stati valutati fra i 6 e i 10 miliardi di euro e dovranno essere coperti da partnership pubblico-privato (sono, ad esempio, previsti prestiti da parte della Banca Europea per gli Investimenti).

L'Italia e le tecnologie nucleari di IV generazione

L'Italia (ENEA, Ansaldo Nucleare, CIRTEN e ERSE), contribuendo in maniera importante ad un numero significativo di progetti nucleari del VI e del VII Programma Quadro Euratom e in quanto membro di SNETP ed ESNII, partecipa di fatto all'iniziativa Generation IV tramite l'Euratom. Inoltre due italiani rappresentano l'Euratom rispettivamente nel *Provisional System Steering Committee* del *Lead-cooled Fast Reactor* e nel *Methodology Working Group PP&PR*.

Importanti attività riguardanti le tecnologie di IV generazione e complementari a quelle sviluppate in GIF e nei Programmi Quadro Euratom, sono anche portate avanti nell'ambito di un Accordo di Programma triennale di R&S siglato fra il Ministero del-

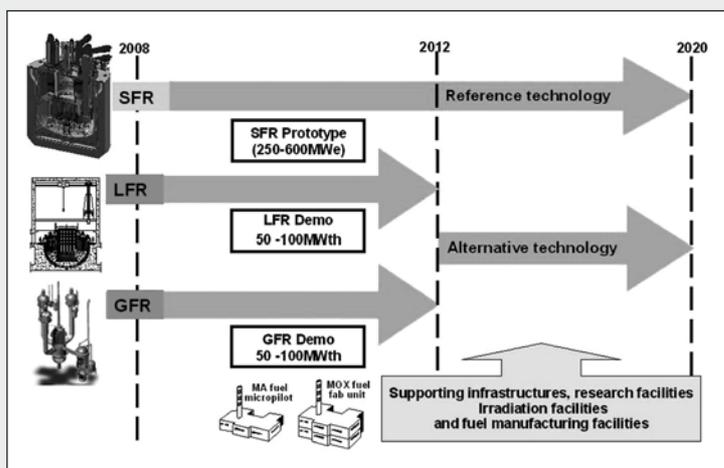


Figura 4
Roadmap di tecnologie di IV generazione elaborata in Europa da ESNII
Fonte: ESNII Task Force

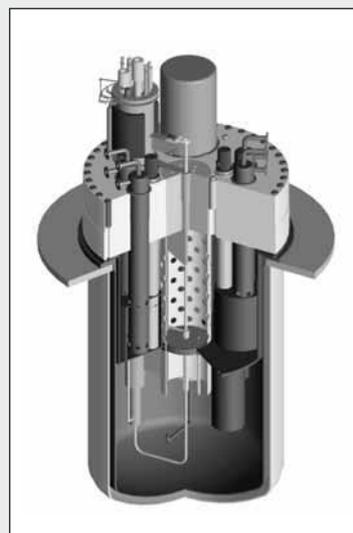


Figura 5
Schema della *facility* di irraggiamento MYRRHA proposta da SCK.CEN (Belgio)
Fonte: SCK.CEN

lo Sviluppo Economico e l'ENEA nel 2007 (vedi l'articolo a pag. 6).

Grazie a questo programma, nonché a finanziamenti derivanti dai precedenti programmi TRASCO (TRASmutazione SCORie) del MiUR per lo sviluppo dei cosiddetti *Accelerator Driven System* per la trasmutazione delle scorie, l'ENEA, presso il proprio Centro del Brasimone dell'Emilia Romagna, ha potuto sviluppare una serie di impianti sperimentali funzionali ai sistemi nucleari di IV generazione, di cui alcuni sono mostrati nelle *figura 6*.

L'obiettivo strategico per l'Italia è di sfruttare le competenze ancora esistenti per partecipare a pieno titolo allo sviluppo di un reattore di quarta generazione quale il *Lead-cooled Fast Reactor* e/o il *Sodium Fast Reactor* e/o il *Very High Temperature Reactor* in ambito Euratom e GIF. Così facendo, da un lato si contribuirà a ricreare le competenze e le infrastrutture tecniche e scientifiche necessarie per la ripresa del settore nucleare in Italia e, dall'altro, si metterà l'industria nazionale in grado di partecipare in maniera significativa alla progettazione e realizzazione di un prototipo o di un dimostrativo europeo di reattore veloce di IV generazione (inclusa la *facility* di irraggiamento a spettro neutronico veloce più volte menzionata).

Va anche notato come lo sviluppo e la realizzazione di reattori o impianti dimostrativi per le tecnologie di IV generazione non siano da intendersi alternativi alla realizzazione di impianti di generazione III e III+ e come ambedue le tecnologie, oltretutto con notevoli sinergie, possano avere un importante impatto sul substrato industriale, economico, sociale e tecnologico. In generale la realizzazione di impianti

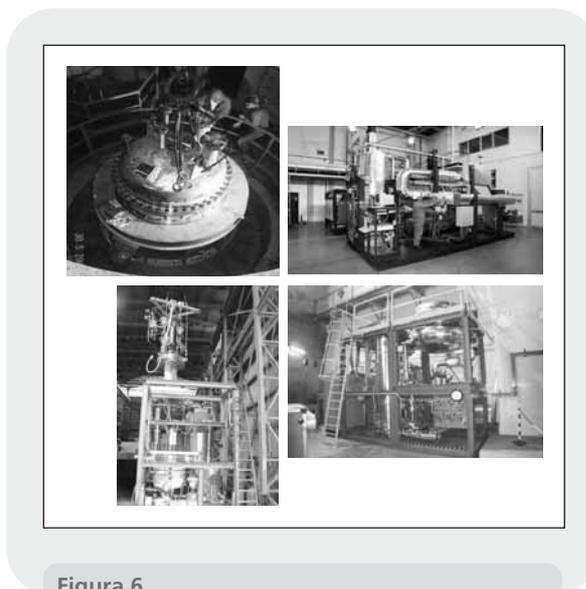


Figura 6
Impianti sperimentali a metallo liquido pesante (piombo e lega piombo-bismuto) del Centro ENEA-Brasimone, a supporto del LFR di IV generazione
Fonte: ENEA

ti nucleari presuppone l'esistenza di strutture di ricerca, di controllo, di supporto, di fornitura ecc. che costituiscono il vero obiettivo strategico per il Paese in termini di ricadute socio-economiche.

Risulta quindi essenziale per l'Italia prevedere un'articolata struttura organizzativa, un 'Sistema Italia', da sviluppare e di cui avvalersi sia per la realizzazione degli impianti nucleari attualmente disponibili sul mercato sia per l'implementazione delle nuove tecnologie nucleari considerate in ambito GIF e SNETP/ESNII.

