

Titolo

NUCLEARE DA FISSIONE: STATO E PROSPETTIVE

Descrittori

Tipologia del documento: Lavori pubblicati su riviste
Collocazione contrattuale: Accordo di Programma ENEA-MSE
Argomenti trattati: Energia Nucleare

Sommario

Questo documento è stato redatto dal Comitato di Coordinamento sul nucleare da fissione e da altri colleghi ENEA esperti nel settore con l'obiettivo di effettuare lo "stato dell'arte" e analizzare le prospettive di sviluppo del nucleare da fissione nel mondo, in Europa e in Italia. Esso vuole rappresentare solamente la base di partenza sulla quale sviluppare i necessari approfondimenti tematici, per un supporto più puntuale all'azione del Governo per il ritorno all'energia nucleare in Italia

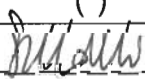
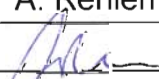
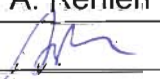
Note


I contenuti del presente documento verranno diffusi anche attraverso un volume edito da ENEA. La presente archiviazione è effettuata ai fini della rendicontazione nell'ambito dell'Accordo di Programma MSE-ENEA

(*): P. Agostini, F. De Rosa, G. Gualdrini, A. Lantieri, A. Luce, S. Migliori, S. Monti, F. Padoani, R. Tinti, F. Troiani, F. Vettrai

Copia n.

In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	23.3.09	NOME	(*)	A. Renieri	A. Renieri
			FIRMA			
REV.	DESCRIZIONE	DATA		REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE


 Centro Ricerche Bologna	Sigla di identificazione FPN-P9LU-021	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 2	di 233
--	---	------------------	----------------------	------------------	------------------



NUCLEARE DA FISSIONE Stato e prospettive

P. Agostini, F. De Rosa, G. Gualdrini, A. Lantieri, A. Luce, S. Migliori,
S. Monti, F. Padoani, R. Tinti, F. Troiani, F. Vettrano

A cura di Stefano Monti

 Centro Ricerche Bologna	Sigla di identificazione FPN-P9LU-021	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 3	di 233
--	---	------------------	----------------------	------------------	------------------

Un ringraziamento particolare al prof. Carlo Lombardi, membro del Consiglio Scientifico dell'ENEA, e al dott. Riccardo Casale, membro del Consiglio di Amministrazione dell'ENEA, per i preziosi consigli e suggerimenti

L'indirizzo di posta elettronica del curatore del volume è
stefano.monti@bologna.enea.it


PREFAZIONE

La necessità di ridurre la dipendenza dalle fonti energetiche estere e di “gestire” le tensioni sui prezzi dei combustibili fossili, unitamente al rispetto dei vincoli europei e del protocollo di Kyoto sulle emissioni dei gas serra, impongono un cambiamento nel sistema energetico nazionale.

Le recenti iniziative del Governo e l'ampio dibattito pubblico degli *stakeholder* in tema di energia nucleare, hanno creato le necessarie premesse e le aspettative per il rientro graduale del nostro Paese in una nuova filiera produttiva del nucleare da fissione. La fonte nucleare ha tutti i requisiti per fornire risposte efficaci alla problematica energetica e il Governo ha posto i macro obiettivi temporali, che richiedono un forte impegno delle realtà tecnico-scientifiche e l'attivazione di tutte le risorse intellettuali e produttive del Paese. È necessario, quindi, che i soggetti coinvolti nel settore nucleare, Organismi regolatori e di controllo, Enti di ricerca e università, Industrie e Utility energetiche, ma anche Finanza e Parti Sociali, creino e mettano in atto, in primo luogo, un sistema di cooperazione nazionale e internazionale, adottando un giusto equilibrio tra collaborazione e competizione.

Considerata la complessità del tema nucleare che, per essere affrontato correttamente, deve coinvolgere l'intero sistema Paese, appare anche chiara la necessità di adottare un approccio di tipo globale e sistemico che, muovendo dall'individuazione delle priorità, definisca una *road map* puntuale delle azioni da compiere, evidenzi le criticità e individui le soluzioni più idonee, stabilisca l'organizzazione da mettere in campo congruente col modello adottato.

L'ENEA, per meglio rispondere agli indirizzi del Governo, oltre al rafforzamento del posizionamento italiano in campo europeo e internazionale e delle attività tecnico-scientifiche di settore, svolte attraverso l'azione dei dipartimenti, ha attivato un Comitato di Coordinamento sul nucleare da fissione, con il compito di coordinare, per l'Ente, da un punto di vista strategico, le attività della fissione nucleare di carattere trasversale e di elaborare rapporti periodici a disposizione dei *policy makers*. L'obiettivo prioritario è quello di fornire al Governo un efficace supporto, mediante studi di scenari e analisi comparate delle opzioni scientifiche e tecnologiche, anche sotto il profilo della sostenibilità e della convenienza. Al Comitato è stato, inoltre, assegnato il compito di elaborare un piano strategico di ricerca dell'Ente coerente con i programmi internazionali e comunitari e di valutare e proporre le tecnologie innovative per il ciclo del combustibile e il trattamento dei rifiuti, individuando le azioni di rafforzamento delle infrastrutture tecniche e scientifiche, di radioprotezione e di sicurezza, di supporto alle attività nucleari produttive, senza ovviamente tralasciare le necessità

 Centro Ricerche Bologna	Sigla di identificazione FPN-P9LU-021	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 5 233
--	---	------------------	----------------------	-------------------------

formative e di sviluppo delle competenze. Il Comitato, infine, ha il compito di stabilire i requisiti tecnici minimi per l'individuazione dei siti produttivi e di stoccaggio.


Questo primo documento è stato redatto dal Comitato e da altri colleghi ENEA esperti nel settore, con l'obiettivo di effettuare lo "stato dell'arte" e analizzare le prospettive di sviluppo del nucleare da fissione nel mondo, in Europa e in Italia. Esso vuole rappresentare solamente la base di partenza sulla quale sviluppare i necessari approfondimenti tematici, per un supporto più puntuale all'azione del Governo per il ritorno all'energia nucleare in Italia.

INDICE

Sommario	11
1 Energia nucleare oggi nel mondo	25
1.1 Produzione di energia nucleare nel mondo	25
1.1.1 L'energia nucleare nel mix energetico mondiale ed europeo	26
1.1.2 Le tipologie di reattori	29
1.1.3 L'esercizio del parco esistente	40
1.1.4 Contributo alla limitazione delle emissioni ed alla sicurezza degli approvvigionamenti energetici	43
1.2 Sicurezza degli impianti attuali	45
1.2.1 Filosofia e obiettivi della sicurezza nucleare	45
1.2.2 La sicurezza del parco esistente - il concetto di "difesa in profondità" negli impianti provati	46
1.2.3 Esempi di sistemi di sicurezza degli impianti esistenti	49
1.2.4 I grandi incidenti	52
1.2.5 La resistenza sismica e da attacco terroristico	62
1.3 Reattori evolutivi dell'attuale generazione	64
1.3.1 Innovazioni negli attuali reattori di generazione III e III+	65
1.3.2 Reattori già disponibili di generazione III e III+ a confronto	67
1.3.3 La "sicurezza a progetto" nella generazione III+, il reattore IRIS	78
1.3.4 Le caratteristiche di riduzione-minimizzazione dei rifiuti e di maggiore resistenza alla proliferazione	81
1.3.5 La prospettiva di circoscrizione degli effetti incidentali all'interno del recinto di centrale	82
1.4 <i>Decommissioning</i> e gestione dei rifiuti radioattivi	84
1.4.1 La situazione internazionale	84
1.4.2 La situazione nazionale	92
1.5 Economia dell'energia nucleare in relazione alle altre fonti energetiche	94
1.5.1 La struttura dei costi dell'energia nucleare: capitale,	95

	esercizio, ciclo del combustibile, decommissioning	
1.5.2	Il costo del kWh _e nucleare a confronto con le altre fonti	98
1.5.3	Costi del combustibile nucleare	101
1.5.4	Costi del ciclo di vita (carbon tax)	102
1.5.5	Costi dei nuovi impianti: l'esempio EPR in Finlandia	103
1.6	Il ciclo del combustibile	105
1.6.1	Il ciclo del combustibile nucleare: dalla miniera al deposito finale	107
1.6.2	Le risorse naturali di combustibile a fronte dei consumi attuali e futuri	114
1.6.3	La pratica corrente dello stoccaggio diretto e del riciclo del plutonio nei combustibili MOX	116
1.6.4	Sostenibilità del ciclo nucleare: il ciclo chiuso dei reattori di IV generazione ed il ciclo del torio	119
1.7	Controllo della proliferazione nucleare	122
1.7.1	Controllo della diffusione di tecnologie sensibili tramite approcci multilaterali	124
1.7.2	Resistenza alla proliferazione nucleare	127
1.7.3	Cicli innovativi e salvaguardie – <i>Safeguards by design</i>	134
2	Programmi di sviluppo dell'energia nucleare nel mondo ed iniziative internazionali per un nucleare da fissione "sostenibile"	137
2.1	Lo sviluppo atteso dell'energia nucleare nel mondo	137
2.2	Generation IV International Forum (GIF)	140
2.3	International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycle (INPRO)	143
2.4	Global Nuclear Energy Partnership (GNEP)	146
2.5	International Nuclear Fuel Cycle Centers	149
2.6	Ruolo e attività delle agenzie internazionali	152
2.6.1	Nuclear Energy Agency (OECD-NEA)	152
2.6.2	International Atomic Energy Agency (IAEA)	154
3	Lo scenario europeo	156
3.1	L'energia nucleare da fissione come elemento del SET Plan	156
3.2	Le nuove iniziative europee per il nucleare da fissione	158
3.3	Le attività di R&S europee	162

3.3.1	Sicurezza nucleare	166
3.3.2	Gestione dei rifiuti radioattivi e tecnologie per la riduzione dei rifiuti radioattivi	167
3.3.3	Sistemi nucleari innovativi	168
4	La situazione italiana	169
4.1	Iniziative e attività industriali in Italia e all'estero	169
4.1.1	ENEL	169
4.1.2	Ansaldo Nucleare (AN)	171
4.1.3	Società Gestione Impianti Nucleari (Sogin)	175
4.1.4	Mangiarotti Nuclear (MN) (ex Ansaldo Camozzi ESC)	180
4.1.5	SIET	181
4.1.6	CESI Ricerca	185
4.1.7	NUCLECO	189
4.2	Attività di Ricerca e Sviluppo: partecipazione ad iniziative, programmi e progetti nazionali, europei ed internazionali	193
4.3	Competenze ed infrastrutture di ricerca esistenti	200
4.3.1	Centro Ricerche ENEA Bologna	201
4.3.2	Centro Ricerche ENEA Brasimone	202
4.3.3	Centro Ricerche ENEA Casaccia	207
4.3.4	Centro Ricerche ENEA Saluggia	212
4.3.5	Infrastrutture ENEA di supercalcolo a supporto del nucleare	213
4.4	Le attività di controllo sulla sicurezza nucleare, di radioprotezione e di metrologia delle radiazioni ionizzanti	217
4.4.1	ISPRA (ex APAT)	217
4.4.2	Istituto di Radioprotezione (IRP) dell'ENEA	218
4.4.3	Laboratorio Radiazioni Ionizzanti del Dipartimento Igiene del lavoro dell'ISPESL	220
4.4.4	Istituto Superiore di Sanità (ISS)	221
4.4.5	Istituto Nazionale di Metrologia delle Radiazioni Ionizzanti (INMRI)	222
5	Formazione e sviluppo delle competenze nel settore nucleare	224
5.1	Situazione nelle università	225
5.2	I programmi industriali di formazione ed il training	228

 Centro Ricerche Bologna	Sigla di identificazione FPN-P9LU-021	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 9 233
--	---	------------------	----------------------	-------------------------

Bibliografia	229
Lista degli acronimi	232

SOMMARIO

L'energia nucleare è un'importante fonte per la produzione di energia e, grazie ai 439 reattori in esercizio in 30 paesi, contribuisce per il 16% ai consumi di energia elettrica a livello planetario (2.658 TWh a fine 2006).

Essa è anche una delle poche fonti capaci di rispondere al requisito fondamentale di fornire elettricità su vasta scala nel rispetto delle limitazioni delle emissioni di "gas serra". Con un impianto nucleare da 1.000 MW_e si può evitare l'emissione di 6,5 milioni di tonnellate di CO₂, prodotte da una equivalente centrale a carbone.

La maggior parte dei reattori attuali sono stati realizzati negli anni 70 e 80 e, sebbene a seguito dell'incidente di Chernobyl si sia registrato un rallentamento della penetrazione sul mercato di questa fonte, dal 1985 ad oggi la potenza elettro-nucleare in esercizio è passata da 250 GW_e a 372 GW_e (equivalente a 100 grandi reattori in più), con un incremento della potenza prossimo al 50%, mentre in termini di energia prodotta la crescita è stata ancor più consistente: circa il 60%, grazie anche all'aumento di efficienza media degli impianti (capacity factor).

L'affidabilità della fonte nucleare è dimostrata dal funzionamento globale del parco nucleare per circa 13.300 anni-reattore. L'esperienza operativa maturata e la necessità di dotarsi di sistemi energetici più sostenibili sta spin-gendo i paesi maggiormente industrializzati e quelli emergenti all'adozione di ampi programmi nucleari. Vi sono attualmente 36 impianti nucleari in via di realizzazione, per una potenza aggiuntiva di circa il 7,5% di quella in esercizio, e sono stati pianificati altri 99 nuovi impianti, per un ulteriore incremento del 24% della capacità produttiva attuale. Altre centinaia sono stati proposti in tutto il mondo.

L'Europa rappresenta l'area continentale con la maggior concentrazione di impianti nucleari. Con un parco di 146 reattori per circa 133 GW_e, in 15 paesi su 27, l'Unione Europea produce il 34% dell'energia elettrica da fonte nucleare.

L'Italia è l'unico tra i grandi paesi industrializzati ad aver escluso il nucleare dal proprio parco elettro-generatore, ma nel contempo è il primo importatore europeo (da Francia, Svizzera e Slovenia) di elettricità (circa il 15%) prodotta sostanzialmente da fonte nucleare e presenta, quindi, una maggiore esposizione al rischio di approvvigionamento energetico e di incremento dei costi dell'energia, rispetto agli altri paesi membri dell'Unione, suoi competitori commerciali.

I reattori nucleari di III generazione, ma anche gli impianti esistenti di II generazione a seguito di *upgrading*, essendo stati progettati o rivisti sulla base dell'esperienza tecnologica maturata e dei nuovi standard di sicurezza, presentano un più elevato grado di standardizzazione e semplificazione con notevole incremento della sicurezza, dell'efficienza, dell'affidabilità e dell'eco-

nomicità.

La maggior parte delle centrali nucleari, progettate per una vita operativa massima di 40 anni, sono oggi oggetto di miglioramenti impiantistici che ne permettono l'estensione della vita fino ai 60 anni. Le attuali tecnologie di III generazione o III avanzata sono già progettati per una vita utile di almeno 60 anni e più.

La sicurezza è da sempre elemento centrale nella progettazione, realizzazione ed esercizio degli impianti del ciclo del combustibile nucleare. Le attività svolte negli impianti di potenza, del ciclo del combustibile e del trattamento e condizionamento dei rifiuti radioattivi, specialmente quelli ad alta attività, coinvolgono grandi quantità di radioattività che, se dispersa nell'ambiente, può causare seri danni alla salute dell'uomo e all'ambiente stesso. Pertanto, nella progettazione e gestione della filiera nucleare sono adottati sistemi, apparecchiature, metodi e procedure atti a garantire che la radioattività rimanga confinata in tutte le situazioni, sia di normale esercizio sia di emergenza. Gli scarichi di radioattività nell'ambiente, pure possibili, sono gestiti con mezzi e procedure idonei affinché siano rispettati limiti prestabiliti, all'interno di rigide norme di sicurezza e sotto un regime di controllo adeguato.

Gli incidenti nucleari avvenuti (Kyshtym, USSR 1957; Sellafield, UK 1957; Three Mile Island, USA 1969; Chernobyl, USSR 1986 e Tokaimura, Giappone, 1999), sebbene non siano stati molto frequenti, sono stati studiati approfonditamente al fine di trarre gli elementi di miglioramento sulla progettazione dei nuovi impianti e sulla gestione dell'intera filiera nucleare.

I criteri assunti per la realizzazione degli impianti nucleari, quindi, anche in conseguenza degli studi sui maggiori incidenti avvenuti, sono particolarmente severi, in considerazione della gravità delle conseguenze che potrebbero derivare in caso di incidente.

Il principio di base nella progettazione degli impianti nucleari è quello della cosiddetta "difesa in profondità", garantita dall'applicazione di una lunga serie di condizioni, a più livelli, in maniera combinata e coordinata, sin dalla fase progettuale.