Bibliografia

- [1] OECD/NEA-IAEA - Uranium 2007: Resources, Production and Demand.
- [2] GIF, Generation IV International Forum, <http://www.gen-4.org/>
- [3] The Generation IV International Forum, A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems, 2002.
- [4] INPRO, International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles, <http://www.iaea.org/OurWork/ST/NE/NENP/NPTDS/Projects/INPRO/index.html>
- [5] GNEP, Global Nuclear Energy Partnership, <http://www.gnep.energy.gov/>
- [6] Commission of the European Communities, A European Strategic Energy Technology Plan (SET-Plan): towards a low carbon future, COM(2007) 723.
- [7] SNETP, Sustainable Nuclear Energy Technology Platform, <http://www.snetp.eu/>

Deposito nazionale per lo smaltimento dei rifiuti radioattivi: linee guida per la definizione di un piano per ottenere il consenso delle popolazioni

Carla Costigliola, Antonino Dattola,
Diana Savelli

ENEA, Unità Comunicazione

La realizzazione di un programma per la gestione e lo smaltimento in deposito di rifiuti radioattivi rappresenta una questione complessa in ambito sociale, con risvolti etici riguardo l'equità nella distribuzione del rischio e il coinvolgimento delle generazioni future. Sulla base dell'esperienza internazionale e con riferimento a documenti di indirizzo emessi da organismi internazionali (IAEA, OECD-NEA, UE) sono proposte alcune linee guida per la definizione di un piano per informare, coinvolgere e ottenere il consenso delle popolazioni

National Site for Radioactive Waste Disposal: Guidelines for the Definition of a Plan to Get Public Consensus

The definition of an approach for radioactive waste management and disposal at a specific site is a very complex social issue with ethical implications relating to the equal distribution of risk and the involvement of future generations. Based on the international experience and on guideline documents published by some international organizations (IAEA, OECD-NEA, EU), some indications are here reported with a view to define a plan to obtain public information, involvement and consensus

Premessa

Valori quali la salute, la protezione dell'ambiente e la sicurezza stanno acquisendo un'importanza sempre maggiore e la percezione dei rischi legati alla radioattività, e di conseguenza agli impianti di produzione di energia nucleare e alla gestione dei rifiuti radioattivi, è tale che sembra minacciare seriamente tali valori.

Sulla percezione del rischio legata agli impianti nucleari in generale incidono:

- la scarsa conoscenza degli aspetti tecnici di base;
- gravi incidenti quali, ad esempio, quello di Chernobyl;
- possibili atti terroristici;
- la natura impercettibile della radioattività: invisibile, inodore, intangibile;
- il problema della sistemazione dei rifiuti radioattivi.

Nel caso dei depositi per lo smaltimento dei rifiuti radioattivi, contribuiscono al 'rischio' i periodi lunghissimi necessari per lo smaltimento dei rifiuti ad alta attività e l'associato carattere di irreversibilità. Giocano un ruolo essenziale anche fattori di ordine 'politico', particolarmente sentiti nel nostro Paese, quali:

- la scarsa fiducia nelle capacità dello Stato di tenere sotto controllo le proprie infrastrutture;
- le incertezze legate alla discontinuità nelle scelte dei decisori e alla percezione che essi agiscano spesso sotto la spinta dell'improvvisazione;
- la percezione di estraneità al processo decisionale guidato dallo Stato e dall'industria e la conseguente mancanza di fiducia nella correttezza del processo e nei criteri di scelta.

Lo sviluppo sostenibile di un programma nucleare non può prescindere da un piano nazionale che regoli tutte le fasi della gestione del combustibile esausto e dei rifiuti radioattivi^{1,2} e l'accettazione di un deposito per lo smaltimento dei rifiuti radioattivi è propedeutica all'accettazione delle centrali nucleari nel Paese. L'Italia deve inoltre affrontare il problema del deposito nazionale anche nel caso in cui non si costruissero nuove centrali nucleari nel Paese, in quanto deve provvedere al confinamento dei

rifiuti radioattivi che sono depositati provvisoriamente presso i rispettivi luoghi di origine, dei rifiuti derivanti dal *decommissioning* (attualmente in corso) delle centrali dismesse, e del combustibile esausto esportato per il riprocessamento³, che rientrerà nel Paese entro il 2025⁴.

La realizzazione di un programma per la gestione e lo smaltimento in deposito di rifiuti radioattivi rappresenta una questione complessa in ambito sociale, con risvolti etici riguardo l'equità nella distribuzione del rischio e il coinvolgimento delle generazioni future. Sono richieste non solo decisioni di carattere tecnico e normativo, ma soprattutto politico.

È necessario coinvolgere varie tipologie di esperti e tutti i portatori di interesse in qualche modo coinvolti nella scelta del sito e nella realizzazione del deposito, come emerge dalle esperienze e degli approcci seguiti in altri paesi per ottenere il consenso consapevole delle popolazioni.

Situazione a livello internazionale

I programmi per la realizzazione di depositi per rifiuti radioattivi hanno avuto esiti differenti nei diversi paesi:

- solo in alcuni i programmi originari si sono evoluti o realizzati in base alle prime intenzioni;
- in altri i programmi si sono arrestati a causa dell'opposizione del pubblico;
- in altri ancora, grossi problemi di accettabilità hanno determinato una completa rivalutazione e un nuovo approccio nel programma nazionale.

La fiducia del pubblico si rivela in ogni caso determinante per ottenere l'approvazione per la realizzazione di depositi per rifiuti radioattivi. Nella maggior parte dei paesi democratici le popolazioni interessate hanno l'opportunità di rispondere o di obiettare sulle proposte di installazioni nucleari in alcune fasi del processo decisionale. In questo modo la cittadinanza diventa parte attiva e co-protagonista di un processo mirato al raggiungimento di una convinzione ampiamente condivisa secondo cui è possibile ottenere uno smaltimento 'sicuro'.

Un tavolo di confronto internazionale

Il problema è talmente complesso e sentito che, allo scopo di facilitare la condivisione internazionale di quanto appreso dai singoli paesi nel tentativo di trovare soluzioni socialmente accettabili per la gestione dei rifiuti radioattivi, il *Radioactive Waste Management Committee* (RWMC) della *Nuclear Energy Agency* (NEA) ha creato il *Forum on Stakeholder Confidence* (FSC). Il Forum individua, sulla base dei riscontri ottenuti nei vari paesi che collaborano all'iniziativa, quei metodi che potrebbero¹ portare ad un efficace dialogo tra tutti i portatori di interessi, e studia come rafforzare la fiducia del pubblico nei processi decisionali.

Uno dei documenti base prodotti dal FSC è il rapporto *Informare, consultare e coinvolgere il pubblico nella gestione dei rifiuti radioattivi – Panoramica internazionale di approcci ed esperienze* (titolo originale: *Public Information, Consultation and Involvement in Radioactive Waste Management. An International Overview of Approaches and Experiences*^[5]) del 2003, che riporta i risultati ottenuti, con differenti approcci, in 15 paesi: Australia, Belgio, Canada, Finlandia, Francia, Germania, Giappone, Norvegia, Regno Unito, Repubblica Ceca, Spagna, Svezia, Svizzera, Ungheria, USA.

Il rapporto illustra:

- gli approcci adottati nei paesi coinvolti nell'indagine finalizzati alla partecipazione pubblica;
- gli elementi generali e i mezzi di comunicazione più efficaci per conquistare credibilità presso il pubblico;
- le iniziative per informare e coinvolgere gli *stakeholders*, di cui riporta le percezioni, i valori, gli interessi e le reazioni.

Prendendo spunto da questo documento, e da altri studi RWMC-NEA, è possibile individuare alcuni elementi e passi essenziali del percorso per raggiungere l'accettabilità sociale delle politiche di gestione dei rifiuti radioattivi; il percorso effettivo deve essere messo a punto nella singola realtà locale, sollecitando e coinvolgendo tutti i portatori di interesse.

Alla definizione del piano si dovrà pervenire attraverso un'analisi molto approfondita di:

- tutte le singole esperienze degli altri paesi per potere individuare le azioni più diffuse e con maggiori possibilità di successo, nonché gli approcci da evitare; a tale proposito, si ritiene fondamentale la partecipazione attiva di rappresentanti del nostro Paese al *Forum on Stakeholder Confidence* (FSC);
- dati dei sondaggi svolti dalla Commissione europea^[6] per determinare gli interessi, le conoscenze e i sentimenti dei cittadini europei sulla gestione dei rifiuti radioattivi e per acquisire ulteriori preziose informazioni;
- indicazioni emerse nell'ambito delle convenzioni internazionali;
- studi metodologici riguardanti il coinvolgimento e il consenso del pubblico, anche se non strettamente connessi con lo specifico problema di cui si tratta in questo articolo.

Si veda la *tabella 1* per alcuni esempi di approcci ed esperienze riscontrati nel corso dei lavori del FSC e riportati nel documento citato^[5].

Le convenzioni internazionali

Esistono alcune convenzioni internazionali importanti per le politiche relative all'informazione e alla consultazione del pubblico. Le convenzioni sono strumenti legali internazionali, vincolanti per quei paesi che le hanno ratificate e spesso formano la base per lo sviluppo o la modifica di altre leggi o regolamenti nazionali così come di leggi sopranazionali (ad es., le direttive della CE nel caso di Stati membri dell'UE). Si citano qui:

- Convenzione di AAHRUS – Convenzione delle Nazioni Unite sull'accesso alle informazioni, la partecipazione del pubblico ai processi decisionali e l'accesso alla giustizia in materia ambientale;
- Convenzione di ESPOO – Convenzione UNECE sulla valutazione dell'impatto ambientale in un contesto transfrontaliero;
- Dichiarazione di Rio + Agenda 21 – Conferenza delle Nazioni Unite sull'ambiente e lo sviluppo;
- Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management.

1. È d'obbligo il condizionale, in quanto il successo di un'iniziativa in un certo paese può dipendere da fattori locali, ad esempio culturali, o contingenti, e non è detto che ottenga lo stesso successo altrove.

Il programma italiano di gestione dei rifiuti radioattivi

Per quanto riguarda lo stato di avanzamento del programma italiano di gestione dei rifiuti radioattivi, attualmente i rifiuti prodotti in Italia sono immagazzinati negli stessi siti in cui sono stati generati ma, con un Decreto del Ministero dello sviluppo economico del 25 febbraio 2008, sono state avviate azioni volte a localizzare un'area idonea per ospitare un deposito nazionale unico, dove sistemare in via definitiva i rifiuti di I e II categoria e, temporaneamente, i rifiuti ad alta attività (III categoria).

Il decreto ha costituito un Gruppo di lavoro (GDL) misto Stato-Regioni composto da rappresentanti del Governo (MSE, MATT, Salute), delle Regioni (Basilicata, Lombardia, Piemonte, Veneto, Marche, Campania), dell'APAT (ora ISPRA) e dell'ENEA, con il compito di mettere a punto e proporre al MSE una procedura per l'individuazione di un'area idonea al Deposito nazionale, attraverso il coinvolgimento delle amministrazioni e delle comunità locali. Il GDL ha affrontato temi riguardanti la caratterizzazione dell'insediamento, la procedura partecipativa per la scelta del sito, il regime di responsabilità nelle varie fasi e il riordino della normativa sui rifiuti nucleari. Il tipo di insediamento richiede che la scelta del sito sia guidata da criteri analoghi a quelli per le installazioni nucleari e con finalità di radioprotezione.

In estrema sintesi, la procedura illustrata nel rapporto finale del GDL 'Individuazione di procedure e metodologia per la scelta di un sito nazionale per la localizzazione del deposito dei materiali radioattivi e di strutture di ricerca tecnologica ad alto livello'^[7] prevede le seguenti fasi:

1. l'istituzione di una Agenzia nazionale incaricata di provvedere allo svolgimento delle attività dirette alla scelta del sito e alla realizzazione del Deposito nazionale dei materiali radioattivi. L'Agenzia, utilizzando il GIS del Ministero dell'Ambiente, in applicazione di criteri generali di esclusione elencati nel rapporto del Gruppo di lavoro e derivanti da requisiti indicati dalla IAEA, procede ad una ricognizione del territorio nazionale ed elabora una 'Carta nazionale delle aree idonee' (CNAI) alla localizzazione del deposito nazionale;

2. l'Agenzia rende pubblica la Carta nazionale, la trasmette, tramite la Conferenza Stato-Regioni, alle Regioni e alle Amministrazioni locali nel cui territorio risultino esserci aree idonee alla localizzazione del deposito e le invita ad un seminario

nazionale, con la partecipazione di tutti gli *stakeholders*, per presentare i dettagli del progetto. A conclusione del seminario viene richiesto alle Regioni e Amministrazioni locali con aree idonee di manifestare il proprio interesse, senza impegno, ad ospitare il deposito;

3. l'Agenzia avvia discussioni con le Regioni e le Amministrazioni locali che hanno manifestato interesse, su tutti gli aspetti connessi alla realizzazione del deposito. A conclusione ciascuna Regione comunica la propria eventuale accettazione.

In caso di ripetuti insuccessi, al termine delle fasi 2-3 nel localizzare l'area per il deposito nazionale, l'Agenzia perviene all'individuazione di tre siti, anche con il conforto di *peer review* della IAEA sulla scelta effettuata, e richiede nuovamente eventuali manifestazioni di interesse alle Regioni ed Enti locali coinvolti. In mancanza di manifestazioni di interesse l'Agenzia comunica alla Presidenza del Consiglio dei Ministri e alla Conferenza delle Regioni e delle Province Autonome i risultati delle sue indagini e la mancanza di manifestazioni di interesse.

Spunti per la definizione di un piano di azioni

Identificare gli stakeholders e le loro esigenze

Il processo attraverso cui avvengono le scelte deve avere la fiducia del pubblico, e le decisioni devono essere prese con la sensibilità verso gli interessi locali. Ma il 'pubblico' non è un gruppo omogeneo; bisogna innanzitutto identificare i suoi vari componenti (*stakeholders*) e comprendere i loro interessi. Nel caso dei depositi di scorie nucleari i principali *stakeholders* sono:

- abitanti del luogo prescelto;
- movimenti e gruppi di pressione;
- autorità politiche locali;
- autorità politiche centrali e 'opinione pubblica';
- media.

Diversi *stakeholders* hanno diversi interessi nella gestione dei rifiuti nucleari; tutti, però, condividono l'interesse di proteggere l'uomo e la natura da eventuali danni derivanti da sostanze radioattive. Molti di essi dicono di comprendere la necessità di realizzare depositi di smaltimento centralizzati dei rifiuti nucleari e tuttavia di non volerli nel proprio territorio. Le esigenze degli *stakeholders* non possono essere anticipate, ma devono essere comprese attraverso un dialogo diretto. È richiesta l'abilità di discute-

re tutte le problematiche di interesse per il pubblico, inclusi gli interessi sociali e filosofici.