Le barriere che si interpongono fra la popolazione e la sorgente radioattiva di un reattore nucleare sono almeno quattro: il sistema di contenimento, il circuito refrigerante, l'incamiciatura metallica e la matrice del combustibile. Oltre alle barriere ingegneristiche, di tipo passivo, si aggiungono i sistemi di sicurezza, attivi e passivi, atti a prevenire o gestire le più svariate condizioni incidentali.

Ai sistemi di sicurezza tradizionali principalmente "attivi", nel senso che per il loro funzionamento richiedono l'attuazione di tipo elettrico o meccanico su comando da parte di un operatore, sono stati progressivamente affiancati, nel corso degli anni, i sistemi "a totale sicurezza passiva", cioè governati unicamente da fenomeni fisici naturali che si innescano spontaneamente

quando si determinano condizioni d'impianto che possono evolvere in una situazione incidentale. L'affidabilità dei reattori di ultima generazione è perseguita, in definitiva, con sistemi e mezzi di sicurezza ad ampio spettro e attraverso la ridondanza parallela di sistema.

Sotto la spinta delle utility, sono stati sviluppati diversi processi di armonizzazione dei requisiti di sicurezza, sia a livello europeo (EUR – European Utility Requirements) sia statunitense (URD – Utility Requirements Document), aventi come obiettivo uno standard comune per il *licensing* dei nuovi reattori.

Su tali basi sono stati sviluppati progetti di reattori che hanno una potenza più grande rispetto ai loro predecessori, ovvero dai 1.000 ai 2.000 MW_e, che rappresentano un'evoluzione dei sistemi di vecchia generazione e che si caratterizzano per essere il risultato di rilevanti collaborazioni internazionali.

Le tecnologie attuali fanno per la maggior parte riferimento ai reattori raffreddati ad acqua leggera (LWR – Light Water Reactor) e appartengono a due filiere principali, i reattori pressurizzati (PWR – Pressurized Water Reactor) e i reattori bollenti (BWR – Boiling Water Reactor), anche se sono presenti sul mercato reattori della filiera PHWR (Pressurized Heavy Water Reactor) e altri interessanti e promettenti concetti (ad es. reattori a gas ad alta temperatura e reattori veloci) potrebbero essere implementati nei prossimi anni.

I reattori di III generazione "evolutivi" (detti anche di generazione III+), già disponibili in commercio in diverse versioni, rappresentano un importante avanzamento rispetto ai reattori di II generazione entrati in esercizio negli anni 70 e 80. Con la standardizzazione del progetto si riescono ad ottenere tempi molto più brevi per la costruzione e il *licensing* e una considerevole riduzione del costo capitale.

La semplificazione e la maggior "robustezza" del progetto rendono l'esercizio più semplice e meno vulnerabile ai malfunzionamenti operativi (operational upsets), con una più elevata disponibilità d'impianto e vita operativa più lunga, tipicamente 60 anni e oltre. Anche gli attuali tassi di combustione (burn-up) del combustibile sono più elevati, con conseguente riduzione del volume dei rifiuti ad alta attività.

L'applicazione dei concetti e delle procedure di "difesa in profondità" ha determinato una notevole riduzione del rischio di fusione nocciolo fino a valori di probabilità di 10⁻⁶-10⁻⁷ eventi/anno e riduzione dell'impatto ambientale, a parità di energia prodotta, con conseguente drastica riduzione degli oneri sociali derivanti dal Piano di emergenza esterna, che si tende ad eliminare.

Il ciclo del combustibile dei reattori delle attuali generazioni, oltre al normale ciclo aperto (once-through), permette anche il riciclo del plutonio e dell'uranio depleto (code del processo di arricchimento), mentre la chiusura completa del ciclo, con la separazione e trasmutazione dei radionuclidi a vita lunga, può

essere ottenuta coi reattori di generazione IV – che raggiungeranno la maturità industriale verso la metà di questo secolo – capaci del riciclo completo di tutti gli attinidi (uranio, plutonio e attinidi minori).

Tra i reattori dell'attuale tecnologia, scelti dai produttori di energia per le realizzazioni in corso o in programma, spiccano, per aver meglio implementato gli attuali standard di sicurezza e per la riduzione dei costi di investimento e di esercizio, l'European (o Evolutionary) Pressurized Reactor (EPR), l'Advanced Passive (AP 1.000), l'Economic Simplified Boiling Water Reactor (ESBWR), l'Advanced Pressurized Water Reactor (APWR), l'Advanced Boiling Water Reactor (ABWR).

L'esperienza degli ultimi anni nell'esercizio dei reattori europei e americani dimostra che l'energia elettrica da fonte nucleare è competitiva e affidabile. Nelle valutazioni di nuovi impianti per la generazione elettrica nucleare, gli studi recenti mostrano che il costo del capitale necessario, incluso gli interessi, sebbene variabile e abbastanza dipendente dalla tecnologia e dalle scelte adottate, rappresenta circa il 60% del cosiddetto LCOE (Livelized Cost of Electricity), rispetto al 20% delle centrali turbo-gas o al 90% delle energie rinnovabili. Il costo del combustibile nucleare rappresenta circa il 20% del LCOE, incluso i costi di gestione del combustibile esaurito e dei rifiuti, mentre è circa il 75% nel caso dei sistemi a gas a ciclo combinato. I costi di esercizio (O&M - Operation and Maintenance) sono piuttosto variabili, essendo funzione della taglia e dell'età dell'impianto, ma in media rappresentano il 20% del LCOE. Infine i costi di *decommissioning*, ripartendo gli oneri finanziari sulla vita economica dell'impianto, nell'ottica dello smantellamento finale e recupero del sito, sono molto contenuti e oscillano, sia per gli impianti attuali che per quelli futuri, nell'intervallo 1-5% del LCOE. Questi valori mostrano come il kWh nucleare, a differenza di quello da fonti fossili, sia assai poco sensibile alla fluttuazione dei costi del combustibile.

I costi assoluti di investimento e di produzione sono molto difficili da quantificare, essendo fortemente dipendenti dai rapporti commerciali che si instaurano fra *vendor* e produttore di energia (normalmente coperti da riservatezza), ma anche perché con la riapertura dell'opzione nucleare in diversi paesi, la domanda di nuovi impianti nucleari è cresciuta oltre le aspettative, parallelamente alla crescita dei prezzi delle materie prime e alla speculazione in atto sui prodotti energetici. Tuttavia, sebbene le assunzioni nei vari studi siano piuttosto variabili, è possibile trarre alcune conclusioni generali. Il costo di realizzazione al netto degli interessi (overnight capital cost), del recente impianto finlandese è di circa 2.000 €/kW_e e per le nuove costruzioni le stime riportano prezzi comunque inferiori ai 3.000 €/kW_e, livellato sulle prime 4-5 unità. Analogamente, Standard & Poor's Ratings-Direct riporta in un recentissimo studio, agosto 2008, una stima dell'*overnight capital cost* compresa nell'intervallo 3.500-4.600 US\$/kW_e.

Il costo totale di produzione elettrica, al 2010, è stimato dall'OECD-NEA

nell'intervallo 2,3–4,8 US\$ 2003 cent/kWh, con un tasso di sconto del 5% sull'investimento e un fattore di carico dell'85%, mentre per un tasso di sconto del 10% il costo è stimato nell'intervallo 2,8–6,9 US\$ 2003 cent/ kWh.

I tempi nominali di realizzazione delle attuali tecnologie sono previsti in circa 5–7 anni, di cui tipicamente 1,5–2 anni per il permesso di costruzione e preparazione sito, 3–4 anni costruzione e 0,5–1 anni per le prove di avvio e per l'entrata in esercizio commerciale.

Il caso della Finlandia riveste importanza particolare, in quanto è in costruzione il primo esemplare di reattore EPR da 1.600 MW_e e può essere preso a riferimento come "caso di studio" per la situazione italiana. Lo studio finlandese del 2000, propedeutico alla realizzazione del nuovo impianto nucleare, ha quantificato anche la sensibilità del costo dell'energia elettrica rispetto al prezzo del combustibile. I risultati mostrano come un raddoppio del prezzo dell'uranio si tradurrebbe in un incremento del 9% per costo del kWh nucleare, mentre nel caso del carbone sarebbe del 31% e per il gas del 66%.

Una nuova classe di reattori di generazione III+, particolarmente attraente e di preludio ai sistemi di IV generazione, è rappresentata dai sistemi INDT (International Near Term Deployment), tra cui IRIS (International Reactor Innovative and Secure), reattore integrato di tipo PWR da 335 MW_e, sviluppato in buona parte con il contributo italiano. I reattori di generazione III+ di questo tipo sono destinati ad essere commercializzati entro i prossimi 10–15 anni, con un ruolo che potrebbe essere definito da "battistrada" rispetto ai sistemi di IV generazione.

IRIS è un reattore a configurazione integrale, particolarmente semplificata e compatta (generatori di vapore, pompe, pressurizzatore e barre di controllo, tutti collocati all'interno del vessel reattore), che permette di incrementare drasticamente la sicurezza attraverso l'eliminazione delle grandi tubazioni primarie fuori vessel, fonte principale di rischio per gli incidenti di perdita di refrigerante (grandi LOCA - Loss of Coolant Accident).

I rifiuti radioattivi prodotti in Europa sono una piccola frazione (5%) dei rifiuti industriali. Un reattore nucleare da 1.000 MW_e produce annualmente circa 50–100 m³ di rifiuti a bassa e media attività e 45–55 m³ di combustibile irraggiato. Nel caso in cui il combustibile scaricato da un attuale reattore LWR sia sottoposto a ritrattamento per il recupero dell'uranio e del plutonio in esso contenuti, la produzione annua correlata allo stesso reattore, ammonta a circa 70–190 m³ di rifiuti a bassa e media attività e 15–35 m³ di rifiuti ad alta attività.

Il quantitativo maggiore di rifiuti radioattivi, tuttavia, proviene dallo smantellamento dell'impianto a fine vita. I dati sui volumi di rifiuto provenienti dallo smantellamento sono molto variabili e fortemente dipendenti dai valori ammessi dall'Autorità di Controllo per il rilascio incondizionato dei rifiuti debolmente radioattivi. Tuttavia, le esperienze

maturate a livello internazionale, mostrano che il quantitativo di rifiuti atteso dallo smantellamento di reattori appartenenti alle due principali filiere oggi in commercio, PWR e BWR, è di circa 4.000 m³ per unità.

Dal punto di vista tecnico le esperienze di smantellamento già condotte a livello internazionale permettono di selezionare le tecniche più opportune di trattamento e condizionamento dei rifiuti, già applicate con successo a livello internazionale ad un numero molto elevato di vecchi impianti, così pure le esperienze maturate nello smaltimento dei rifiuti radioattivi, in un centinaio e oltre di impianti a livello internazionale, costituiscono degli esempi molto importanti per la soluzione della problematica italiana.

Nel 2005 i rifiuti radioattivi prodotti in Italia e stoccati sugli impianti o nei depositi temporanei, in attesa di essere smaltiti, ammontavano a circa 25 mila metri cubi, 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 e industriale contribuirà con diverse centinaia di metri cubi l'anno ad incrementare detti quantitativi.

La maggior parte dei rifiuti radioattivi prodotti dalle attività di smantellamento, circa il 95%, sono rifiuti solidi a bassa e media attività (in Italia classificati di II categoria). Il restante 5% è rappresentato dai rifiuti ad alta attività e lunga vita (in Italia classificati di III categoria), di diversa tipologia a seconda della scelta relativa alla gestione del combustibile irraggiato.

La gestione delle attività di smantellamento delle vecchie centrali nucleari e la gestione dei rifiuti radioattivi, tuttavia, sono temi strettamente interconnessi tra loro e richiedono una strategia nazionale globale, definita con il contributo di competenze tecniche, scientifiche, amministrative e politiche.

L'implementazione in Italia delle procedure e metodologie, applicate a livello internazionale, potrà agevolmente permettere di liberare i vecchi siti nucleari dai rifiuti prodotti e, quindi, rilasciarli ad altri usi o al cosiddetto "prato verde". Per i rifiuti radioattivi a bassa e media attività (II categoria), l'isolamento dalla biosfera deve essere garantito per alcuni secoli, quindi la soluzione di smaltimento ritenuta più idonea è il "deposito superficiale" o "sub-superficiale" a bassa profondità (decine di metri), di tipo "ingegneristico", in quanto si affida prevalentemente a barriere artificiali. I manufatti possono essere, ad esempio, immobilizzati all'interno di moduli prefabbricati in calcestruzzo armato, i quali sono poi stoccati in strutture scatolari in calcestruzzo armato, che sono infine coperte e interrate.

Per i rifiuti radioattivi ad alta attività o a lunga vita (III categoria) che richiedono l'isolamento dalla biosfera per le centinaia di migliaia di anni necessari al loro decadimento, la soluzione più idonea individuata a livello internazionale è lo smaltimento geologico, ovvero con barriere naturali. A tale scopo si prendono in considerazione formazioni geologiche ad elevata

profondità (600–800 metri e oltre), che presentino adeguate caratteristiche di stabilità e impermeabilità (es. giacimenti di salgemma o formazioni argillose o di granito).

L'individuazione di un sito geologico adeguato richiede un progetto di lungo respiro con decenni di studi e costose indagini in laboratori sotterranei, non alla portata di tutti. Nel VII Programma Quadro la Commissione Europea ha previsto ancora fondi cospicui per i programmi di ricerca comunitari sui vari aspetti inerenti lo smaltimento geologico, parallelamente ai programmi di ricerca su "Partitioning & Transmutation" che, tra l'altro, hanno l'obiettivo di minimizzare drasticamente la produzione di rifiuti ad alta attività nei reattori nucleari di futura generazione.

Nell'Unione Europea è ancora in discussione la possibilità di individuare un sito geologico comune, sebbene questa via si presenti non priva di difficoltà a causa dell'accettabilità pubblica. Considerato, tuttavia, il volume limitato di rifiuti ad alta attività e lunga vita, questa soluzione è considerata perseguibile in tempi lunghi e, quindi, molti paesi europei piccoli produttori di rifiuti di tale categoria hanno assunto una politica di attesa e lo stoccaggio a lungo termine come soluzione di breve-medio periodo.

Le risorse di uranio nel mondo sono periodicamente valutate da un gruppo di lavoro congiunto della NEA e della IAEA e riportate in un cosiddetto *Red Book*. Le risorse totali convenzionali (dove l'uranio è il prodotto principale delle operazioni di estrazione) secondo l'ultimo censimento del 2007 sono state stimate in circa 16 milioni di tonnellate, di cui 5,47 già identificate e la restante parte estrapolata, in base alla metodologia di ricerca fino ad oggi adottata. Le risorse totali non-convenzionali (dove l'uranio è estratto come sottoprodotto dell'estrazione di altri materiali) ammontano, invece, a circa 22 milioni di tonnellate. In entrambi i casi il costo dell'uranio ricade sotto il limite di 130 \$/kg.

Al rateo di consumo odierno, i 5,47 milioni di tonnellate di risorse identificate durerebbero circa 100 anni. Le risorse totali convenzionali di 16 milioni di tonnellate basterebbero per circa 300 anni e se si considerano le riserve non-convenzionali la durata totale, sempre al consumo attuale costante, arriverebbe a circa 700 anni.

Appare, quindi, ragionevole non porre in questa fase il problema delle risorse naturali, tenuto anche conto che nel frattempo saranno disponibili i reattori veloci di IV generazione, che con il loro funzionamento in ciclo chiuso, aumenteranno la disponibilità di combustibile di almeno 60 volte, rispetto alla situazione attuale dei reattori LWR. Inoltre nel futuro si potranno sostenere costi dell'uranio notevolmente superiori e quindi attingere anche all'acqua di mare dove sono presenti circa 4 miliardi di tonnellate di uranio, senza contare la grande disponibilità di torio, anch'esso utilizzabile sia con le tecnologie attuali sia con quelle di futura concezione.

Il problema della proliferazione delle armi nucleari è stato all'attenzione del

mondo politico internazionale fin dagli albori delle applicazioni dell'energia nucleare ad uso civile. Dal punto di vista della diversione di utilizzo dei materiali nucleari, con il Trattato di Non Proliferazione e successivi accordi, è stata raggiunta una situazione di equilibrio sufficientemente stabile. Il sistema delle Agenzie di Sorveglianza e Controllo (IAEA, Euratom, Autorità Nazionali, ecc.) garantisce un buon livello di custodia dei materiali nucleari e delle tecnologie e di prevenzione del relativo traffico illecito.

Tuttavia sono in atto ulteriori rafforzamenti e implementazione di nuove strategie. La più nota e complessa delle proposte è la Global Nuclear Energy Partnership (GNEP), proposta dagli Stati Uniti nel 2006, che persegue, tra l'altro, l'obiettivo di creare un nuovo regime internazionale per la gestione del ciclo del combustibile nucleare, in cui coesistono da una parte i paesi detentori delle tecnologie sensibili del ciclo (suppliers) e, dall'altra, i paesi che rinunciano volontariamente ad acquisire tali tecnologie, a fronte dei benefici ottenuti dalla collaborazione con i primi per l'utilizzo pacifico dell'energia nucleare.