Le certezze da fornire

Ciascuna delle cause di percezione del rischio prima elencate può e deve essere rimossa sulla base di dati concreti. Anche se in questa sede non è pos-

sibile esaurire l'argomento, vengono elencati nel seguito alcuni elementi chiave:

- Occorre dare al pubblico informazioni di base sulla produzione di energia elettrica da fonte nucleare e sulle metodologie di condizionamento e smaltimento dei rifiuti radioattivi prodotti.
- Riguardo la sicurezza degli impianti nucleari

Tabella 1 – Alcuni esempi di approcci ed esperienze di individuazione dei siti

Organizzazione Referente	Attività
POSIVA, Finlandia	Il Processo VIA nel 1997-1999. Interazione a livello locale tra enti attuatori, residenti, imprenditori, politici, funzionari governativi locali, membri di associazioni.
BMU, Germania	Esperienze di Gorleben. Conferenze di scienziati e tecnici. Meeting per consentire discussioni in contraddittorio con ampia partecipazione.
	Esperienze di Konrad. Inchiesta pubblica per assicurare che tutti gli interessi della popolazione fossero tenuti in debito conto.
HAEA, Ungheria	Individuazione dei siti per il deposito di rifiuti a bassa e media radioattività. Il pubblico è stato interpellato in merito all'eventuale consenso o dissenso alle attività di esplorazione.
SKB, SKI e SSI, Svezia	Il Processo VIA nella Contea di Kalmar e nel comune di Oskarshamn. Profani in materia, tra politici, dipendenti del Comune e cittadini, partecipano ai lavori. Le autorità competenti sono visibili per tutta la durata del processo.
	La proposta dell'SKB di tre siti candidati a indagini della superficie mediante l'utilizzo di esplorazioni profonde è stata rivista dall'SKI alla luce di maggiori input da parte dell'SSI e di altre organizzazioni.
CSN e ENRESA, Spagna	Laboratorio sotterraneo di ricerca – IPES. Il progetto è stato accettato dal governo centrale e regionale.
	Smantellamento di parafulmini. Trattative con molti comuni. Alcuni di essi hanno acconsentito a ospitare lo stoccaggio.
	Deposito di rifiuti a bassa e media radioattività di El Cabril. Tre anni di comunicazione dedicata comprendente meeting con il Governo e il Parlamento Andaluso, meeting con le autorità locali, campagne di informazione, visite tecniche ecc.
	Progetto di decommissioning Vandellos I e progetto di decommissioning della vecchia fabbrica di uranio di Andujar. Comitati locali di informazione e monitoraggio, presieduti da un professore universitario, con sindacati, associazioni vicine alla ONG, partiti politici ecc.
ONDRAF/NIRAS, Belgio	Agli inizi degli anni Novanta, ONDRAF/NIRAS ha eseguito degli studi con lo scopo di valutare la fattibilità tecnica della costruzione di un deposito di superficie su vari tipi di formazioni geologiche favorevoli. Approccio all'individuazione dei siti basato su criteri puramente tecnici.
	ONDRAF/NIRAS ha sviluppato l'idea delle partnership locali. Ogni parte che possa essere direttamente interessata da una decisione collettiva dovrebbe potersi esprimere in merito. Mediatori indipendenti, provenienti dal mondo della ricerca universitaria, lavorano con gli stakeholders locali per sviluppare una maggiore comprensione. Ulteriore aspetto innovativo di questa nuova metodologia è quello dell'integrazione: un'integrazione a livello locale che consenta lo sviluppo di bozze di progetti di depositi, creando nuove prospettive per le regioni interessate.

Fonte: *Public Information, Consultation and Involvement in Radioactive Waste Management. An International Overview of Approaches and Experiences*, ISBN 92-64-02128-0, OECD, Paris, 2003

per la produzione di energia, anche considerando le prime generazioni di reattori gestiti secondo criteri in uso negli stati occidentali, si può dimostrare che il kWh nucleare ha arrecato meno danni (all'ambiente e all'uomo) del kWh a carbone; non si deve dunque aspettare esclusivamente la 'quarta generazione', poi-

Esperienze

Una maggiore spinta a indire discussioni circa benefici e svantaggi delle alternative nella gestione dei rifiuti nucleari.

Prolungate discussioni tra i 'funzionari' e le platee. Nessuna reale partecipazione. Nessuna decisione sul successivo passo da compiere in merito alle indagini è stata palesata.

Gli oppositori si sono fidati della procedura di rilascio delle licenze. Conferma del progetto dei soggetti richiedenti.

La maggioranza del pubblico locale supporta il processo di individuazione dei siti.

Notevole impatto sugli studi dei siti (quali tematiche debbano essere evidenziate). Il programma è stato influenzato in modo da tenere conto delle condizioni del Comune assicurando le prospettive locali. La competenza locale è aumentata notevolmente. Il processo è ora in fase di adeguamento per gestire le indagini sui siti.

La proposta è stata approvata dal Governo sulla base delle raccomandazioni dello SKI. Due comuni hanno acconsentito alle indagini sui siti, mentre un terzo comune si è espresso negativamente.

Obiezione sociale e abbandono del progetto.

Opposizione al progetto. La strategia è stata modificata a favore del riciclo delle sorgenti radioattive di americio all'estero.

Accettazione locale e autorizzazione a costruire.

È stato assunto un fermo atteggiamento proattivo verso tutte le autorità, i partiti politici e i media.

Il rapporto ha generato un allarme generale ed è stato respinto unanimemente da tutti i consigli locali interessati dalle 98 zone identificate.

Finora sono state create due partnership: nelle comunità locali di Desiel e Mol. Attualmente operano quattro gruppi di lavoro per ciascuna partnership. Sebbene sia troppo presto per trarre conclusioni, sembra che il concetto sia molto apprezzato sia dai politici locali sia dalle associazioni locali interessate. Il livello di partecipazione è elevato.

ché in termini di sicurezza la tecnologia nucleare è già 'competitiva' nei confronti delle altre forme di produzione di energia^[8,9].

- Riguardo lo smaltimento definitivo dei rifiuti a media attività, i depositi di superficie già presenti in altri paesi, come Francia (deposito di La Manche) e Spagna (deposito di El Cabril) tra quelli a noi più prossimi, sono validi esempi del tipo di soluzione che il nostro Paese dovrebbe poter adottare, sia in termini di sicurezza che di integrazione nel territorio.
- Inoltre, sarebbe utile precisare qual è il quantitativo di scorie ad alta attività da ospitare 'temporaneamente' presso lo stesso deposito superficiale, in attesa di una soluzione comunitaria, e confrontarlo (*figura 1*) con i quantitativi degli altri tipi di rifiuti generati dall'uomo nella vita domestica o associati alla produzione di beni e servizi, compresa la produzione di energia con altre fonti.

Sempre con riferimento al deposito di rifiuti radioattivi, si deve far presente che esso:

- si basa su soluzioni tecniche consolidate e affidabili;
- è un contributo alla soluzione di un problema di interesse nazionale;
- può comportare per le comunità interessate riconoscimenti, in termini ad esempio di agevolazioni tariffarie, per compensare la presenza di una attività che impegna il territorio e richiede comunque servizi e aree di rispetto;
- include un presidio tecnologico e laboratori avanzati con evidenti vantaggi per il territorio, anche in termini di occupazione.

Inoltre, per superare il sentimento di sfiducia che i cittadini provano nei confronti dello Stato, si ritiene importante far comprendere che:

- è assolutamente possibile ottenere uno smaltimento 'sicuro', con rischi contenuti e nel pieno rispetto del contesto ambientale, legale, culturale e storico del Paese;
- le scelte nazionali sono coerenti con quelle degli altri paesi;
- l'Italia ha aderito a impegni e programmi di ampio respiro a livello internazionale (v. riquadro 'Esempi di strumenti e convenzioni internazionali') nell'ambito dei quali, attraverso il confronto e la condivisione di scelte di tipo tecnico, normativo ecc., viene assicurata la validità, trasparenza e coerenza delle scelte e delle politiche nazionali in tema di gestione dei rifiuti radioattivi.



Figura 1

Blocco in vetro borosilicato contenente materiale chimicamente identico ai rifiuti ad alta attività riprocessati. Un elemento di dimensioni come quelle rappresentate conterrebbe tutti i rifiuti ad alta attività prodotti per generare da fonte nucleare la corrente elettrica necessaria ad una persona per tutta la vita

Fonte: World Nuclear Association; al momento della stesura di questo articolo l'informazione è reperibile all'indirizzo <http://www.world-nuclear.org/education/wast.htm>

Alcuni principi di base

Il pubblico interessato vuole:

- essere coinvolto prima possibile;
- ricevere con largo anticipo informazioni e risultati di indagini;
- conoscere le regole che guidano le scelte, per seguire con maggior consapevolezza il processo decisionale;
- accedere in modo efficace agli atti;
- poter esprimere il proprio parere e le proprie critiche nelle varie fasi.

Nel dialogo con il pubblico è necessario che le informazioni siano:

- tempestive;
- comprensibili;
- credibili;
- coerenti;
- relative a tutte le problematiche di pubblico interesse.

Bisogna consentire un facile accesso alle informazioni utilizzando molteplici strumenti di comunicazione (vedi oltre) biunivoca piuttosto che di informazione a senso unico. È indispensabile ottenere un *feedback* dal pubblico al fine di identificare e successivamente affrontare problematiche di interesse sociale.

È fondamentale, inoltre, che:

- le autorità competenti siano visibili per tutta la durata del processo;

- gli abitanti conoscano e possano avere contatti con i diretti responsabili di ogni fase del processo. Per consentire il dialogo e la partecipazione consapevole è preferibile che il processo decisionale sia costituito da passi successivi modificabili e reversibili, con regole fissate per bilanciare il bisogno di rivedere le decisioni e la necessità di andare avanti. In nessun caso si sono avuti esiti positivi dando priorità alle scadenze rispetto al coinvolgimento.

Per coinvolgere il pubblico su argomenti tecnici occorrono molto tempo e molte risorse. Le discussioni troppo tecniche non sempre però sono servite allo scopo, come neanche la preparazione di documenti tecnici, che non tengono conto degli interessi reali delle comunità locali. Esiti più positivi si sono ottenuti invece con comitati locali di informazione, di monitoraggio, di discussione e suggerimenti, presieduti da professori universitari e aperti a sindacati, ONG, partiti e cittadini.

L'impatto delle ONG sui media e sul pubblico può creare problemi di credibilità alle istituzioni. Le informazioni fornite dagli operatori del settore e dagli enti regolatori sono spesso recepite con diffidenza allorché i media e le ONG propongano esperti alternativi che esprimono pareri in completo contrasto con le informazioni ufficiali. La totale trasparenza e accessibilità sono i soli mezzi per affrontare tali situazioni e problematiche.

I rapporti con i mass media sono fondamentali per la trasparenza e l'accessibilità; è pertanto utile instaurare rapporti amichevoli con i giornalisti e i curatori dei media, che devono poter identificare l'aspetto e le caratteristiche personali del portavoce ufficiale e del funzionario che fa da interfaccia con i media nelle istituzioni coinvolte nel processo.

Elementi che favoriscono la credibilità e la fiducia

- Massimo livello possibile di franchezza e trasparenza, che aiuterà, in ultima analisi, a dimostrare che l'ente attuatore e quello regolatore non hanno nulla da nascondere.
- Processi decisionali maggiormente accessibili: i governi locali e i cittadini dovrebbero essere coinvolti nei processi fin dall'inizio.
- Obiettività (tenere conto delle informazioni da più fonti, assenza di interessi acquisiti).
- Leadership e coinvolgimento del governo nazionale.
- Volontà di fornire la tempistica del processo.
- Parlare di ciò che il pubblico vuole sapere, non limitarsi solo a ciò che si vuole dire.

- Mai promettere ciò che non si può mantenere e non scegliere mai una soluzione temporanea per aggirare il problema.
- Affrontare l'interlocutore: un solo contatto con la controparte crea molta più fiducia rispetto alle mere 'Frequently Asked Questions' (FAQ).
- Processo decisionale aperto, trasparente, corretto e partecipativo. Si tratta di una decisione che dovrebbe essere presa a livello nazionale e gli attori nazionali devono dimostrarsi impegnati nel processo.
- Chiarezza di ruoli e responsabilità per i differenti attori del processo, incluse le autorità locali.
- Il comportamento degli attori principali deve essere improntato alla coerenza e al dialogo e dimostrare la propria competenza tecnica.

Le istituzioni e gli attori a vario titolo coinvolti

Come già detto, la realizzazione di un programma per la gestione e lo smaltimento in deposito di rifiuti radioattivi rappresenta una questione molto complessa in ambito sociale. È pertanto necessario affrontarla con un approccio e con risorse e competenze adeguati. Bisogna coinvolgere esperti di discipline diverse, quali comunicazione, scienze sociali, psicologia, economia, ambiente, medicina, giurisprudenza, oltre, ovviamente, quelle più specificamente tecniche. Un ruolo chiave deve essere svolto dalle Istituzioni

e dagli Enti pubblici impegnati a vario titolo nel settore nucleare, o come soggetto con ruolo istituzionale o come entità indipendente (Università, Enti di Ricerca, Associazioni di esperti), con ruolo di 'garante' nel dibattito pubblico. Nel seguito, a titolo di esempio, viene preso in considerazione il ruolo tipico degli Enti regolatori nazionali e della comunità degli esperti in radioprotezione.

Ruolo chiave degli Enti regolatori – L'atteggiamento degli Enti regolatori nazionali è stato ovunque importante, anche per quel che riguarda la loro partecipazione nel dialogo pubblico. L'indipendenza, la competenza, l'integrità, la coerenza e il grado di responsabilità degli enti regolatori o, meglio, la percezione che il pubblico ha di tali requisiti, sono essenziali ai fini dell'ottenimento della fiducia e del consenso. Il successo dei programmi di sensibilizzazione e coinvolgimento si impernia in larga misura su quanto efficacemente gli enti regolatori rendano conto della loro presenza e del loro ruolo e comunichino la loro indipendenza, capacità e integrità. In generale, la mancanza di credibilità presso il pubblico delle organizzazioni per la gestione dei rifiuti e degli enti regolatori sembra riflettere la mancanza di credibilità nei governi e nel 'grande business' nel suo complesso. Per gli enti regolatori e attuatori di attività di gestione dei rifiuti ciò si traduce non in una mancanza di fiducia nella loro competenza, bensì nello

Esempi di strumenti e convenzioni internazionali

Numerose convenzioni e trattati internazionali impegnano gli stati ad adottare procedure, standard e criteri di sicurezza condiziati in tema di rifiuti radioattivi.

- Il *Radioactive Waste Management Committee* (RWMC – Comitato per la gestione dei rifiuti radioattivi, istituito dall'Agenzia nucleare dell'Organizzazione per la cooperazione e lo sviluppo economico OECD-NEA), nell'ambito delle proprie attività finalizzate all'interscambio di informazioni ed esperienze nel campo del *decommissioning* e della gestione dei rifiuti radioattivi, prevede la possibilità per gli Stati membri di sottoporre i propri programmi nazionali a una valutazione paritetica, *peer review*, effettuata da specialisti internazionali. Questo strumento può indurre stati, operatori di settore e agenzie nazionali ad adeguarsi a procedure e standard largamente condivisi e sperimentati in altri paesi.
- Un altro strumento di particolare interesse è la già citata *Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management* (Convenzione congiunta sulla sicurezza della gestione del combustibile esaurito e sulla sicurezza della gestione dei rifiuti radioattivi), che non prevede controlli o sanzioni, ma impegna gli stati a periodiche riunioni di lavoro nel corso delle quali ciascun paese è tenuto a presentare un rapporto nazionale dettagliato sui provvedimenti adottati. La relazione di sintesi dell'incontro viene resa pubblica, come pure i rapporti nazionali (decisione quest'ultima che dipende comunque dalla volontà del singolo Stato).

I documenti della Joint Convention e del RWMC sono pubblici e accessibili via Internet.

scetticismo circa la loro integrità e le loro intenzioni. Ben poco si può fare direttamente per cambiare questo atteggiamento, se non mantenere un elevato grado di integrità nel trattare con il pubblico. La mancanza di volontà di sottoporre a revisione periodica il proprio lavoro nuoce alla credibilità, come pure dare maggiore priorità alle scadenze rispetto al coinvolgimento. Le autorità competenti devono inoltre essere visibili per tutta la durata del processo.