Parallelamente i nuovi cicli del combustibile sono sviluppati con caratteristiche intrinseche di "resistenza alla proliferazione"; essi prevedono l'utilizzo di particolari processi e sistemi energetici nel cui ciclo del combustibile non vi è mai plutonio separato, utilizzabile per la costruzione di ordigni nucleari. Anche l'iniziativa INPRO della IAEA e lo stesso programma Generation IV implementano i principali concetti di resistenza alla proliferazione.

I reattori di quarta generazione sono ancora allo stadio concettuale. Proposti nel 2000 nell'ambito di un'iniziativa del Generation IV International Forum (GIF), sono attesi divenire industrialmente operativi all'orizzonte del 2030-2040, subentrando gradualmente alle attuali tecnologie.

Con i reattori di quarta generazione sono stati posti gli obiettivi principali della "sostenibilità", ovvero massimo utilizzo del combustibile e minimizzazione dei rifiuti radioattivi, della economicità, intesa come basso costo del ciclo di vita dell'impianto e ridotto livello di rischio finanziario, della sicurezza e affidabilità, in particolare una bassa probabilità di danni gravi al nocciolo del reattore anche a seguito di gravi errori umani e basso rilascio di radioattività in caso incidentale, tale da non richiedere piani di emergenza e, infine, di "resistenza alla proliferazione e protezione fisica" contro attacchi terroristici.

Tra i sei concetti scelti come tecnologie di riferimento della IV generazione, tre sono a spettro neutronico veloce (GFR - Gas-Cooled Fast Reactor, LFR - Lead-Cooled Fast Reactor, SFR - Sodium-Cooled Fast Reactor) con ciclo del combustibile chiuso, per una più efficiente conversione dell'uranio fertile e la gestione degli attinidi, uno è a spettro neutronico epitermico (MSR - Molten Salt Reactor) anch'esso con possibilità di gestione degli attinidi, mentre gli altri due (VHTR - Very-High-Temperature Reactor, SCWR - Supercritical-

Water-Cooled Reactor) sono a spettro neutronico termico e sono ottimizzati per particolari applicazioni, tra le quali la produzione di calore e idrogeno (VHTR).

Particolare interesse per l'Italia riveste il reattore LFR al cui sviluppo, a partire dalla metà degli anni 90, sia nella sua versione sottocritica come componente dell'ADS sia nella versione critica come reattore di potenza vero e proprio, hanno partecipato l'ENEA, l'Ansaldo Nucleare, il CESI Ricerca, varie Università e, più recentemente, anche la Del Fungo Giera Energia. Inoltre, due ricercatori italiani rappresentano l'Euratom rispettivamente nel Provisional System Steering Committee del Lead Fast Reactor e nel Methodology Working Group PP&PR di GIF.

Parallelamente al programma internazionale Generation IV, sullo scacchiere mondiale sono operativi altri grandi programmi di sviluppo dell'energia nucleare, principalmente GNEP e INPRO, che possono essere strumenti molto utili nel percorso italiano di reingaggio della filiera nucleare, sia per l'acquisizione di nuove conoscenze o di training dei giovani ricercatori sia per il mantenimento di una rete internazionale di competenze e know-how di alto livello.

Il progetto INPRO (International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles) della IAEA si prefigge di essere un Forum Internazionale aperto per studiare l'opzione energetica nucleare, i requisiti associati e lo sviluppo della sua potenziale applicazione nei paesi membri. INPRO, inoltre, rende disponibili adeguate competenze, agli Stati membri (28 Paesi), nello sviluppo dei Sistemi Energetici Nucleari Innovativi (INS) e assiste gli stessi nel coordinamento di progetti di cooperazione (Collaborative Projects).

L'obiettivo di GNEP è di creare un quadro di riferimento, internazionale e nazionale, responsabile e condiviso per fare fronte all'attesa espansione dell'utilizzo dell'energia nucleare nel mondo, riducendo i rischi di proliferazione nucleare e l'impatto dei rifiuti radioattivi.

Anche le Agenzie internazionali possono offrire un valido supporto al nuovo nucleare italiano. L'International Atomic Energy Agency (IAEA) costituisce il centro mondiale di cooperazione nel campo nucleare e, con il contributo degli Stati membri e di partner internazionali, promuove l'utilizzo sicuro, pacifico e non proliferante delle tecnologie nucleari. Parimenti la Nuclear Energy Agency (NEA) dell'Organizzazione per la Cooperazione e lo Sviluppo Economico (OCSE), attraverso la cooperazione internazionale, pone le basi scientifiche, tecnologiche e legali per un uso sicuro, rispettoso dell'ambiente ed economico dell'energia nucleare per usi pacifici. Entrambe le Agenzie hanno tra i loro compiti statutari quelli di fornire ai paesi membri supporto tecnico-scientifico e regolatorio per la promozione dell'uso pacifico dell'energia nucleare.

Il ruolo della Commissione Europea e dell'Euratom per il rilancio della filiera nucleare italiana e le relative azioni di supporto può essere determinante. All'inizio del 2007 la Commissione Europea ha proposto una nuova *policy*

energetica per l'Europa, con obiettivi molto ambiziosi sul contenimento delle emissioni di gas serra e sull'utilizzo delle energie rinnovabili che, nel novembre del 2007, ha generato l'European Strategic Energy Technology Plan (SET-Plan), ovvero un vasto piano teso a dotare l'Europa di un nuovo programma di ricerca nel campo energetico, incluso il nucleare da fissione.

In tale ambito, la partecipazione alla Sustainable Nuclear Energy Technology Platform (SNE-TP), che rappresenta il forum degli *stakeholder* con il compito di definire una Strategic Research Agenda (SRA) e una *Deployment Strategy* in grado di guidare la R&ST europea nel campo del nucleare da fissione – nonché all'Implementing Geological Disposal of Radioactive Waste Technology Platform (IGD-TP), all'European Nuclear Energy Forum (ENEF) e all'European High Level Group on Nuclear Safety and Waste Management (ENSREG), permetterà al sistema italiano di partecipare e contribuire alle attività di R&S sugli attuali reattori LWR e di tipo evolutivo, sui cicli del combustibile avanzati, sui reattori veloci di IV generazione e chiusura del ciclo, nonché allo sviluppo dei VHTR e alle applicazioni non elettriche dell'energia nucleare.

Inoltre, tali partecipazioni permetteranno di accedere alle grandi infrastrutture nucleari di ricerca europee e sviluppare, insieme ai partners europei, le varie attività di *cross-cutting* (materiali, simulazione e metodi, sicurezza, scienza degli attinidi, ecc.). Per tali ragioni le attività in questi settori andrebbero ulteriormente supportate, incrementando la partecipazione dei soggetti nucleari nazionali.

Seguendo il trend generale europeo, le aziende italiane, dopo un periodo di stasi conseguente al referendum del 1987, hanno trovato un rinnovato interesse nel settore nucleare con interessanti iniziative, soprattutto all'estero. In parallelo, l'industria di settore (Ansaldo Nucleare, Sogin, Mangiarotti Nuclear, Del Fungo Giera Energia, SRS Group, etc.) sta portando avanti svariate attività di ricerca e sviluppo in collaborazione con centri di ricerca, principalmente ENEA e sue società partecipate (CESI Ricerca, SIET, NUCLECO) e Università (Bologna, Roma, Palermo, Pavia e Pisa, e Politecnici di Milano e Torino).

I progetti di R&S dei Programmi Quadro europei dell'Euratom fissione e radioprotezione hanno sempre rappresentato un'importante fonte di finanziamento del sistema di ricerca italiano e hanno anche permesso di conservare e ulteriormente sviluppare competenze di livello internazionale in tutti i campi dell'energia nucleare da fissione e della radioprotezione, nonché di valorizzare gli investimenti nazionali e creare una vasta rete di collaborazioni con i maggiori istituti di ricerca, università e industrie europee del settore. Essi hanno anche rappresentato un'ottima occasione di formazione per i giovani ricercatori e tecnici di settore.

Attraverso il VII Programma Quadro, il sistema italiano degli enti di ricerca, dell'università e dell'industria punta, in particolare, all'approfondimento dei temi correlati alle tecniche e interventi per l'allungamento della vita media

degli impianti e la loro gestione in sicurezza, alla diffusione e massima penetrazione della cultura della sicurezza, ai metodi avanzati di valutazione delle tecniche di sicurezza, agli strumenti di simulazione numerica, controllo del reattore e prevenzione degli incidenti severi e alle tecniche di mitigazione post-incidentale. Altri temi di particolare interesse per il sistema italiano sono: la validazione, su base sperimentale, degli strumenti di calcolo per la valutazione della sicurezza dei reattori, l'approfondimento della conoscenza dei danni da irraggiamento sulle strutture interne del reattore e sul *cladding*, lo studio dell'interfaccia uomo-macchina, lo sviluppo dei cicli del combustibile avanzati e dei sistemi veloci critici e sottocritici di nuova generazione per la produzione di energia e il bruciamento delle scorie radioattive.

L'ENEA ha assunto, in più occasioni, il ruolo di coordinamento delle attività di R&S in campo nucleare e si è fatto promotore di partecipazioni a progetti internazionali, comunitari e nazionali, anche in virtù del Decreto Legislativo di riordino della disciplina, il quale stabilisce che «l'ENEA promuove e svolge attività di ricerca di base e applicata, ivi inclusa la realizzazione di prototipi e l'industrializzazione di prodotti, ... nel settore delle tecnologie e delle applicazioni nucleari, ... delle radiazioni ionizzanti: in particolare: l'Ente è responsabile del presidio scientifico e tecnologico in tema di energia nucleare».

In tale ambito, l'ENEA ha, dunque, per disposizione di legge, una funzione propositiva nei confronti delle Istituzioni per le attività italiane nel settore dell'energia nucleare ed è anche chiamata a svolgere attività di R&ST in questo campo, a supporto della competitività del settore produttivo.

Tale ruolo è stato recentemente confermato dal Ministro dello Sviluppo Economico che ha sollecitato l'Ente a contribuire allo sviluppo rapido delle competenze e delle infrastrutture tecniche e scientifiche necessarie, mediante 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 e l'analisi comparata delle attuali opzioni scientifiche e tecnologiche per la produzione di energia nucleare, sotto il profilo della sostenibilità e della convenienza, e la definizione dei requisiti minimi dei siti produttivi e di stoccaggio.

In tale contesto, l'ENEA sta sviluppando un programma di ricerca nazionale, nell'ambito dell'Accordo di Programma triennale con il Ministero dello Sviluppo Economico, basato su linee programmatiche riguardanti: gli studi di inquadramento del nuovo nucleare, gli scenari, il ciclo del combustibile e la minimizzazione dei rifiuti radioattivi, la resistenza alla proliferazione, i reattori evolutivi INTD (International Near Term Deployment) con particolare attenzione al progetto IRIS (International Reactor Innovative and Secure), i reattori innovativi di quarta generazione, le 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, il supporto all'Autorità istituzionale di sicurezza per l'iter autorizzativo, la formazione scientifica funzionale alla ripresa dell'opzione nucleare in Italia.

Gli obiettivi prioritari a breve termine, individuati dall'Ente, puntano a contribuire alla rinascita delle competenze e delle capacità industriali per partecipare pienamente alla ripresa del settore nucleare e consentire all'Italia di partecipare, a pieno titolo, alle grandi iniziative di R&S internazionali/europee (GIF, GNEP, INPRO, SNETP, ecc.) sul nuovo nucleare.

Sulla base dei programmi internazionali e nazionali che l'ENEA e la sua rete di ricerca sta sviluppando, l'Ente ha mantenuto e ulteriormente sviluppato qualificate competenze e infrastrutture che sono disponibili per il sistema Paese e per contribuire alla riapertura dell'opzione nucleare in Italia.

In particolare, sono disponibili, sia direttamente in ENEA sia presso le sue partecipate SIET, CESI Ricerca e NUCLECO, buone capacità e competenze di sviluppo metodi, progettazione e analisi nei settori nevralgici per lo sviluppo e il *licensing* degli impianti nucleari, quali, i dati nucleari, la fisica del reattore nucleare, la termoidraulica di nocciolo, la termoidraulica di impianto, le analisi di sistema e di sicurezza, il combustibile nucleare, il ciclo del combustibile, i materiali strutturali, la strumentazione di controllo.

Le grandi *facilities* sperimentali e i laboratori dell'ENEA e delle sue partecipate (gli impianti a metallo liquido pesante del CR Brasimone, i circuiti di prova ad acqua in pressione in grande scala presso la SIET di Piacenza, le infrastrutture di calcolo e progettazione del CR Bologna, i laboratori di caratterizzazione dei materiali nucleari e dei rifiuti radioattivi del CR Casaccia e CR Saluggia, i laboratori di radioprotezione e di metrologia delle radiazioni ionizzanti, presenti in più Centri ENEA, ecc.) possono essere utilmente impiegati come infrastrutture di supporto per il programma nucleare italiano.

Così pure fondamentali sono i reattori nucleari di ricerca TRIGA e TAPIRO dell'ENEA del Centro Ricerche (CR) Casaccia, nonché il reattore TRIGA di Pavia e AGN di Palermo, che costituiscono delle indispensabili infrastrutture per le prove sperimentali di supporto alla rinascita nucleare in Italia, ma soprattutto per il training e la formazione del personale.

Le infrastrutture e i laboratori di radioprotezione e di ricerca e sviluppo nel settore delle radiazioni ionizzanti, inseriti in un contesto collaborativo internazionale, rappresentano un importante *asset* per lo sviluppo e la realizzazione del piano di Governo sull'opzione nucleare in Italia. Le competenze e le capacità in questo settore sono detenute dall'ENEA con il suo Istituto di Radioprotezione e dagli altri Istituti nazionali con i quali ENEA collabora attivamente, quali ISS, ISPESL e ISPRA.

Pertanto, la sorveglianza fisica di radioprotezione, la dosimetria per le basse dosi di radiazioni, la dosimetria in generale e la dosimetria interna, le modellazioni numeriche con codici di calcolo per le determinazioni di trasporto della radiazione sono ad un buon livello tecnico scientifico e possono essere

utilmente impiegate per le attività di salvaguardia della popolazione e dell'ambiente.


Anche le infrastrutture ENEA di supercalcolo a supporto del rilancio nucleare italiano rappresentano un importante *asset*. I processi legati alla filiera nucleare costituiscono un sistema complesso dal punto di vista della fisica, dell'ingegneria, della sicurezza e dell'ambiente; tutti i processi di progettazione e certificazione passano attraverso modelli di simulazione numerica che necessitano di macchine di grande capacità di calcolo che l'Ente può mettere a disposizione del Paese.

Con la realizzazione presso il CR di Portici di una piattaforma di calcolo di assoluta eccellenza (CRESCO), capace di erogare una potenza superiore ai 25 Teraflops, l'ENEA è in grado di rendere disponibile al Paese un importante polo di calcolo multidisciplinare per lo studio dei sistemi complessi di natura biologica, nucleare e tecnologica, collegato, tramite le tecnologie di Griglia computazionale (GRID), con le *facilities* di elaborazione, archiviazione e visualizzazione 3D di dati degli altri Centri dell'Ente. I principali codici di calcolo per la progettazione neutronica e lo schermaggio, la termoidraulica e la termomeccanica del nocciolo, la dinamica di impianto, l'analisi incidentale, gli studi di scenario, ecc. sono già stati installati e resi disponibili agli utenti nucleari.

Le partecipate ENEA completano l'*asset* necessario per lo sviluppo del nuovo nucleare. In particolare, SIET per le attività di *testing* e certificazione di componenti e sistemi di impianti LWR, CESI Ricerca per gli aspetti di sicurezza dei sistemi nucleari di nuova generazione e NUCLECO per la gestione dei rifiuti radioattivi e dello smantellamento degli impianti nucleari.

Infine, il sistema formativo italiano nel settore nucleare, nonostante i forti depauperamenti conseguenti al referendum del 1987, è ancora presidiato con diverse università che mantengono aperti i corsi di studio in ingegneria nucleare, ma anche in discipline correlate, quali fisica e chimica. La situazione non è ancora ad un punto di non ritorno, ma è sicuramente critica, come peraltro in molti paesi membri dell'OECD. Esistono buoni margini di recupero, ma è urgente affrontare il problema in maniera decisa e sistematica, creando le più opportune sinergie tra università, enti di ricerca e industria, mirate a condividere le migliori conoscenze e promuovere corsi sul nucleare di elevato livello professionale.

È necessario, inoltre, favorire e incentivare la partecipazione di ricercatori, tecnici e potenziali *trainers* alle attività nel campo dell'*education and training* a tutt'oggi proposte da organizzazioni internazionali quali ad esempio l'OECD/NEA, la IAEA, l'Euratom. Altro obiettivo prioritario, in vista della realizzazione di nuovi impianti di potenza, dovrebbe essere l'adozione di strategie a medio-lungo termine orientate ad incentivare il ritorno dei giovani verso questa disciplina, in modo da formare la necessaria forza lavoro da inserire nell'industria e nel sistema della ricerca e sviluppo.

 Centro Ricerche Bologna	Sigla di identificazione FPN-P9LU-021	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 23	di 233
--	---	------------------	----------------------	-------------------	------------------

In conclusione, le attività delle industrie italiane all'estero, la partecipazione diretta o tramite Euratom ai principali programmi internazionali/europei sul nucleare sostenibile, l'alta formazione universitaria, nonché alcune recenti iniziative legislative atte a ripristinare un quadro ordinato di responsabilità funzionali al processo di *licensing* e, più in generale, di fattibilità di impianti di interesse strategico, sono un valido punto di partenza e di aggregazione di nuove risorse per un efficace rilancio dell'opzione nucleare in Italia.

1 ENERGIA NUCLEARE OGGI NEL MONDO

1.1 Produzione di energia nucleare nel mondo

La prima centrale nucleare commerciale a fissione entrò in servizio negli anni 50: Calder Hall in Inghilterra (1956), seguita da Shippingport negli USA (1957).

Sono attualmente in esercizio nel mondo 439 centrali nucleari di potenza in 30 Paesi, per una potenza installata di 373 GW_e (dato di ottobre 2008, [1]), che coprono circa il 16% della produzione mondiale di energia elettrica. Francia, Giappone e Stati Uniti detengono il 57% della capacità mondiale; nel 2007 sedici Paesi ricavano più di un quarto della loro energia elettrica da centrali nucleari.

In 56 paesi operano inoltre 284 reattori di ricerca e circa 220 reattori impiegati nella propulsione navale (navi di superficie e sottomarini).

L'energia nucleare è originata dalla fissione¹ in reattore, di uranio e plutonio. Il primo è un elemento naturale, il secondo viene prodotto in reattore dalla cattura di un neutrone da parte dell'U-238, l'isotopo che costituisce il 99,3% dell'uranio naturale. Vale la pena di ricordare che il plutonio viene bruciato (fissionato) mano a mano che esso viene prodotto in reattore, contribuendo per circa il 20% dell'energia totale generata. La fissione è la reazione nucleare che consiste nella scissione dei nuclei fissili (U-235 e Pu-239) quando sono colpiti da un neutrone, con conseguente rilascio di energia sotto forma di calore. Calore che riscaldando il fluido termo-vettore, che nelle centrali commerciali è l'acqua leggera, produce vapore che va ad alimentare il turbo-generatore in cui avviene la conversione del calore in elettricità, esattamente come avviene nelle centrali termoelettriche convenzionali alimentate a gas, carbone o olio combustibile.

Nel corso della II guerra mondiale l'attenzione si focalizzò sulla produzione di armi basate sulla fissione dell'uranio e del plutonio. Negli anni 50 l'interesse e gli sforzi si concentrarono sullo sviluppo pacifico della tecnologia nucleare

¹ Le sue origini risalgono alla fine degli anni 30, quando i fisici tedeschi Lise Meitner, Otto Hahn e Fritz Straßmann scoprirono (involontariamente) nel 1938 che il nucleo di un isotopo dell'uranio (l'U-235), sottoposto a bombardamento di neutroni, si scindeva in due grossi frammenti producendo energia (calore) nonché da due a tre neutroni. Hahn chiamò questo processo fissione nucleare. Negli anni successivi Enrico Fermi, che a metà degli anni 30 aveva fatto esperienze sul bombardamento con neutroni di vari bersagli, tra cui l'uranio, sviluppò la teoria (reazione a catena) di ciò che sarebbe accaduto se una quantità sufficiente dell'isotopo U-235 fosse stato fissionato. La reazione a catena è concettualmente piuttosto semplice. Ad esempio: poiché il nucleo dell'isotopo U-235 colpito da un neutrone si spacca liberando a sua volta altri due-tre neutroni, se questi trovano sul proprio percorso altri nuclei di U-235 continuano a scindersi (fissionare) liberando da ciascuno di essi altri due-tre neutroni che colpiscono altri nuclei di U-235 e così via. In opportune condizioni, quali sono quelle che si realizzano nel nocciolo di un reattore nucleare, si può quindi stabilire una reazione autosostenente: la reazione a catena, appunto.

mirato essenzialmente alla produzione di energia elettrica ma anche ad altri usi, come la diagnosi e la terapia in medicina e le metodologie di analisi e controllo nell'industria.

1.1.1 L'energia nucleare nel mix energetico mondiale e europeo

L'esperienza a oggi cumulata nell'esercizio dei 439 reattori operanti in 30 paesi del mondo assomma a circa 13.300 anni-reattore, e fornisce il 16% dell'energia elettrica (2.658 TWh a fine 2006) richiesta a livello mondiale, vedi figure 1.1 e 1.2. Più di 30 reattori sono in costruzione, equivalenti a circa il 7,5% della potenza in esercizio, e circa 100 risultano pianificati (circa il 29% della capacità attuale).

In 16 paesi l'energia nucleare rappresenta almeno un quarto della richiesta di elettricità e l'Europa è l'area del mondo ove si concentra il numero maggiore di centrali elettro-nucleari (146 reattori per circa 133.000 MW_e in 15 paesi su 27 dell'UE), che producendo il 34% dell'elettricità europea fanno dell'energia nucleare la prima fonte della produzione elettrica in Europa [1], [2].

La Francia e la Lituania producono con il nucleare circa il 75% della loro elettricità, mentre Belgio, Bulgaria, Ungheria, Slovacchia, Sud Corea, Svezia, Svizzera, Slovenia e Ucraina derivano dal nucleare un terzo o più della loro elettricità. Il Giappone, la Germania e la Finlandia producono il 25% della loro elettricità con la fonte nucleare, mentre gli USA circa il 20%.

L'Italia spicca per la sua assoluta singolarità essendo l'unico tra i grandi paesi industrializzati ad aver escluso il nucleare dal proprio parco elettrogeneratore e per essere nel contempo il primo importatore europeo (da Francia, Svizzera e Slovenia) di elettricità sostanzialmente prodotta per via nucleare.

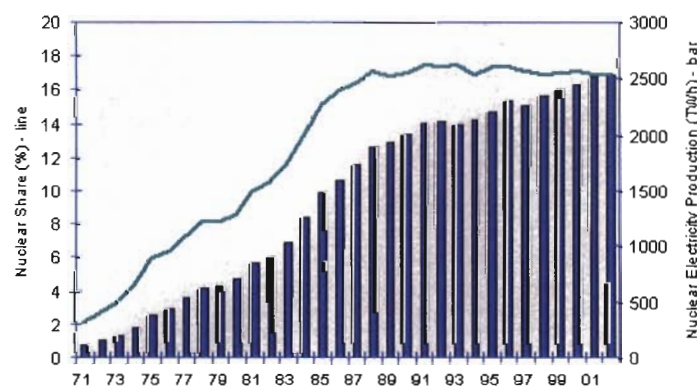


Fig. 1.1 – Produzione mondiale di energia nucleare
(fonte: WNA, 2007)

È intuitivo come questa situazione che vede l'Italia importare circa il 15% dell'elettricità necessaria, espone il Paese a rischio di approvvigionamento maggiore rispetto agli altri.

Basti ricordare, infatti, il blackout elettrico che colpì l'Italia la notte del 28 settembre del 2003 alle ore 3:28, il più grande nel dopoguerra, a seguito della perdita di 6.400 MW che in quel momento entravano nella rete elettrica italiana dal confine nord del Paese, tra Francia e Svizzera. L'incidente comportò una grave perturbazione della rete con la perdita totale di circa 25.000 MW, interessando un'area di 277.000 Km² esclusa la Sardegna, e furono necessarie circa 24 ore per tornare alla normalità.

La maggioranza dei reattori costituenti il parco nucleare esistente sono stati costruiti negli anni 70 e 80. In seguito all'incidente di Chernobyl, avvenuto nell'aprile del 1986, si è verificato un marcato rallentamento nella costruzione di nuovi impianti, senza che ciò impedisse, tuttavia, la continuità di funzionamento (tranne che in Italia) dei reattori in esercizio e la costruzione di nuovi impianti come in Giappone (ABWR) che hanno segnato il record per velocità di realizzazione (5 anni). L'affermazione degli oppositori che avrebbe voluto l'industria nucleare in drastico declino o addirittura in semiabbandono in Occidente, è contraddetta dalla realtà dei dati: da fine 1985 a oggi la potenza elettro-nucleare in esercizio è passata da 250.000 MW_e a 373.000 MW_e (100 grandi reattori in più) con un incremento prossimo al 50%. Nello stesso periodo la produzione elettro-nucleare è cresciuta in misura ancor più consistente (+60% circa), grazie all'aumento di efficienza media degli impianti (capacity factor), oltre alla crescita del numero di impianti. La quantità di energia elettrica attualmente generata per via nucleare è superiore a tutta l'energia elettrica generata nel mondo, da tutte le fonti, nel 1960.

È vero che la gran parte della nuova potenza era stata ordinata prima dell'incidente di Chernobyl e che da vent'anni a questa parte vi è stato un numero limitatissimo di nuovi ordini in Occidente. Ma è ingiustificato considerare sintomo di regresso il fatto che non vengano costruite nuove centrali in paesi che già fanno un uso molto consistente del nucleare.

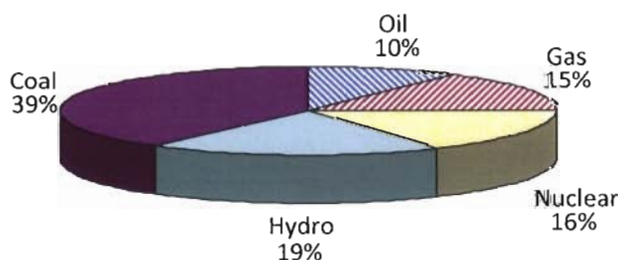


Fig. 1.2 – Fonti energetiche nella produzione mondiale di energia elettrica
(fonte: WNA, 2007)

Sicuramente una causa molto verosimile che ha limitato lo sviluppo di questa fonte di energia è da ricercarsi nel corso dei prezzi dei combustibili fossili, che ha subito una caduta considerevole nel periodo in questione.

In quasi tutti i paesi più industrializzati, e in particolare in Europa, dove la fonte nucleare copre, come detto, più di un terzo del fabbisogno elettrico, si è quindi registrato un calo nella costruzione di nuovi impianti in coincidenza con il periodo in cui il prezzo del petrolio si è mantenuto basso. In una simile situazione risulta, dunque, comprensibile il fatto che in USA, Francia, Giappone, Gran Bretagna e Germania non si siano costruiti nuovi impianti, visto che in questi Paesi già sono in servizio rispettivamente 104, 59, 55, 19 e 17 centrali nucleari per molte delle quali è in corso, peraltro, un programma di prolungamento della vita utile (PLEX - Plant Life Extension) fino a 60 anni. In figura 1.3 è riportata la distribuzione della produzione elettronucleare per paese.

Oltre ai reattori delle centrali nucleari, vi sono nel mondo più di 280 reattori di ricerca in esercizio in 56 paesi, con un certo numero in costruzione.

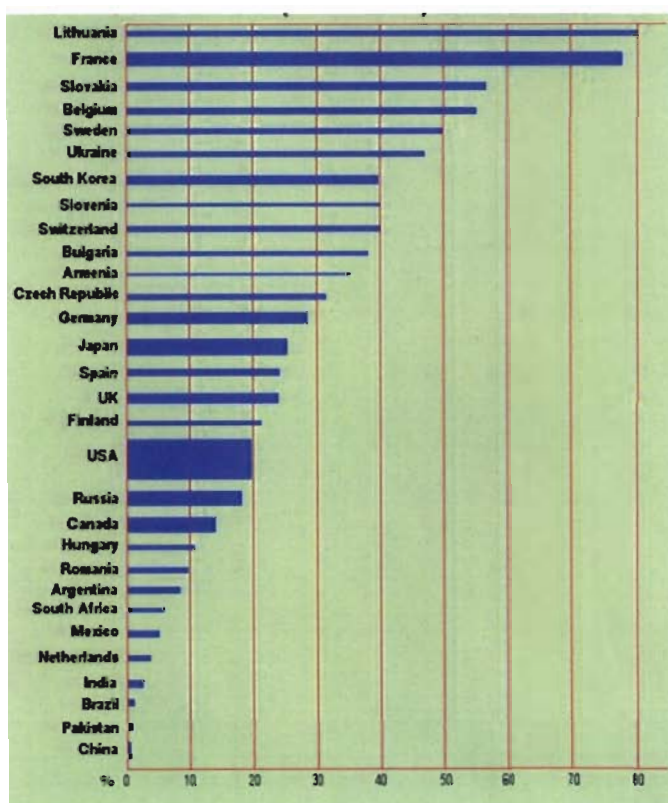


Fig. 1.3 – Produzione mondiale di energia elettronucleare
(fonti: WNA, IAEA, Nuclear Engineering International, including Handbook)

Questi hanno un uso molteplice che va dalla ricerca, alla produzione di isotopi per uso medico e industriale, all'addestramento.

L'uso dei reattori nucleari nella propulsione marina si riferisce maggiormente alle grandi navi il cui uso risale ormai a mezzo secolo e ai sottomarini. Circa 150 navi sono azionate da più di 220 reattori e un'esperienza di più di 12.000 anni-reattore è stata accumulata nel settore dei reattori navali. Russia e USA stanno attualmente smantellando molti dei loro sottomarini nucleari. La Russia esercisce anche una flotta di 8 grandi navi rompighiaccio a propulsione nucleare nonché una nave cargo da 62.000 tonnellate, unità queste più per uso civile che militare. Nella tabella 1.1 sono riportati i dati di dettaglio, a ottobre 2008, dei reattori nucleari nel mondo insieme alla richiesta annuale di uranio naturale.

1.1.2 Le tipologie di reattori

Un reattore nucleare produce e controlla il rilascio di energia dalla fissione di atomi fissili di uranio e plutonio. Nei reattori di potenza, l'energia rilasciata viene utilizzata come calore per produrre vapore che va a generare elettricità. Nei reattori di ricerca, lo scopo principale è quello di utilizzare i neutroni prodotti nel nocciolo. Nei reattori navali, il vapore prodotto va ad azionare direttamente una turbina per la propulsione.

I principi di utilizzo dell'energia originata dalla fissione del nucleo atomico per produrre elettricità sono gli stessi per la maggior parte dei vari tipi di reattore. L'energia rilasciata dalla fissione continua degli atomi di uranio e/o plutonio del combustibile nucleare viene sfruttato come calore che va a riscaldare il fluido termovettore (gas o acqua) a sua volta utilizzato per produrre vapore. Il vapore va ad azionare il gruppo turbina-alternatore che genera l'elettricità immessa in rete (come avviene negli impianti alimentati con i combustibili fossili).

I componenti tipici comuni alla maggior parte dei reattori sono:

Elementi combustibili – normalmente costituiti da pastiglie di ossido di uranio (UO_2), di diametro circa 1 cm e altezza 1,5 cm, disposte in appositi tubi metallici (guaine) sigillati, a base di leghe speciali (ad es. zircaloy), a costituire le barre combustibili la cui lunghezza, per i reattori più comuni, va da 3,5 a 4 metri. Le barre sono a loro volta assemblate sotto forma di fasci, secondo un opportuno reticolo generalmente aperto, a costituire gli elementi combustibili. Gli elementi combustibili disposti in numero e geometria richiesta vanno a costituire il nocciolo (core) del reattore. Nella maggior parte dei casi, per essere utilizzato come combustibile l'uranio viene prima arricchito nel suo isotopo U-235 (presente solo nella misura dello 0,7% dell'uranio naturale) con opportuni procedimenti chimico-fisici.