In numerosi paesi (Spagna, Svezia, Svizzera, USA) sono state intraprese iniziative per far conoscere al pubblico l'ente regolatore, attraverso la presenza dell'ente in incontri e forum pubblici; questo ha permesso una migliore interazione con gli 'attori' chiave, ad esempio media e rappresentanti locali, e la messa a punto di strumenti per accrescere la conoscenza del pubblico in materia di sicurezza nucleare.

Gli specialisti in radioprotezione – Nella maggior parte dei paesi industrializzati, un contributo efficace alla discussione in merito alle problematiche relative alle installazioni nucleari giunge dalla comunità di specialisti in radioprotezione. Il dibattito sulla protezione dalle radiazioni comprende aspetti tecnici, sanitari, ambientali, economici, legislativi e comunicativi e ha dimostrato che il pubblico dei non esperti chiede di partecipare ai processi decisionali in ambito tecnico-scientifico. Anche la comunità italiana di radioprotezione (Associazione Italiana di Radioprotezione – AIRP) è attiva per coinvolgere maggiormente gli stakeholders nei processi decisionali e creare le basi per accrescere la mutua fiducia fra tutte le parti in causa. All'interno dell'AIRP è presente il gruppo di lavoro 'La comunicazione in Radioprotezione', attento anche allo sviluppo di programmi per lo smaltimento di rifiuti radioattivi basati sul coinvolgimento nella discussione del pubblico dei non esperti e di tutte le parti interessate. L'esperienza maturata dal gruppo di lavoro costituisce una preziosa risorsa su cui fare affidamento nella messa a punto di un piano nazionale per il consenso delle popolazioni al programma di gestione e smaltimento dei rifiuti radioattivi.

Coinvolgere il pubblico nella definizione delle regole

L'esperienza di diversi paesi ha dimostrato che un coinvolgimento attivo in fase di definizione norma-

tiva è stato molto apprezzato dal pubblico e si è rivelato spesso determinante per l'approvazione.

L'interesse a partecipare può essere mantenuto solo se gli *stakeholders* ritengono di poter avere una qualche influenza sulle decisioni chiave.

Occorre innanzitutto definire quali decisioni possano essere influenzate dall'opinione pubblica e quali no e poi onorare tutti gli impegni presi con il pubblico.

In Svezia sono stati ad esempio attivati dei *focus group* per ottenere input dal pubblico riguardo i regolamenti di protezione dalle radiazioni e per lo smaltimento dei rifiuti: l'iniziativa è stata apprezzata e alcuni input del pubblico sono stati presi in considerazione.

Scegliere il momento giusto

L'esperienza in molti paesi ha dimostrato che gli *stakeholders* dovrebbero poter partecipare dalle primissime fasi del processo di individuazione dei siti. È difficile, se non impossibile, riparare errori iniziali che colpiscono la credibilità.

Facendo riferimento al rapporto finale del GDL istituito nel nostro Paese con Decreto Ministeriale del Ministero dello Sviluppo Economico, che riguarda l'intero processo decisionale, dalla ricognizione del territorio nazionale finalizzata alla selezione delle aree idonee fino all'eventuale individuazione del deposito, si ritiene opportuno dare sin dall'inizio la possibilità al pubblico di farsi una opinione informata sulle soluzioni proposte, sulle modalità e sulle procedure. Queste sono state sufficientemente definite dal GDL da poter essere 'illustrate' e commentate, con tutte le informazioni di base necessarie per essere comprese, discusse ed eventualmente integrate/modificate. L'identificazione stessa delle aree idonee, ad esempio, benché basata su criteri IAEA, dovrebbe avvenire almeno dopo aver illustrato al pubblico, affinché li possa ragionevolmente condividere, gli stessi criteri IAEA.

Come già detto in precedenza, in altre nazioni, l'individuazione di possibili siti basata su criteri puramente tecnici ha generato un allarme generale ed è stata respinta unanimemente dalle popolazioni delle zone identificate.

Il processo decisionale, se condiviso sin da questa fase, costituirebbe il termine di riferimento certo per interagire con gli *stakeholders* via via interessati dai passi successivi e consentirebbe di seguire con maggior consapevolezza le scelte, di accedere in modo

efficace agli atti e di fare le proprie critiche nelle varie fasi. In relazione allo stato di avanzamento del programma, e alle difficoltà riscontrate ad ogni passo, possono essere adeguate le azioni di informazione e coinvolgimento.

La Valutazione di Impatto Ambientale (VIA)

In concreto, la Valutazione di Impatto Ambientale (VIA) si è rivelata uno strumento importante per il coinvolgimento dei Comuni interessati e delle popolazioni in generale in paesi (Finlandia, Svezia) nei quali si è poi giunti all'accettazione del deposito.

I requisiti per l'informazione al pubblico interessato o direttamente coinvolto e per le consultazioni con lo stesso fanno direttamente parte della legislazione VIA. La direttiva UE 85/337/EEC e successive modifiche (direttiva 97/11/EC) richiede che il pubblico interessato sia informato come parte del processo VIA per certi progetti, tra cui le strutture di smaltimento e quelle per l'immagazzinamento a lungo termine dei rifiuti radioattivi. Queste informazioni devono essere fornite con largo anticipo, consentendo al pubblico di esprimere la propria opinione prima che qualsiasi decisione venga presa in merito all'eventuale consenso.

Principi contenuti nella VIA: trasparenza, ampio coinvolgimento delle parti interessate, partecipazione fin dalle fasi iniziali e descrizione delle alternative, inclusa la soluzione 'zero' (non fare nulla).

La VIA e i suoi principi possono considerarsi come parte fondamentale di una metodologia mirata alla partecipazione del pubblico.

Gli strumenti più efficaci

Per il coinvolgimento di tutti gli *stakeholders* è necessario utilizzare diversi strumenti.

Si elencano nel seguito quegli strumenti che a livello internazionale hanno dato i migliori risultati, in termini di coinvolgimento finalizzato all'accettazione di insediamenti nucleari, inclusi i depositi di rifiuti radioattivi, e che si suggerisce di utilizzare:

- Comitati locali di informazione e monitoraggio, da istituire e mantenere per tutta la durata del processo, per trasmettere informazioni, discutere e argomentare tutte le problematiche; questi comitati dovrebbero essere costituiti appena il programma è maturo abbastanza da poterne fornire un resoconto com-

pleto; vi dovrebbero essere rappresentati autorità locali, membri di partiti politici e organizzazioni sociali.

- Meeting, seminari e interviste pubbliche con personalità, leader e professori universitari in grado di trasmettere messaggi chiari e convincenti.
- Gruppi di discussione e di approfondimento.
- Giornate informative per sollecitare discussioni in contraddittorio con cittadini e associazioni più motivati al confronto, in grado di riportare gli elementi di giudizio acquisiti.
- Discussioni nelle scuole, anche fuori orario scolastico ma non solo, e aperte ai genitori.
- Centri di informazione dotati di modelli interattivi adatti a persone di tutte le età.
- Siti web *user-friendly* e preferibilmente in due moduli: uno destinato al vasto pubblico e uno ai bambini e ai giovani; ad esempio su web dovrebbe essere già disponibile, prima di successive decisioni governative in merito, lo stesso rapporto finale del GDL, commentato e con tutte le informazioni di base necessarie per comprenderlo, possibilmente con illustrazioni che aiutino a orientarsi nella procedura; dovrebbe essere possibile raccogliere osservazioni da parte degli utenti e consentire discussioni con esperti (professori universitari, radioprotezionisti).
- Materiale informativo di vario genere: pubblicazioni, CD-ROM, DVD ecc. di semplice lettura/uso e senza troppi dettagli tecnici, a supporto delle attività precedentemente indicate.
- Pacchetti informativi specifici per i media.