Tab. 1.1 – Reattori nucleari nel mondo e richiesta di uranio (ottobre 2008)
 (fonti: WNA e IAEA)

COUNTRY	NUCLEAR ELECTRICITY GENERATION 2007		REACTORS OPERABLE		REACTORS UNDER CONSTRUCTION Oct 2008		REACTORS PLANNED Oct 2008		REACTORS PROPOSED Oct 2008		URANIUM REQUIRED 2008 tonnes U
	billion kWh	% e	No.	MW _e	No.	MW _e	No.	MW _e	No.	MW _e	
Argentina	6,7	6,2	2	935	1	692	1	740	1	740	123
Armenia	2,35	43,5	1	376	0	0	0	0	1	1.000	51
Bangladesh	0	0	0	0	0	0	0	0	2	2.000	0
Belarus	0	0	0	0	0	0	2	2.000	0	0	0
Belgium	46	54	7	5.728	0	0	0	0	0	0	1.011
Brazil	11,7	2,8	2	1.901	0	0	1	1.245	4	4.000	303
Bulgaria	13,7	32	2	1.906	0	0	2	1.900	0	0	261
Canada	88,2	14,7	18	12.652	2	1.500	3	3.300	4	4.400	1.665
China	59,3	1,9	11	8.587	7	6.700	26	27.620	76	62.600	1.396
Czech Republic	24,6	30,3	6	3.472	0	0	0	0	2	3.400	619
Egypt	0	0	0	0	0	0	0	0	1	1.000	0
Finland	22,5	29	4	2.696	1	1.600	0	0	1	1.000	1.051
France	420,1	77	59	63.473	1	1.630	0	0	1	1.600	10.527
Germany	133,2	26	17	20.339	0	0	0	0	0	0	3.332
Hungary	13,9	37	4	1.826	0	0	0	0	2	2.000	271
India	15,8	2,5	17	3.779	6	2.976	10	9.760	15	11.200	978
Indonesia	0	0	0	0	0	0	2	2.000	2	2.000	0
Iran	0	0	0	0	1	915	2	1.900	1	300	143
Israel	0	0	0	0	0	0	0	0	1	1.200	0
Japan	267	27,5	55	47.577	2	2.285	11	14.945	1	1.100	7.569
Kazakhstan	0	0	0	0	0	0	0	0	2	600	0

COUNTRY	NUCLEAR ELECTRICITY GENERATION 2007		REACTORS OPERABLE		REACTORS UNDER CONSTRUCTION Oct 2008		REACTORS PLANNED Oct 2008		REACTORS PROPOSED Oct 2008		URANIUM REQUIRED 2008 tonnes U
	billion kWh	% e	No.	MW _e	No.	MW _e	No.	MW _e	No.	MW _e	
Korea DPR (North)	0	0	0	0	0	0	1	950	0	0	0
Korea RO (South)	136,6	35,3	20	17.533	3	3.000	5	6.600	2	2.700	3.109
Lithuania	9,1	64,4	1	1.185	0	0	0	0	2	3.400	225
Mexico	9,95	4,6	2	1.310	0	0	0	0	2	2.000	246
Netherlands	4,0	4,1	1	485	0	0	0	0	0	0	98
Pakistan	2,3	2,34	2	400	1	300	2	600	2	2.000	65
Romania	7,1	13	2	1.310	0	0	2	1.310	1	655	174
Russia	148	16	31	21.743	7	4.810	12	14.340	25	22.280	3.365
Slovakia	14,2	54	5	2.094	2	840	0	0	1	1.200	313
Slovenia	5,4	42	1	696	0	0	0	0	1	1.000	141
South Africa	12,6	5,5	2	1.842	0	0	1	165	24	4.000	303
Spain	52,7	17,4	8	7.448	0	0	0	0	0	0	1.398
Sweden	64,3	46	10	9.016	0	0	0	0	0	0	1.418
Switzerland	26,5	43	5	3.220	0	0	0	0	3	4.000	537
Thailand	0	0	0	0	0	0	0	0	4	4.000	0
Turkey	0	0	0	0	0	0	2	2.400	1	1.200	0
Ukraine	87,2	48	15	13.168	0	0	2	1.900	20	27.000	1.974
United Kingdom	57,5	15	19	11.035	0	0	0	0	6	9.600	2.199
USA	806,6	19,4	104	100.599	0	0	12	15.000	20	26.000	18.918
Vietnam	0	0	0	0	0	0	0	0	2	2.000	0
WORLD	2.608	15	439	373.247	36	29.848	99	108.675	232	211.575	64.615
	billion kWh	% e	No.	MW _e	No.	MW _e	No.	MW _e	No.	MW _e	tonnes U

Moderatore – serve a rallentare i neutroni rilasciati dalla fissione in modo che essi possano continuare più facilmente a sostenere la reazione a catena. Il materiale è normalmente acqua ordinaria o leggera (in questo caso esso funziona anche da refrigerante), ma può essere anche acqua pesante (ricca in deuterio) o grafite.

Barre di controllo – composte da materiale idoneo ad assorbire neutroni, consentono di accelerare, ridurre o arrestare la reazione a catena secondo il grado di inserimento tra gli elementi di combustibile. Esse fanno parte del sistema di comando, con il quale si “pilota” la reazione a catena.

Fluido termovettore (refrigerante) – circola nel nocciolo del reattore, ove è contenuto il combustibile, con lo scopo di raffreddarlo, recuperando il calore creato dalla fissione. Nei reattori ad acqua naturale o leggera (LWR) che costituiscono la stragrande maggioranza dei reattori commerciali esistenti, l’acqua ha la duplice funzione di moderatore e refrigerante.

Recipiente a pressione (vessel) – generalmente realizzato in acciaio, contiene il nocciolo del reattore e il refrigerante primario.

Generatore di vapore – parte del sistema di raffreddamento ove il calore generato dal reattore viene utilizzato per produrre vapore per le turbine.

Contenitore esterno – è la struttura molto robusta in cui è alloggiato il recipiente in pressione, con all’interno il nocciolo del reattore, che garantisce il contenimento della radioattività al suo interno in caso di incidenti di qualsiasi genere (anche d’origine esterna al reattore, come, ad es. terremoto o caduta d’aereo). Tipicamente consiste in una struttura di cemento armato di circa 1 metro di spessore rivestito all’interno con *liner* di acciaio. In alcuni impianti più moderni come l’EPR, in costruzione in Finlandia e in Francia, si è adottato un doppio contenimento, con una intercapedine tra i due contenitori concentrici in cemento armato.

Esistono diverse tipologie (filieri) di reattori utilizzati nella produzione di energia nucleare, come riportato nella tabella 1.2 [1].

La maggior parte dei reattori richiedono lo spegnimento per effettuare la ricarica di combustibile, dovendo procedere all’apertura del *vessel* per l’operazione. In questi casi la ricarica viene effettuata a intervalli di 1–2 anni, e da 1/4 a 1/3 degli elementi combustibili sono rimpiazzati con elementi freschi. Nel caso dei reattori CANDU e RBMK, in cui gli elementi combustibili sono sistemati in tubi in pressione separati, invece del *vessel* che racchiude l’intero nocciolo, la ricarica può essere fatta con il reattore in funzione, procedendo a isolare di volta in volta ciascun tubo in pressione.

Nei reattori che utilizzano la grafite o l’acqua pesante come moderatore, è possibile far funzionare il reattore con uranio naturale invece che arricchito. La composizione dell’uranio ha in questo caso la stessa composizione di quello di miniera (0,7% U-235 e 99,3% U-238), mentre l’uranio arricchito ha il contenuto dell’isotopo fissile (U-235) aumentata, usualmente 3,5–5,0%, attraverso il processo di arricchimento. In quest’ultimo caso il moderatore

può essere l'acqua naturale detta anche leggera e i reattori che la impiegano sono detti, appunto, reattori ad acqua leggera (LWR – Light Water Reactor).

Tabella 1.2 – Impianti nucleari in esercizio commerciale nel mondo (2007)

(fonte: *Nuclear Engineering International Handbook 2007*)

Reactor type	Main Countries	Number	GW _e	Fuel	Coolant	Moderator
Pressurized Water Reactor (PWR)	US, France, Japan, Russia	264	250,5	enriched UO ₂	water	water
Boiling Water Reactor (BWR)	US, Japan, Sweden	94	86,4	enriched UO ₂	water	water
Pressurized Heavy Water Reactor 'CANDU' (PHWR)	Canada, India, Argentina	43	23,6	natural UO ₂	heavy water	heavy water
Gas-cooled Reactor (AGR & Magnox)	UK	18	10,8	natural U (metal), enriched UO ₂	CO ₂	graphite
Light Water Graphite Reactor (RBMK)	Russia	12	12,3	enriched UO ₂	water	graphite
Fast Neutron Reactor (FBR)	Japan, France, Russia	4	1,0	PuO ₂ and UO ₂	liquid sodium	none
Other	Russia	4	0,05	enriched UO ₂	water	graphite
	TOTAL	439	384,6			

Reattori ad acqua in pressione (PWR – Pressurized Water Reactor)

È il tipo più comune di reattore nella “filiera ad acqua naturale o leggera”², con più di 230 in esercizio nel mondo per la produzione elettrica e varie centinaia per la propulsione navale. La versione russa di questi reattori è riferita di solito con la sigla VVER. Il progetto trae origine dal reattore ideato per la propulsione nucleare dei sottomarini e portaerei della US Navy all’inizio degli anni 50, sotto la direzione dell’ammiraglio H. Rickover.

Il reattore è caratterizzato dall’aver due circuiti di raffreddamento indipendenti. Il primario, in cui l’acqua circola attraverso il nocciolo del reattore a pressione elevata (circa 155 volte la pressione atmosferica) e il secondario in cui viene generato vapore, a più bassa pressione, che va in turbina, vedi figura 1.4 [3].

Il nocciolo di un reattore commerciale di 1.000 MW_e è costituito da circa 150–250 elementi per circa 80–100 tonnellate di uranio. Ogni elemento contiene circa 200–300 barre di combustibile.

² La filiera ad acqua naturale (detta anche “leggera” in contrapposizione alla filiera ad acqua “pesante”), utilizza l’acqua sia come moderatore che fluido termovettore o refrigerante. Questa filiera utilizza inoltre l’uranio arricchito come combustibile ed è quella che ha avuto il maggior successo, talché oggi tutti i nuovi reattori sono, praticamente, di questo tipo.

L'acqua raggiunge nel nocciolo la temperatura di circa 330 °C e per evitare che entri in ebollizione deve essere mantenuta sotto una pressione pari a circa 150 volte quella atmosferica. La pressione nel circuito primario è assicurata dal pressurizzatore. Come detto sopra, fungendo l'acqua del circuito primario anche da moderatore, qualora parte di questa venisse trasformata in vapore il processo di fissione verrebbe rallentato. È questo uno degli effetti di controreazione intrinseca che caratterizzano la sicurezza dei PWR. Per il controllo del reattore, oltre al sistema principale costituito dalle barre di controllo, vi è il sistema di spegnimento secondario che consiste nell'iniezione di boro (forte assorbitore di neutroni) nel circuito primario.

Il circuito di raffreddamento secondario funziona a più bassa pressione, talché l'acqua entra in ebollizione all'interno degli scambiatori di calore (generatori di vapore) tra circuito primario e secondario. Il vapore viene convogliato in turbina – che a sua volta aziona il generatore di elettricità (turboalternatore) – per essere quindi condensato nel condensatore e ritornato allo stato liquido agli scambiatori in contatto con il circuito primario.

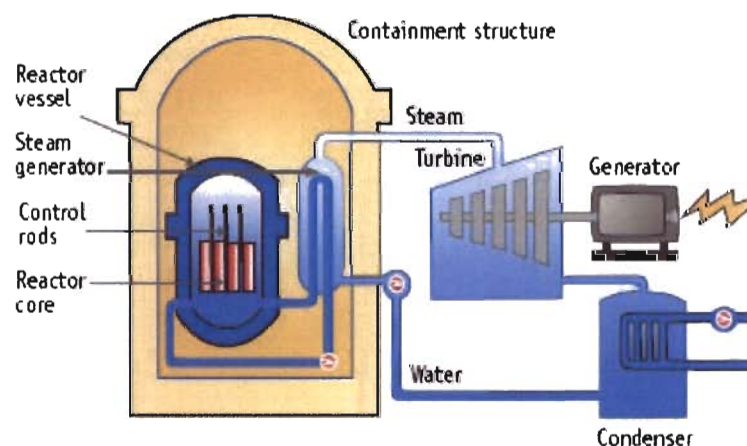


Fig. 1.4 – Schema di Reattore ad Acqua in Pressione (PWR)

(Fonte: Nuclear Energy Institute website)

Reattori ad acqua bollente (BWR – Boiling Water Reactor)

Il reattore ad acqua bollente (figura 1.5) è abbastanza simile al reattore PWR eccetto per il fatto di avere un solo circuito in cui l'acqua è a pressione più bassa (circa 75 volte la pressione atmosferica) in modo che essa arrivi a ebollizione all'interno del nocciolo alla temperatura di circa 285 °C. Il reattore BWR è progettato in modo da operare con il 12-15% di acqua, nella parte alta del nocciolo, come vapore, e pertanto, con un diminuito effetto di moderazione

(efficienza neutronica) in quella zona del nocciolo.

Il vapore passa attraverso i separatori di vapore posti al di sopra del nocciolo e quindi direttamente in turbina (per questo il reattore BWR viene detto anche "a ciclo diretto"). Poiché l'acqua che attraversa il nocciolo del reattore è sempre contaminata con tracce di radionuclidi, questo comporta che in zona turbine vi sia un livello di radioattività che richiede protezione e schermaggio nelle operazioni di manutenzione. In effetti, questo costituisce un aspetto sfavorevole che tende a bilanciare il risparmio legato alla semplificazione del progetto. Va tuttavia osservato che la maggior parte della radioattività nell'acqua-vapore è a vita media molto bassa, tanto che in sala turbine può aversi accesso quasi immediato degli operatori dopo lo spegnimento reattore. L'elemento combustibile BWR è costituito da circa 90-100 barrette, simili per dimensioni a quelle PWR, e il nocciolo del reattore contiene circa 750 elementi corrispondenti ad un inventario di uranio pari a circa 140 tonnellate.

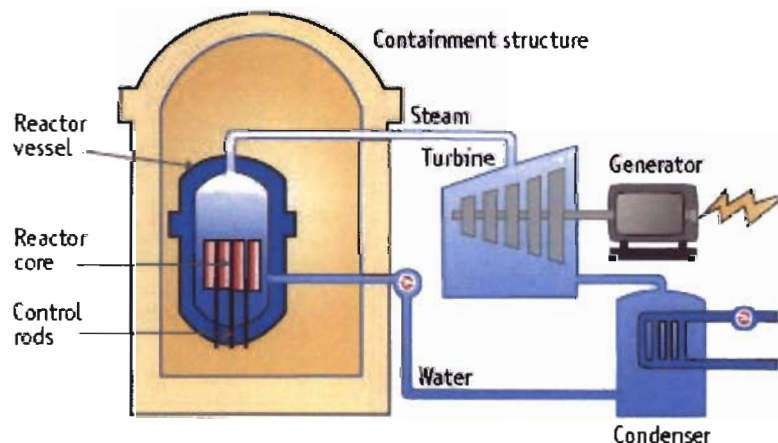


Fig. 1.5 – Schema di Reattore ad Acqua Bollente (BWR)

(Fonte: Nuclear Energy Institute website)

Il sistema di controllo secondario consiste nel ridurre la portata di acqua attraverso il nocciolo in modo tale che nella parte alta del nocciolo si tende a produrre più vapore, questo comporta abbassamento dell'effetto di moderazione neutronica e, quindi, diminuzione della potenza (controreazione intrinseca negativa).

Il reattore della centrale nucleare di Caorso, in provincia di Piacenza, il più grande impianto nucleare di potenza in Italia in servizio dal 1978 al 1990, era un BWR da 860 MW_e.

Reattori ad acqua pesante

Detti anche PHWR (Pressurized Heavy Water Reactor) o CANDU (CANAdian Deuterium Uranium) perché sviluppati fin dagli anni 50 in Canada (figura 1.6). Essi utilizzano l'ossido di uranio naturale (0,7% in U-235) come combustibile e necessitano, pertanto, di un moderatore più efficiente, in questo caso acqua pesante (D_2O). In un certo senso si può dire che in questo tipo di reattori è il moderatore (acqua) a essere arricchito piuttosto che il combustibile. Il moderatore è posto in un grande contenitore detto calandria, penetrato da centinaia di tubi orizzontali che costituiscono i canali per il posizionamento del combustibile, il cui calore prodotto viene asportato dal flusso di acqua pesante in pressione del circuito primario, che raggiunge la temperatura di 290 °C. Come nei reattori PWR, il refrigerante primario genera il vapore, che va ad azionare le turbine, in un circuito secondario. Il tipo di progetto è tale per cui è possibile effettuare la ricarica del combustibile progressivamente senza dover arrestare il reattore, semplicemente isolando il singolo tubo in pressione dal circuito di raffreddamento.

Reattori sperimentali ad acqua pesante sono stati realizzati in Francia e Gran Bretagna, ma in pratica il rappresentante industriale di tale filiera è il reattore canadese CANDU di cui sono in servizio nel mondo una trentina di esemplari. Si tratta di un reattore che utilizza come combustibile uranio naturale, come moderatore acqua pesante (acqua con l'isotopo deuterio al posto dell'idrogeno) e come refrigerante acqua naturale

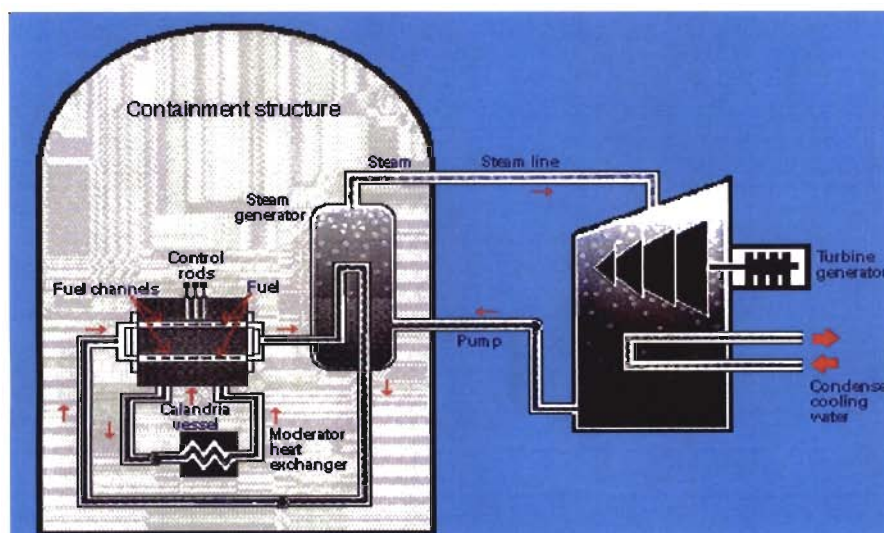


Fig. 1.6 – Schema di Reattore CANDU

(Fonte: WNA, 2007)

Reattori a gas-grafite

Appartengono a questa tipologia i reattori inglesi AGR (Advanced Gas-cooled Reactor) che rappresentano la versione più moderna dei vecchi reattori Magnox sviluppati in Inghilterra agli albori del programma nucleare civile (v. centrale di Calder Hall già citata). I reattori Magnox utilizzavano la grafite come moderatore e la CO₂ (gas) come refrigerante.

Alcuni esemplari di questi reattori che usavano l'uranio naturale in forma metallica, sono ancora in funzione in Inghilterra. Questi reattori, che hanno il precursore nella Chicago Pile 1 (la "pila" con cui Fermi dimostrò nel dicembre del 1942 la possibilità di controllare una reazione nucleare a catena), ebbero uno sviluppo industriale anche in Francia, ove praticamente tutte le centrali entrate in servizio prima del 1972 erano di questo tipo. Anche la centrale di Latina realizzata in Italia nella prima metà degli anni 60, in esercizio dal 1963 al 1987, era del tipo Magnox.

Negli AGR (v. figura 1.7), che sono moderati e refrigerati come i Magnox, il combustibile è ossido di uranio arricchito al 2,5-3,5%, sotto forma di pastiglie incapsulate in tubi di acciaio inossidabile.

La CO₂ circola attraverso il nocciolo raggiungendo la temperatura di 650 °C, per passare poi a lambire dall'esterno i tubi dei generatori di vapore posti sempre all'interno del contenitore in pressione realizzato in acciaio/cemento armato. Le barre di controllo penetrano dall'alto nel moderatore. Gli AGR hanno un sistema di spegnimento secondario basato sull'iniezione di azoto nel refrigerante CO₂.

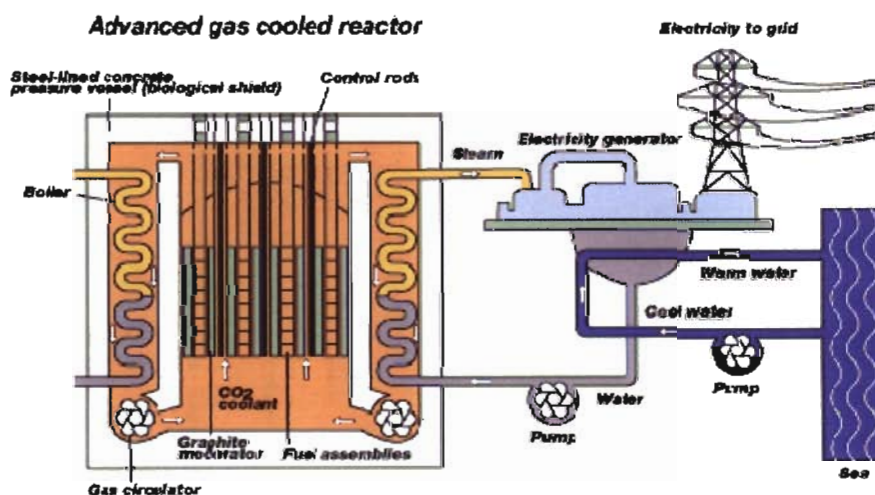


Fig. 1.7 – Schema di Reattore Avanzato a Gas (AGR)

(Fonte: WNA, 2007)

La variante sviluppata nell'ex-Unione Sovietica di questo tipo di reattore è il cosiddetto reattore RBMK, refrigerato ad acqua e moderato a grafite. Questo tipo di reattore costituiva la variante elettronucleare dei reattori plutonigeni che alimentavano il programma di armi nucleari dell'ex URSS. Si tratta di un reattore a tubi verticali di lunghezza circa 7 metri, che scorrono all'interno di fori realizzati nei blocchi di grafite che fa da moderatore, in cui sono alloggiati gli elementi di combustibile, a base di ossido di uranio a basso arricchimento, lunghi circa 3,5 metri e refrigerati con acqua naturale che scorre all'interno dei tubi fino a raggiungere l'ebollizione alla temperatura di circa 290 °C. È importante ricordare che questo reattore, che mai avrebbe potuto essere licenziato nei paesi occidentali, ove peraltro i reattori di tipo Magnox non sono stati più costruiti dopo il 1972, era privo sia di contenitore in pressione che di edificio di contenimento.

Un punto debole per la sicurezza di questi reattori risiede nella moderazione dei neutroni, assegnata alla grafite fissa, talché l'eccesso di ebollizione nel refrigerante (vaporizzazione) in caso di malfunzionamento, porta alla riduzione dell'assorbimento parassita dei neutroni nel refrigerante, inducendo in tal modo un'escursione positiva di reattività (incremento delle fissioni) suscettibile di pregiudicare il controllo del reattore. Queste caratteristiche di scarso livello di sicurezza insite nel progetto, unitamente alla condotta azzardata degli operatori, furono alla base del tristemente famoso incidente di Chernobyl dell'aprile 1986 verificatosi appunto sul reattore RBMK dell'unità numero quattro della centrale (v. paragrafo 1.2.4).

Va aggiunto che alcuni reattori di quest'ultimo tipo – opportunamente modificati – sono entrati in servizio in Russia e Ucraina anche in anni recenti.

Reattori a gas ad alta temperatura

Si tratta di una filiera di cui sono stati realizzati solo alcuni reattori di potenza in USA, Germania, Gran Bretagna e Giappone. I reattori ad alta temperatura possono funzionare con differenti cicli del combustibile (ad esempio sia con uranio debolmente arricchito, sia con uranio molto arricchito); analogamente ai reattori a gas-grafite, il moderatore è costituito da grafite, mentre come fluido termovettore viene usato un gas che è per lo più elio. Caratteristica peculiare di questi reattori è il combustibile che, a differenza dei reattori descritti in precedenza, è costituito da particelle ceramiche (microsfere) di diametro dell'ordine del millimetro, consistenti di un "nocciolo" costituito dal combustibile vero e proprio sotto forma di ossido, rivestito da più strati di carbonio e carburo di silicio, che assicurano la tenuta degli isotopi radioattivi generati durante il processo di fissione, anche a temperature molto elevate. Le microsfere sono, in alcuni casi, opportunamente inglobate nella grafite, mediante un processo a caldo, a formare l'elemento combustibile che si presenta come una sfera dalle dimensioni di una palla da tennis, *pebble* secondo la dizione inglese (da cui *pebble-bed reactor* il nome con cui vengono

talvolta identificati i reattori a gas ad alta temperatura). Su questa filiera la ricerca è ancora attiva in maniera significativa: lo scopo è di ottenere temperature molto elevate (oltre 1.000 °C) tali da massimizzare il rendimento della conversione termodinamica del calore in energia elettrica, con l'utilizzazione di turbine a gas a ciclo diretto. Questo concetto di reattore è stato incluso, inoltre, nella lista dei sei concetti di reattore di IV Generazione per le sue promettenti potenzialità come generatore combinato di elettricità, calore e idrogeno, anche di piccola taglia.

Reattori auto-fertilizzanti o a neutroni veloci

In questi reattori non c'è moderatore per rallentare i neutroni (figura 1.8). Per il loro funzionamento è necessario, pertanto, un combustibile a base di uranio altamente arricchito (tenore di U-235 maggiore del 20%) oppure di plutonio (plutonio fissile maggiore del 20%). In pratica tutti i progetti di reattori veloci prevedono l'uso di plutonio, sia perché è un materiale fissile più efficiente dell'U-235, sia perché in tal modo è poi possibile ricaricare il reattore con una parte del plutonio generata dal reattore stesso.

Il vantaggio dei reattori veloci consiste nel fatto che hanno una efficienza (rendimento) maggiore di altri reattori e sono "autofertilizzanti", riuscendo a produrre più combustibile fissile di quanto ne consumano (in tal modo le risorse naturali di combustibile nucleare sarebbero moltiplicate per circa 60 volte).

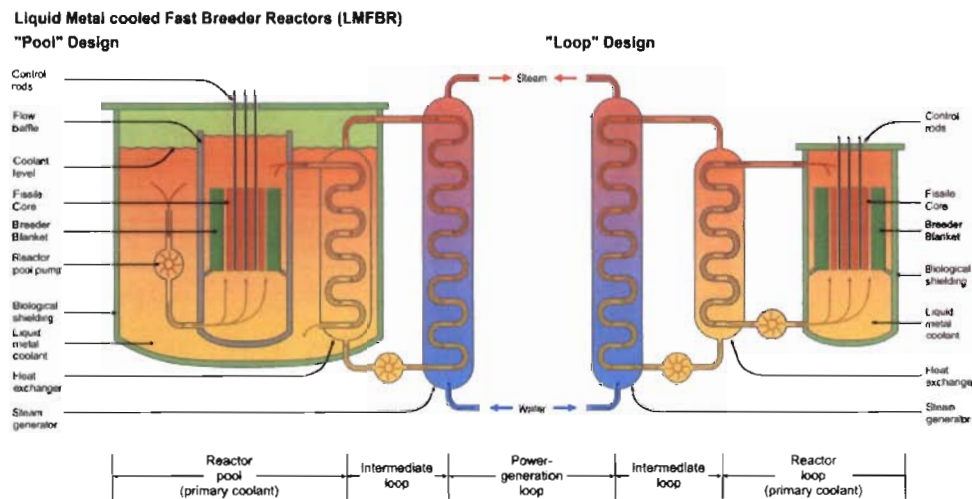


Fig. 1.8 – Schema di Reattore Veloce raffreddato a Metallo Liquido (Liquid Metal Fast Breeder Reactor – LMFBR)

(fonte: http://commons.wikimedia.org/wiki/File:LMFBR_schematics.png)

Sono stati costruiti una decina di prototipi in USA, Francia, Gran Bretagna, Germania, Giappone e nell'ex URSS. È invece stata realizzata una sola grande centrale di potenza (Superphenix) da parte di un consorzio italo-franco-tedesco in Francia (Creys-Malville) negli anni 80. La centrale, con potenza elettrica di circa 1.200 MW, entrò in servizio nel 1986, ma presentò vari inconvenienti tecnici per cui fu più volte "fermata" e poi definitivamente messa fuori servizio e destinata a programmi di ricerca. Attualmente soltanto Giappone, Russia e India stanno proseguendo nello sviluppo industriale della filiera. Va sottolineato, infine, che il concetto di reattore veloce è stato ripreso, a pieno titolo, nell'ambito dell'iniziativa internazionale chiamata Generation IV (v. paragrafo 2.2), in vista della prospettiva dell'utilizzo sostenibile delle risorse uranifere e della possibilità di chiusura del ciclo con la minimizzazione dei residui radioattivi.

Reattori naturali

Anche in natura nelle lontane ere geologiche si sono verificate le condizioni adatte perché si riuscisse a innescare la reazione di fissione a catena riprodotta artificialmente dall'uomo nel 1942. Un esempio di estremo interesse è costituito dai "reattori naturali" scoperti dai francesi nel 1972 nei depositi uraniferi di Oklo (Gabon) in Africa equatoriale, dove un processo di fissione spontanea ebbe luogo circa 2 miliardi di anni fa, quando la frazione di uranio-235 sull'uranio totale era superiore al 3% contro lo 0,71% di oggi, e in presenza di acqua che agì come moderatore. I reattori naturali di Oklo restano l'esempio più significativo di "analoghi naturali". Essi generarono, seppure in maniera intermittente, scorie (prodotti di fissione e transuranici) uguali a quelle prodotte nei moderni reattori e, pertanto, rivestono un interesse unico per lo stoccaggio geologico dei rifiuti radioattivi, in quanto costituiscono il banco di prova del comportamento dei radionuclidi a vita lunga (plutonio e attinidi minori), nell'arco di milioni di anni. Le osservazioni di carattere geo-chimico effettuate sul sito di Oklo suggeriscono che, quando i reattori naturali cessarono di funzionare, circa 1,5 miliardi di anni fa, gli elementi altamente radioattivi rimasero praticamente bloccati sul posto ove furono generati, all'interno delle formazioni di granito, arenaria e argilla che circondavano i reattori.

1.1.3 L'esercizio del parco esistente

Come già osservato, nel 2006 la produzione elettronucleare mondiale è stata pari a 2.658 TWh, con un aumento rispetto agli ultimi 5 anni di 210 TWh corrispondenti alla produzione annua di 30 reattori da 1.000 MW_e. Tra il 1999 e il 2006 non vi è stata crescita netta nel numero di reattori, mentre la capacità in termini di potenza è cresciuta di 15.000 MW_e grazie a interventi per

aumentare la potenza degli impianti esistenti (*up-rating*). La differenza è anche il risultato del miglioramento dell'utilizzo delle unità in esercizio (*capacity factor*) [1].

Analizzando più in dettaglio la situazione tra il 1999 e il 2006, la disponibilità di potenza nel mondo è cresciuta di 44 GWe (+13,5%), dovuta all'aggiunta di nuovi impianti e ad un certo numero di interventi di *up-rating*, con la produzione elettrica cresciuta di 757 TWh (+40%). I contributi relativi a questa crescita sono: nuove costruzioni 36%, *up-rating* 7%, efficienza d'utilizzazione 57%.

Circa un terzo del parco mondiale di centrali nucleari ha un fattore di utilizzazione (*capacity factor*) superiore al 90%, mentre più di due terzi superano il 75% (nel 1990 era solo il 25% degli impianti a superare questo valore). Per anni gli impianti finlandesi hanno fatto registrare le migliori performance, mentre attualmente sono gli USA a dominare le prime 25 posizioni, seguiti dal Giappone.

Gli impianti USA hanno evidenziato un costante miglioramento delle performance nel corso degli ultimi 15 anni, e il fattore di utilizzazione medio si attesta attualmente attorno al 90%, dal 65% del 1990. Questo posiziona gli USA (figura 1.9) come Paese leader nella performance degli impianti, con 18 reattori, tra i top 25 nel mondo, che hanno raggiunto un *capacity factor* superiore all'89%.

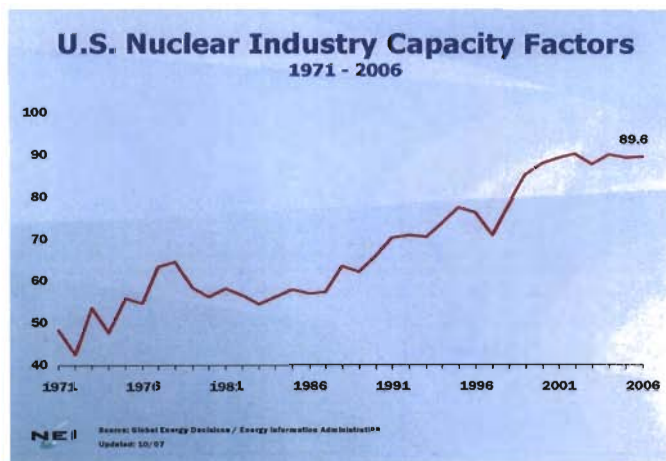


Fig. 1.9 – Aumento del fattore di utilizzazione nei reattori USA
 (fonte: NEI – Nuclear Energy Institute)

Gli USA sono, inoltre, responsabili di un terzo della produzione elettronucleare mondiale e l'incremento del fattore di utilizzazione dei suoi 104 reattori, negli ultimi 15 anni, equivale alla costruzione di 26 reattori da 1.000 MWe [4]. Nel 2006, 12 paesi nel mondo hanno riportato un fattore di utilizzazione medio

superiore all'80%, mentre il parco francese ha raggiunto una media del 78%, nonostante alcuni dei suoi reattori abbiano funzionato anche in *load-following mode* (carico ridotto), piuttosto che in carico di base puro. Alcune di queste cifre indicano un utilizzo vicino al massimo, dato che molti reattori devono essere arrestati ogni 18–24 mesi per l'effettuazione della ricarica di combustibile e delle operazioni di manutenzione di routine. Un'altra misura della gestione estremamente efficiente del parco nucleare è la perdita di capacità non programmata, che negli USA è stata, negli ultimi anni, inferiore al 2%.

L'*up-rating* degli impianti esistenti, che richiede un investimento in termini di costo capitale, si dimostra una pratica abbastanza diffusa e riguarda in particolare, oltre agli USA (figura 1.10) che hanno totalizzato un incremento di 4.700 MWe, la Svizzera (+12,5%), la Spagna (+11%), la Finlandia (+29% Olkiluoto, +10% Loviisa), la Svezia (+13% Forsmark, +21% Oskarshamm).