Un compito importante assegnato ai meeting, ai centri di informazione e ai siti Internet è quello di ottenere un feedback dal pubblico che consenta una verifica continua dell'efficacia delle azioni di coinvolgimento intraprese ed una loro ottimizzazione.

Suggerimenti conclusivi

- Aver cura che la popolazione locale consideri il progetto come il proprio progetto e non un progetto imposto dall'esterno.
- Il coinvolgimento deve riguardare tutti gli abitanti dei siti compatibili, prima della scelta.
- Mettere gli abitanti a conoscenza preventivamente delle regole che guidano la scelta e dei passi che devono essere effettuati.
- Gli abitanti devono conoscere i responsabili dei singoli passi, poter monitorare e criticare le scelte mediante esperti di parte.

- Lavorare su una scala di tempi locale, che cioè dia tempo agli interessati di acquisire gli elementi di giudizio senza spingere troppo la tempistica: in uno dei casi dall'esito più rapido – deposito rifiuti a bassa e media attività di El Cabril, Spagna – ci sono voluti tre anni di comunicazione dedicata, con meeting, campagne informative, visite ecc. per arrivare all'accettazione locale e all'autorizzazione a costruire.
- Ricorrere a mediatori indipendenti, provenienti ad esempio dal mondo della ricerca universitaria.
- 'Prendere appunti' durante gli incontri: è necessario che ogni 'esperto' si adatti ad un lavoro di *reporting*, per far tesoro comune dei feedback ricevuti.
- Ristrutturare e aggiornare il formato dei meeting e il contenuto del materiale informativo per tener conto delle obiezioni e delle richieste dei cittadini, senza fare 'sondaggi' ma annotando – come detto prima – le proposte ricevute durante gli incontri.
- Integrare degli aspetti tecnico-scientifici con quelli sociali.
- Accettare obiezioni anche se queste portano a riformulare parte del progetto, affinché la scelta finale sia la più condivisa possibile.

Una proposta organizzativa

Per ottimizzare l'intervento, si propone di costituire una serie di team composti da tutti gli esperti necessari (in comunicazione, scienze sociali, psicologia, economia, ambiente, medicina, giurisprudenza, oltre che, ovviamente, tecnici) e rappresentanti di tutte le istituzioni coinvolte nel processo, che operino a livello locale nei territori interessati al dibattito, utilizzando gli strumenti illustrati in precedenza.

Tali team dovranno essere presenti in loco e a disposizione totale della popolazione e degli *stakeholders* locali sin dalle prime fasi del processo e durante tutto il tempo ad essi necessario per approfondire, dibattere ed acquisire elementi di giudizio sufficienti per prendere una decisione.

I team non dovranno agire in maniera autonoma, ma formare un 'rete nazionale' che si occupi di mettere a punto strumenti informativi 'comuni' (sito web, pubblicazioni, CD-ROM, DVD, pacchetti informativi specifici per i media) e che, facendo tesoro delle esperienze dei singoli team e dei feedback che pervengono dai vari pubblici locali, effettui una verifica continua dell'efficacia delle azioni intraprese ed una loro ottimizzazione.

Bibliografia

- [1] *Communication from the Commission to the Council and the European Parliament: Nuclear Illustrative Programme*, presented under Article 40 of the Euratom Treaty for the opinion of the European Economic and Social Committee, Brussels, 10.1.2007, COM(2006) 844 final.
- [2] Council of the European Union, 2798th Council Meeting – Economic and Financial Affairs, Brussels, 8 May 2007, Press release 9171/07 (Presse 97).
- [3] *Sixth Situation Report Radioactive Waste and Spent Fuel Management in the European Union*, Commission Staff Working Document, September 2008.
- [4] Comunicato Sogin-Areva del 9 maggio 2007.
- [5] *Public Information, Consultation and Involvement in Radioactive Waste Management. An International Overview of Approaches and Experiences*, ISBN 92-64-02128-0, OECD, Paris, 2003.
- [6] *Attitude towards radioactive waste*, Special Eurobarometer 297, European Commission, June 2008.
- [7] *Individuazione di procedure e metodologia per la scelta di un sito nazionale per la localizzazione del deposito di materiali radioattivi e di strutture di ricerca tecnologica di alto livello*, Rapporto finale del Gruppo di Lavoro ex DM 25.02.2008 (GU n. 57 del 7/3/08), settembre 2008.
- [8] *Nucleare da fissione. Stato e prospettive*, AA.VV., a cura di Stefano Monti, Collana Focus – Sviluppo sostenibile, ENEA, 2009.
- [9] *Energy Analysis of Power Systems*, World Nuclear Association, luglio 2009 (disponibile, al momento della stesura di questo articolo, all'indirizzo Web <http://www.world-nuclear.org/info/inf11.html>).

Utilizzo della *Ralstonia detusculanense*

Giuseppe Quartieri*
Piero Quercia**
Pasquale Avino***

* Libera Università L.U.de.S., Lugano

** INFN-LNF, Frascati, Roma

*** DIPIA-ISPEL, Roma

*Il batterio *Ralstonia detusculanense*, scoperto nei laboratori INFN e caratterizzato biologicamente in quelli dell'ENEA, utilizzato come concentratore o biodepuratore di specie radioattive, permette l'individuazione e la "cattura" di quantità anche infinitesimali di sostanza. Si possono avere diversi sensori specifici, ed è allo studio l'estensione dell'uso di questo batterio a tre dei più pericolosi prodotti di fissione dei reattori nucleari (^{135}Cs , ^{137}Cs , ^{90}Sr)*

Uses of *Ralstonia Detusculanense*

Ralstonia detusculanense is a bacterium allowing to identify and capture infinitesimal quantities of substance. It was discovered in INFN laboratories, biologically characterised in ENEA's and is used as a concentrator or biopurifier of radioactive species. Different specific sensors can be obtained and the extended use of such bacterium to three of the most dangerous nuclear fission products (^{135}Cs , ^{137}Cs , ^{90}Sr) is being studied

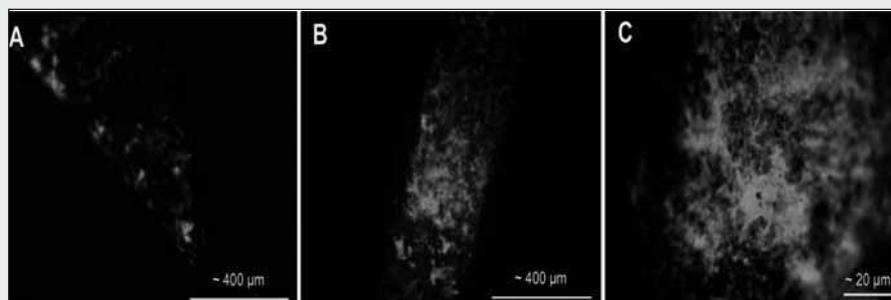


Figura 3
Assorbimento metalli e bioluminescenza a 10-30-70 giorni
Fonte: US Department of Energy

lanense, oppure per la bonifica di alcune zone, teatro di eventi bellici, in cui è stato fatto largo uso del cosiddetto 'uranio depleto' (progetto in via di finanziamento tra ENEA, Università di Roma La Sapienza ed una industria esperta in bio-reattori sotto la completa responsabilità del Ministero della Difesa)².