La maggior parte delle centrali nucleari è stata progettata per una vita operativa di 40 anni, ma dalle verifiche ingegneristiche effettuate nel corso degli ultimi dieci anni si è concluso che molte di queste possono continuare a operare per un tempo più lungo. Negli USA circa 50 reattori hanno già ricevuto l'autorizzazione da parte dell'ente di controllo, la NRC (Nuclear Regulatory Commission), che estende la licenza d'esercizio dagli iniziali 40 anni a 60 anni. Altre richieste sono attese dalla maggior parte degli operatori dei reattori USA.

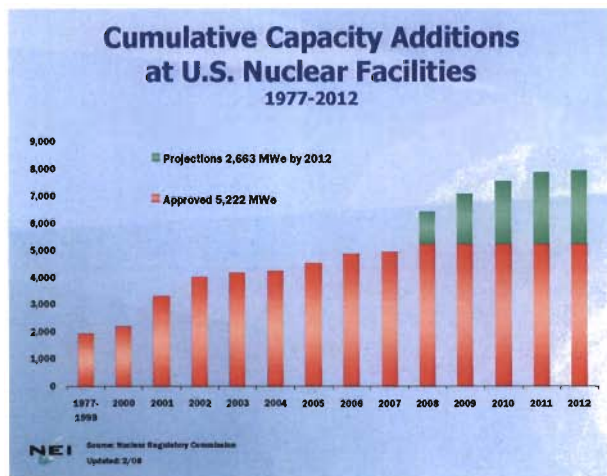


Fig. 1.10 – Aumento di potenza cumulata nel parco nucleare USA
 (fonte: NEI – Nuclear Energy Institute)

In Giappone si prevede di prolungare la vita utile degli impianti a 70 anni. In Inghilterra molti dei vecchi impianti Magnox ancora in esercizio, previsti avere una vita utile di 20–25 anni, hanno avuto l'autorizzazione a poter funzionare fino a 40 anni. La Russia, nel 2000, ha esteso da 30 a 45 anni la vita dei suoi 12

impianti più vecchi.

La fattibilità tecnico-economica di sostituire i maggiori componenti di impianto, come i generatori di vapore nei PWR e i tubi in pressione nei reattori CANDU, è stata dimostrata con successo. Il processo, chiamato nel gergo PLEX (Plant Life EXtension), è di estremo interesse per le *utilities* che gestiscono le centrali, sia sotto il profilo economico che sociale. Va anche detto che, in altri casi, le valutazioni economiche, regolatorie e di tipo politico hanno portato alla chiusura anticipata di alcuni impianti, in particolare negli USA, dove il numero di reattori è passato da 110 a 104, come pure nell'est Europa (Lituania, Bulgaria).

1.1.4 Contributo alla limitazione delle emissioni e alla sicurezza degli approvvigionamenti energetici

La domanda di energia elettrica negli anni a venire è prevista in crescita ad un ritmo più elevato rispetto a quello della domanda di energia primaria in generale, e, secondo il rapporto WEO-2008 (World Energy Outlook, [5]) della International Energy Agency (IEA) della OECD, nel 2030 è atteso un raddoppio dei consumi rispetto al 2004. L'energia nucleare si presenta come l'unica fonte capace di rispondere al requisito fondamentale di fornire elettricità su vasta scala permettendo al tempo stesso il rispetto delle limitazioni delle emissioni di gas serra.

In assenza dell'energia nucleare, per i paesi industrializzati non rimarrebbe che affidarsi quasi interamente alle fonti fossili per la produzione di quella parte di elettricità che nel gergo della gestione della rete elettrica è chiamata *base-load electricity* (carico di base) e che rappresenta la parte maggioritaria della domanda di energia elettrica nell'arco delle 24 ore. Dall'esperienza corrente si evince, inoltre, che le fonti rinnovabili, fatta eccezione per l'idroelettrico, non possono che svolgere un ruolo marginale nell'ottica della produzione di energia priva di gas serra, a causa dei costi di generazione elevati che le caratterizzano rispetto alle altre fonti, oltre alla propria debolezza intrinseca di non essere in grado di assicurare la continuità della fornitura energetica, in accordo al profilo di potenza richiesto sulla rete.

Il rapporto WEO-2008 sopra citato rileva l'importanza crescente dell'energia nucleare nel far fronte alle necessità energetiche in condizioni di sicurezza degli approvvigionamenti e minimizzazione delle emissioni di CO₂. Se non vi saranno cambiamenti nella *policy* energetica, la domanda di energia primaria al 2030 è prevista crescere del 53% rispetto al 2004, secondo un quadro non sostenibile di crisi ricorrenti, di inquinamento, insicurezza e costi elevati dell'energia. Si prevede che oltre il 70% dell'aumento della domanda energetica proverrà dai paesi in via di sviluppo, con in testa Cina e India. La Cina supererà gli USA nel 2010 in testa ai paesi a maggiori emissioni di CO₂.


Su scala globale, l'energia nucleare contribuisce attualmente a ridurre le emissioni di CO₂ per 2 miliardi di tonnellate/anno con riferimento al mix delle fonti attuale per la produzione elettrica (2,5 miliardi di tonnellate/anno se riferito alla fonte principale carbone) [6]. I termini di confronto sono la CO₂ totale emessa dal sistema mondiale di produzione di energia elettrica, circa 10 miliardi di tonnellate, e quella totale generale che assomma a circa 26 miliardi di tonnellate.

Secondo gli esperti, la CO₂ rappresenta circa la metà del contributo antropogenico al riscaldamento globale dell'atmosfera.

Il rapporto 2007 dell'IPCC [7] sulla mitigazione dei cambiamenti climatici afferma che l'opzione più efficace dal punto di vista dei costi, allo scopo di limitare l'aumento di temperatura sotto i 3 °C richiederà, insieme alle altre misure, un aumento nella generazione di elettricità *carbon-free* dal 34% attuale (nucleare + idraulico) al 48-53% nel 2030. Con il raddoppio della domanda globale di elettricità a quella data, e con un costo di emissione di 50 US\$/tonnellata di CO₂, la quota di generazione elettronucleare è stimata dall'IPCC crescere dall'attuale 16% al 18% dell'aumentata domanda, ossia da 2.650 TWh/anno a circa 6.000 TWh/anno, il che equivarrebbe più che al raddoppio della potenza attuale installata. Il rapporto prevede anche che le altre fonti *carbon-free*, escluso l'idroelettrico, forniscano un contributo di circa 12-17% della produzione globale di elettricità al 2030. Queste cifre sono proiezioni ed è evidente che se le fonti rinnovabili non riusciranno ad assicurare quanto atteso, sarà necessario che altre fonti *carbon-free* svolgano un ruolo maggiore nel controllo delle emissioni di CO₂. In questa eventualità l'energia nucleare potrebbe essere chiamata a triplicare o perfino quadruplicare il suo contributo, fino a oltre il 30% del mix di generazione elettrica al 2030, ossia a fornire circa 10.000 TWh [2].

In effetti, l'energia nucleare può fornire un contributo fondamentale alla riduzione dei gas serra. Per ogni 24 tonnellate di uranio naturale (≈28 tonnellate di U₃O₈) utilizzate nel ciclo nucleare, si evita la generazione di 1 milione di tonnellate di CO₂ rispetto all'uso del carbone. Ogni anno una centrale nucleare da 1.000 MW_e, a fronte di un consumo di circa 160 tonnellate di uranio naturale (corrispondenti a circa 20 tonnellate di combustibile arricchito al 4% in U-235), permette di evitare 6,5 milioni di tonnellate di CO₂ che sarebbero emesse da una centrale a carbone per produrre la stessa quantità di energia [6].

Per avere un'idea, nel caso dell'Italia, il rispetto degli obiettivi del piano varato dall'Unione Europea nel gennaio 2008, che prevede la riduzione delle emissioni di CO₂ del 20% per il 2020, rispetto al livello del 1990, a fronte delle emissioni attuali pari a circa 460 milioni di tonnellate/anno di CO₂ contro i 403 del 1990 (e di un'emissione media dal mix di generazione elettrica nazionale paria a 600 g CO₂/kWh), potrebbe essere conseguito per la metà con l'installazione di 9 reattori EPR da 1.600 MW_e, come i due in costruzione in

 Centro Ricerche Bologna	Sigla di identificazione FPN-P9LU-021	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 44 233
--	---	------------------	----------------------	--------------------------

Finlandia (Olkiluoto) e in Francia (Flamanville, con la partecipazione di Enel).

1.2 Sicurezza degli impianti attuali

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 migliorare la sicurezza e le procedure operative delle centrali nucleari di seconda generazione, note ai più come "impianti commerciali", "impianti provati" o "impianti attuali". Va subito evidenziato che i due incidenti non avevano nulla di confrontabile, sia per quanto riguarda gli eventi iniziatori, sia perché riferiti a due tipi di impianti diversi, trattandosi rispettivamente di un PWR di concezione americana e di un RBMK di concezione dell'ex-URSS (v. paragrafo 1.1).

Va comunque accettato il principio generale che il rischio di incidente 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 siano dotate, non solo di tecnologie e sistemi in grado di intervenire attivamente 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 sottoposte a revisioni e/o modifiche dove e quando necessario.

1.2.1 Filosofia e obiettivi della sicurezza nucleare

Gli obiettivi della sicurezza nucleare consistono nell'assicurare condizioni di localizzazione del sito e di funzionamento d'impianto tali da soddisfare principi di protezione adeguati quali, ad esempio, i principi di radioprotezione al personale professionalmente esposto e alla popolazione riconosciuti a livello internazionale. In particolare, per quanto concerne gli impianti provati, è necessario che vengano garantite alle persone della popolazione e ai lavoratori dosi tali che gli effetti sanitari siano, comunque, i più bassi ragionevolmente ottenibili in tutte le condizioni operative e in caso di incidente [8]. 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 e 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 da 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. Il principio fu accolto e adottato dalla IAEA.

1.2.2 La sicurezza del parco esistente – il concetto di “difesa in profondità” negli impianti provati

In figura 1.11 sono mostrate a titolo puramente indicativo alcune delle barriere in grado di schermare i vari tipi di emissione radioattiva.

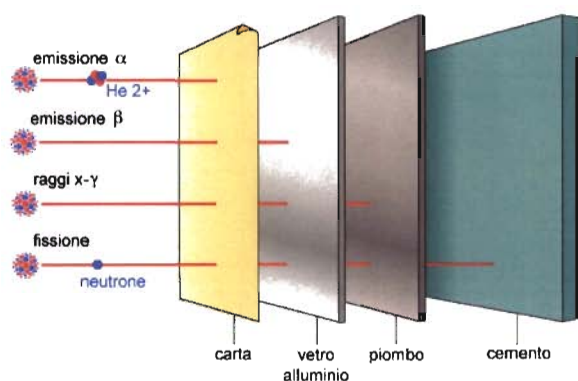


Fig. 1.11
Esempi di barriere per
differenti tipi di emissione
radioattiva

Il principio di base della progettazione degli impianti nucleari è quello della “difesa in profondità”. Le barriere 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 il *vessel*), l'incamiciatura metallica e la matrice del combustibile (ceramica).

Il **contenimento esterno** del reattore viene considerata la prima barriera partendo dall'esterno. Tale barriera era assente nel caso del reattore di Chernobyl, in quanto esso era stato progettato per produrre plutonio *weapon grade* (per usi militari), che richiedeva un ricambio del combustibile molto

frequente, cosa non praticabile con un contenimento di tipo occidentale. Il contenitore di sicurezza serve per proteggere sia l'ambiente esterno dall'impianto, in caso di incidente e conseguente rilascio di prodotti radioattivi, sia l'impianto dall'ambiente esterno, in caso di attentati, incidenti aerei, inondazioni, etc.

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 78.000 m³ e spessore del contenitore metallico 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 LOCA è un incidente in cui si verifica perdita di refrigerante e rappresenta uno degli scenari peggiori a cui l'impianto possa andare incontro. Va anche tenuto conto che dopo il normale spegnimento del reattore nucleare, 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 MW_{th} si ottiene una potenza di decadimento dell'ordine di 30 MW_{th}, 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 sotto un battente di acqua il combustibile.

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 1.12) è, di fatto, la seconda barriera fisica tra il rilascio dei prodotti di fissione radioattivi e l'esterno. Esso è formato da tubi di acciaio inox che collegano *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'impianto potrebbe venire a trovarsi. Sono inoltre previsti opportuni sistemi di vincolo (smorzatori detti anche *snubbers*) per limitare le sollecitazioni dinamiche in caso di sisma.

L'**incamiciatura del combustibile** o guaina (*cladding*) è la terza barriera che si interpone fra i prodotti di fissione e l'esterno. Il cui compito è quello di contenere, anche strutturalmente, le pastiglie (*pellet*) di ossido di uranio che costituiscono il combustibile nucleare.

Normalmente il *cladding* è costituito da tubi sottili in lega di zirconio (*zircaloy-2* o *zircaloy-4*), ma in alcuni casi anche in acciaio inossidabile.

Gli elementi di combustibile vengono chiusi alle estremità con tappi saldati

elettronicamente dopo essere stati riempiti di gas elio a pressioni dell'ordine di 20-30 Kg/cm², consentendo così anche la verifica di tenuta delle guaine (figura 1.13).

La *matrice ceramica* che compone il combustibile nucleare è l'ultima barriera, la più interna.



Fig. 1.12
Dettagli del circuito di raffreddamento in un PWR
(fonte: Westinghouse, Nuclear Steam Supply System)

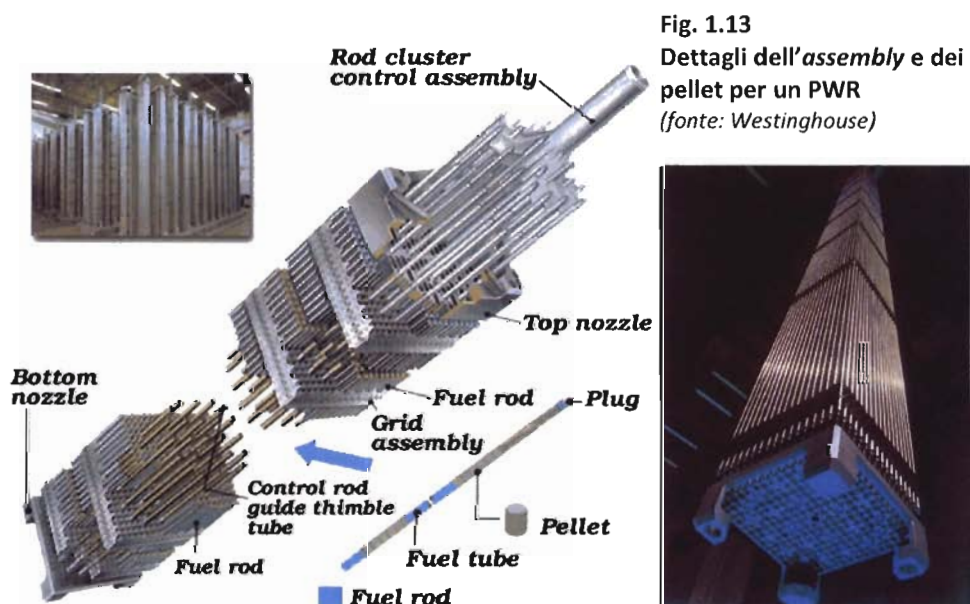


Fig. 1.13
Dettagli dell'assembly e dei pellet per un PWR
(fonte: Westinghouse)

A tali barriere ingegneristiche, di tipo passivo, si aggiungono poi i sistemi di sicurezza, attivi e passivi, atti a prevenire o gestire le più svariate condizioni incidentali. In figura 1.14 è mostrata in generale l'applicazione della filosofia di *difesa in profondità* con barriere multiple in reattori di tipo BWR.

Fig. 1.14
Barriere
multiple in un
BWR
 (fonte: NEI,
 Nuclear Energy
 Institute)



1.2.3 Esempi di sistemi di sicurezza degli impianti esistenti

Come già osservato, al fine di garantire un adeguato livello di sicurezza in qualsiasi condizione operativa e/o incidentale, oltre alle barriere ingegneristiche di tipo passivo già descritte nel paragrafo precedente, si aggiungono i sistemi di sicurezza, attivi e passivi, atti a prevenire o gestire le più svariate condizioni incidentali.

Uno dei principali sistemi di sicurezza degli attuali impianti è il “controllo di pressione del contenimento” (figura 1.15). Uno dei suoi componenti è costituito dal sistema di spray, che attinge acqua da una riserva (dell'ordine del milione di litri) e pompa acqua agli spruzzatori al di sopra del reattore, col fine, in caso incidentale di rottura della tubazione primaria, di favorire la condensazione del vapore (e quindi l'abbattimento della pressione) e la ritenzione dei prodotti di fissione volatili.