Nel caso di sostanze radioattive, il metallo pesante (anche radioattivo), quando penetra la parete cellulare e viene assorbito, dà una quantità di luce altamente riproducibile. Il batterio può essere messo in contatto direttamente con il campione da esaminare; è estremamente semplice l'operazione, sia in fase liquida che solida, non servono eccessive preparazioni. Si possono creare molti diversi sensori specifici per coprire, ad esempio, uranio, zinco, cadmio, nichel, cromo, mercurio.

Tale batterio, oltretutto come biosensore, potrebbe essere utilizzato anche come concentratore o bio-depuratore di metalli o sostanze pericolose, alcune delle quali potrebbero essere direttamente metabolizzate e rese inoffensive in loco e altre potrebbero essere raccolte e concentrate, come nel caso dei biofilms per i *ponds* nucleari. In questo caso, parlare di trasmutazioni è sicuramente eccessivo, perché non si vedono reazioni biologico/nucleari evidenti; però, in un certo qual modo, le sostanze vengono sicuramente elaborate. Infatti, ogni organismo che ne ingloba un altro, lo fa per trasformato,

digerirlo e ricavarne energia. Una spiegazione plausibile risiede nella natura stessa dell'organismo: questo archeobatterio, essendo sopravvissuto negli ambienti estremamente radioattivi e nocivi di miliardi di anni fa, potrebbe aver sviluppato sistemi biochimici per utilizzare (o nutrirsi di) radiazioni.

Dal punto di vista applicativo, il batterio *Ralstonia detusculanense* potrebbe essere autoingegnerizzato e coniugato con cellule superiori più efficienti (piante o alghe) che crescono più velocemente dello stesso, che originariamente invece è piuttosto lento, essendo appunto un archeobatterio. Inoltre, ci sono anche evidenze sperimentali che tali batteri possono trasmutare e/o accelerare reazioni di trasmutazione nucleare³. Un esempio di applicazione in campo nucleare⁴ viene dalla Società spagnola Endesa, che ha comunicato nel 2005 di aver trovato un batterio tipo *Ralstonia detusculanense* anche nelle piscine di raffreddamento delle barre di combustibile esausto e ha applicato tale batterio per la bio-concentrazione di particolari metalli, nello specifico isotopi radioattivi: la Endesa ha applicato, con pieno successo, tale tecnica per la bio-concentrazione del ⁶⁰Co e ha brevettato il processo a livello internazionale⁵. Dal 2007 sono in corso ulteriori studi per applicare questo batterio anche a ⁹⁰Sr, ¹³⁵Cs, ¹³⁷Cs, cioè a tre dei più pericolosi prodotti di fissione dei reattori nucleari.

2. S. Martellucci et al., *Fusione Fredda. Storia della Ricerca in Italia*, ENEA 2008.; ISBN 88-8286-162-7; http://www.enea.it/produzione_scientifica/pdf_volumi/V2008_14_StoriaFusioneFredda.pdf.

3. V.I. Vysotski, V.N. Shevel, A.B. Tashirev, A.A. Kornilova, *Successful experiments on utilization of high-activity nuclear waste in the process of transmutation in growing associations of microbiological cultures*, Proceedings of the 10th International Conference on Cold Fusion, 2003, Cambridge, MA).

4. S. Martellucci et al., *Fusione Fredda. Storia della Ricerca in Italia*, ENEA 2008.; ISBN 88-8286-162-7; http://www.enea.it/produzione_scientifica/pdf_volumi/V2008_14_StoriaFusioneFredda.pdf.

5. Il loro lavoro scientifico è stato pubblicato su *International Microbiology* 8, 223-230 (2005).

Incontro ENEA-CEA a Cadarache. Definiti i dettagli dell'accordo di cooperazione per ricerche sull'energia nucleare da fissione e da fusione e le energie rinnovabili

A seguito della firma dell'Accordo Quadro fra ENEA e CEA (Commissariat à l'Énergie Atomique) del 22 luglio scorso, mercoledì 16 dicembre una de-

legazione dell'ENEA, guidata dal Commissario ing. Giovanni Lelli, ha visitato il centro CEA di Cadarache, situato a pochi chilometri della città di Aix-en-Provence. Il Commissario ENEA ha incontrato l'Amministratore Generale del CEA, dr. Bernard Bigot, con il quale ha effettuato un'ampia disamina dei vari temi dell'accordo bilaterale: la ricerca sul nucleare da fissione, la partecipazione italiana al progetto internazionale ITER, le grandi iniziative europee nel campo dell'energia, lo sviluppo delle energie rinnovabili sul quale, proprio in questi giorni, il CEA ha ricevuto dal governo francese un nuovo specifico mandato, analogo a quello dell'ENEA.

Per quanto riguarda la fusione termonucleare, l'ing. Lelli ha sottolineato l'importanza che il progetto FAST riveste per l'ENEA ed ha auspicato che le collaborazioni in atto su questo progetto vengano ampliate e formalizzate con un accordo di collaborazione specifico.

La delegazione ENEA ha visitato i siti del reattore di ricerca denominato Jules Horowitz Reactor e del reattore a fusione ITER, entrambi in fase di costruzione, nonché l'impianto Leca-Star per le analisi di post-irraggiamento di elementi di combustibile e di materiali strutturali provenienti dalle centrali nucleari di potenza o dai reattori di ricerca. Durante la visita al sito di ITER, il Direttore Generale del progetto, K. Ikeda, ha illustrato le caratteristiche principali della macchina, le tappe che porteranno all'avvio di ITER all'orizzonte del 2020, nonché l'impatto socio-economico che la realizzazione di una simile impresa internazionale comporta sul territorio.

Per quanto riguarda il nucleare da fissione, le Parti hanno avuto modo di effettuare il

punto sullo stato di avanzamento dell'accordo bilaterale stipulato lo scorso luglio e di discutere nuovi temi di collaborazione. L'ENEA ed il CEA hanno già avviato ricerche comuni sullo sviluppo e la qualificazione di alcuni codici di calcolo per la fisica del reattore, le analisi di sistema e di sicurezza e la termo-meccanica avanzata. Grande importanza, anche nella prospettiva di possibili applicazioni di interesse dell'industria nucleare italiana, in vista delle prossime realizzazioni di impianti LWR di III generazione nel nostro Paese, riveste la partecipazione dell'ENEA al progetto Jules Horowitz Reactor. Per l'Italia questo progetto rappresenta anche un'importante occasione di formazione di giovani ingegneri e ricercatori provenienti dalle università italiane, sia nella fase di costruzione sia di esercizio. Le Parti hanno anche concordato di avviare quanto prima ulteriori collaborazioni nel campo delle tecnologie sia dei reattori di III generazione avanzati, come l'EPR francese, sia dei futuri sistemi nucleari di IV generazione, con particolare riferimento ai reattori a spettro neutronico veloce. Come previsto nell'Accordo Quadro, l'ENEA ed il CEA nei prossimi mesi firmeranno anche specifici accordi bilaterali sulle energie rinnovabili, sui materiali innovativi e sulle tecnologie ambientali sostenibili. Infine l'ENEA ed il CEA hanno concordato di sviluppare posizioni comuni a supporto delle politiche energetiche comunitarie sul nucleare, quale la *European Sustainable Nuclear Industrial Initiative* e la *European Energy Research Alliance*, e di cogliere ogni occasione per incentivare, in maniera congiunta, l'alta formazione di giovani tecnici e ricercatori italiani e francesi.

dall'ENEA

Incontro ENEA-CEA a Cadarache. Definiti i dettagli dell'accordo di cooperazione per ricerche sull'energia nucleare da fissione e da fusione e le energie rinnovabili



ENER