Un altro esempio di queste salvaguardie sono gli ECCS (Emergency Core Cooling System), che rappresentano l'equivalente delle “cinture di sicurezza” degli impianti nucleari. La loro presenza garantisce un ulteriore importante apporto alla sicurezza. Si tratta di una serie di sistemi che entrano in funzione in caso di incidente di perdita di refrigerante (LOCA) con conseguente depressurizzazione del circuito primario. Le normative in merito alla progettazione degli ECCS sono molto accurate e rigorose, sia per i reattori di tipo PWR, sia BWR. In caso di LOCA, ad esempio, si richiede il rispetto delle seguenti condizioni [10 CFR Part 50 [9]]:

- la temperatura dell'incamiciatura non deve superare i 1.204 °C (limite al di sotto del quale la reazione dello zircaloy con acqua per la formazione di idrogeno praticamente non avviene);
- l'ossidazione totale in seguito a interazione col vapore non deve superare il 17% dello spessore iniziale dell'incamiciatura;
- la quantità totale di idrogeno generato dalla reazione chimica fra zirconio e acqua o vapore non deve superare l'1% del quantitativo che verrebbe generato se tutta l'incamiciatura reagisse;
- deve essere mantenuta la geometria dell'elemento di combustibile (al fine di poter inserire le barre di controllo in qualunque situazione e di poter refrigerare il nocciolo);
- la temperatura del nocciolo deve poter essere mantenuta ad un valore sufficientemente basso per un adeguato lasso di tempo.

Se si prende a riferimento un impianto PWR, si hanno i seguenti sistemi di sicurezza:

- HPIS (High-pressure Injection System) – questo sistema entra in funzione quando si ha una moderata caduta di pressione nel circuito primario (da 15,5 MPa a 11 MPa). Ciò può essere dovuto ad una piccola rottura del circuito primario. Tale sistema provvede a iniettare nel circuito acqua borata (un veleno neutronico che rallenta la reazione a catena).
- AIS (Accumulator Injection System) – questo sistema entra in funzione in caso di rottura di entità maggiore. Si tratta di contenitori di acqua borata tenuti sotto un battente di azoto alla pressione di 1,4–4,1 Mpa; se la pressione scende al di sotto di tale valore le valvole si aprono automaticamente iniettando nel ramo freddo del circuito acqua borata fredda. Si tratta di un sistema passivo, in quanto non necessita dell'intervento di pompe azionate elettricamente.

- LPIS (Low-Pressure Injection System) – se la pressione si riduce ulteriormente entrano in funzione questo sistema che utilizza le pompe e gli scambiatori di calore del sistema di rimozione residua del calore. LPIS e HPIS sono sistemi attivi che richiedono l'intervento di pompe azionate elettricamente.

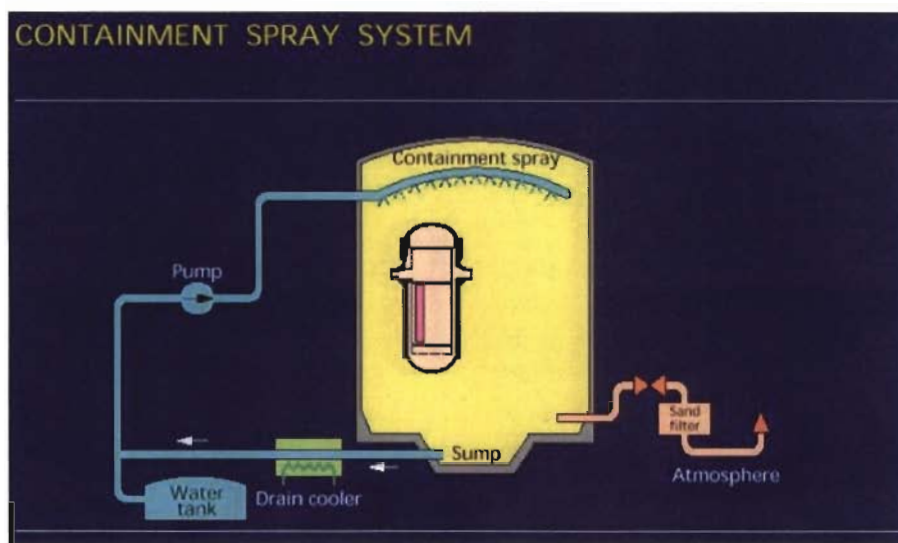


Fig. 1.15 – Sistema di spray nel contenimento.

(fonte: EDF)

Ogni impianto nucleare dispone inoltre di almeno due generatori Diesel di emergenza pronti a partire in pochi secondi e a fornire elettricità ai sistemi ausiliari di sicurezza in caso di situazione incidentale e contemporanea messa fuori uso delle linee elettriche di alimentazione esterne.

1.2.4 I grandi incidenti

Gli incidenti nelle centrali nucleari sono classificati su una scala da 0 (semplice guasto) a 7 (incidente molto grave). Questa scala di misura è detta INES (International Nuclear Event Scale) o scala internazionale degli eventi nucleari e fu introdotta dalla IAEA, l'agenzia internazionale per l'energia atomica (International Atomic Energy Agency, v. paragrafo 2.6.2) con lo scopo di classificare incidenti nucleari e rendere immediatamente percepibile al pubblico, in maniera corretta, la gravità di incidenti di tipo nucleare, senza fare riferimento a dati tecnici di più difficile comprensione. Come detto, la

scala INES comprende 7 livelli (più un livello 0 al di sotto della scala) ed è divisa in due parti: gli incidenti (dal 7° al 4° livello) e i guasti (dal 3° al 1°). Il livello 0 è catalogato come una deviazione.

Più precisamente la classificazione INES è la seguente:

- livello 7, incidente molto grave;
- livello 6, incidente grave;
- livello 5, incidente con possibili conseguenze all'esterno dell'impianto;
- livello 4, incidente senza conseguenze significative all'esterno dell'impianto;
- livello 3, guasto grave;
- livello 2, guasto;
- livello 1, anomalia;
- livello 0, deviazione.

Spesso gli incidenti minori sono stati coperti dal segreto militare o non comunicati al grande pubblico. Elenchiamo i principali incidenti di cui si è avuta conferma ufficiale:

- **Kyshtym** (Unione Sovietica, 1957) – scala INES 6. Un bidone di rifiuti radioattivi prese fuoco ed esplose contaminando migliaia di km² di terreno. Risultarono esposte alle radiazioni circa 270.000 persone.
- **Sellafield** (Gran Bretagna, 1957) – scala INES 5. Un incendio nel reattore dove si produceva plutonio per scopi militari causò una nube radioattiva imponente. La nube attraversò l'intera Europa. Sono stati ufficializzati soltanto 300 morti per cause ricondotte all'incidente (malattie, leucemie, tumori) ma il dato potrebbe essere sottostimato.
- **Three Mile Island** (Harrisburgh, Usa 1969) – scala INES 5. Il surriscaldamento del reattore provocò la parziale fusione del nocciolo rilasciando nell'atmosfera gas radioattivi pari a 15.000 TBq. In quella occasione vennero evacuate 3.500 persone.
- **Chernobyl** (Unione Sovietica, 1986) – scala INES 7. L'incidente nucleare in assoluto più grave di cui si abbia notizia. Il surriscaldamento provocò la fusione del nocciolo del reattore e l'esplosione del vapore radioattivo. Fu proiettata in atmosfera una nube di materiale radioattivo, pari a circa 800 volte la radioattività rilasciata da Three Mile Island. Le morti immediate furono circa 30 e l'intera Europa fu esposta alla nube radioattiva.
- **Tokaimura** (Giappone, 1999) – scala INES 4. Un incidente in una fabbrica di combustibile nucleare ha attivato una reazione a catena incontrollata. Tre persone sono morte all'istante e altre 400 sono state esposte alle radiazioni.

Prima dell'incidente di Three Mile Island (TMI-2), le stime sulle conseguenze di un incidente severo venivano fatte ipotizzando, cautelativamente, che una frazione significativa del materiale radioattivo contenuto nel nocciolo potesse fuoriuscire dall'impianto.

Le misure di radioattività, effettuate dopo TMI-2 all'esterno dell'impianto,

hanno in realtà evidenziato valori minori di quelli ipotizzati. Il motivo è da ricercarsi principalmente nei complessi meccanismi di deposizione che interessano i materiali rilasciati dal nocciolo nel corso di un incidente; questi meccanismi contribuiscono infatti a far diminuire la quantità di materiale radioattivo presente in sospensione e, quindi, potenzialmente pronto a fuoriuscire dall'impianto in caso di rottura del sistema di contenimento.

Gli studi svolti negli ultimi decenni, hanno evidenziato le incertezze esistenti nei riguardi dei modelli fisico-matematici utilizzati dai codici di calcolo impiegati per l'analisi del comportamento dei materiali radioattivi all'interno di reattori nucleari in cui sia in corso un incidente severo. Per questo motivo, la comunità scientifica internazionale che si occupa degli studi sulla sicurezza degli impianti nucleari, si è impegnata nella realizzazione di programmi sperimentali aventi lo scopo di fornire dati attraverso i quali effettuare confronti con i risultati calcolati dai diversi tipi di codice impiegati nelle analisi di sicurezza. Gli obiettivi generali consistono nel cercare di individuare quali modelli riproducano meglio i fenomeni che interessano detti materiali radioattivi, determinare ove sussistano le maggiori incertezze e, possibilmente, svilupparne dei nuovi in grado di eliminarle.

Una sovrastima del "termine sorgente" comporta delle valutazioni cautelative sulle possibili conseguenze dell'incidente sull'ambiente esterno. Viceversa viene sottostimato l'ammontare totale di radioattività presente nell'impianto, con i conseguenti rischi per gli operatori che dovranno occuparsi delle operazioni richieste all'interno di questo. Oltre all'aspetto legato alla sicurezza delle persone che devono lavorare nell'impianto, occorre valutare quello legato all'accettabilità pubblica: infatti la sovrastima del termine sorgente non può che aggravare i problemi legati all'accettabilità da parte del pubblico nei riguardi della presenza di reattori nucleari sul proprio territorio.

Three Mile Island (TMI-2) (USA 1979)

Nell'analizzare questo incidente, non bisogna dimenticare che gli esercenti degli impianti nucleari in USA sono società private dotate di licenza di esercizio in un sistema di mercato.

Il 29 marzo 1979 l'unità 2, un reattore PWR da 907 MW_e, della centrale nucleare localizzata a Three Mile Island, lungo il Susquehanna River (fig. 1.16), subì quello che fu definito «il più serio incidente accaduto ad un sistema civile per la produzione commerciale di energia elettrica». Il reattore era divenuto "critico" il 28 marzo 1978, un anno prima dell'incidente e messo in esercizio commerciale il 30 dicembre 1978.

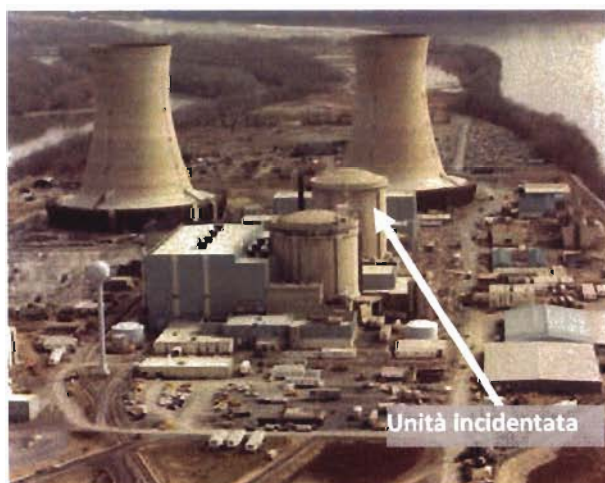
L'evento incidentale in TMI-2 ha avuto inizio all'alba del 28 marzo (4 del mattino).

Malfunzionamenti iniziali in TMI-2

- Arresto delle pompe di alimentazione al generatore di vapore.
- Blocco in apertura, non correttamente segnalato, di una valvola di sfiato.

Evoluzione

- Dopo 8 secondi i sistemi di sicurezza arrestano la reazione nucleare e dopo 2 minuti attivano il sistema di raffreddamento di emergenza, portando l'impianto in condizioni di sicurezza.
- Gli operatori, interpretando male le segnalazioni dei sistemi di controllo, eseguono una serie di operazioni errate che privano l'impianto della necessaria refrigerazione.
- Solo dopo 13 ore dall'inizio dell'incidente gli operatori riprendono il pieno controllo dell'impianto, arrestando ogni ulteriore propagazione dell'incidente.
- Durante tale periodo, la temperatura di fusione del combustibile è raggiunta in oltre il 50% del nocciolo e parte dei materiali fusi si rilocano sul fondo del contenitore in pressione (figura 1.17).



(fonte: US DOE)



(fonte: US NRC)

Fig. 1.16
Immagini aeree di Three Mile Island

Danno sanitario da TMI-2

Pur non essendoci stata una vera e propria fuga di radioattività, gli scarichi aeriformi della centrale sono stati superiori al normale. La dose collettiva alla popolazione è stata stimata, anche da diverse fonti indipendenti, in 20 Sievert-uomo per i circa due milioni di persone entro 80 km dalla centrale. Questo significa che, mediamente, ciascuna persona è stata esposta a 10 μSv . Il picco di esposizione si è verificato in prossimità della centrale ed è stato di 370 μSv . Questi due valori (10 e 370 μSv) devono essere confrontati con i seguenti dati:

- 50–100 μSv è la dose media assorbita durante un esame comune di radiografia toracica; per un esame TAC (ad es. cranica) si può arrivare a 1.000–5.000 μSv (1–5 mSv) specie se l'esposizione viene ripetuta per ragioni di contrasto o se le sezioni sono numerose;
- da 1.000 a 4.000 μSv (1–4 mSv) è la dose annua di radiazioni da fonti naturali (raggi cosmici, radon, minerali) che ciascuno di noi assorbe e dipende molto dalla zona [10], [11].

La legge dell'Unione Europea, che è tra le più severe in materia di prevenzione e protezione della popolazione, prevede 1.000 $\mu\text{Sv}/\text{anno}$ come massima dose alla popolazione da fonti artificiali per non avere effetti sanitari e pone a 5.000 $\mu\text{Sv}/\text{anno}$ la soglia di allarme per interventi di emergenza (ricovero al chiuso, iodio-profilassi, limitazione degli accessi, rilocalizzazione, secondo il caso). A TMI-2 si ebbe al massimo il raggiungimento dell'8% della soglia di allarme, quindi un valore pressoché trascurabile.

I danni al reattore furono ingenti perché si ebbe la fusione di circa il 70–90% del nocciolo dell'unità indicata in figura 1.16. Parte del liquido di refrigerazione fuoriuscì nell'edificio reattore.

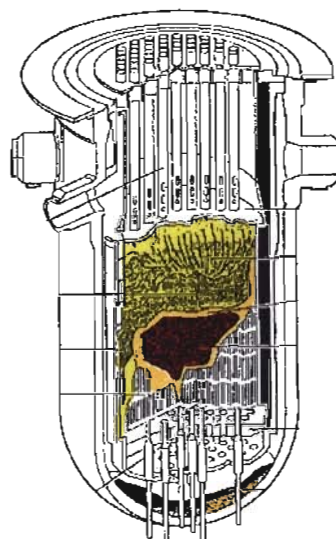


Fig. 1.17

Fusione parziale del nocciolo in TMI-2

(fonte: INL, Idaho National Laboratory)

Il problema delle bolle di idrogeno sviluppatesi nel nocciolo e passate nel circuito di refrigerazione primario fu un indubbio errore di valutazione di cui la NRC americana non volle mai assumersi la responsabilità, per ragioni di immagine, si suppone. Si temeva infatti una violenta reazione con l'ossigeno presente nel refrigerante e una conseguente esplosione.

A seguito di queste previsioni si diede l'ordine di evacuazione preventiva della zona abitata vicina alla centrale. Questo stesso ordine di evacuazione fu oggetto di controversie tra i diversi gradi delle autorità coinvolte, col risultato di accrescere le preoccupazioni dei cittadini richiedendo l'intervento diretto del Presidente Carter. Con valutazioni successive la NRC e la comunità scientifica si resero conto che in realtà c'era molto meno ossigeno di quanto non si pensasse (solo quello proveniente dalla radiolisi dell'acqua) e il pericolo di reazione violenta era stato notevolmente sovrastimato. L'incidente rientrò dopo diversi giorni di emergenza.

TMI-2 (1979) è stato il più grave incidente in una centrale nucleare occidentale a tutt'oggi. Il reattore n. 2 è andato perso in modo irreversibile. Il reattore n. 1 non ne ha risentito. Il lavoro di decontaminazione per la perdita (nell'edificio) di parte del liquido refrigerante contaminato è risultato molto impegnativo ed estremamente costoso e si trovano parecchi rapporti tecnici al riguardo, soprattutto sui costi del *clean-up* (decontaminazione) di alcune sale dell'edificio. La centrale proseguirà l'esercizio fino al 2014 con il funzionamento del reattore n. 1; dopodiché, per lo scadere della licenza di esercizio, si procederà allo smantellamento di entrambi i reattori.

Le lezioni imparate dall'analisi di questo incidente sono state veramente importanti, soprattutto in materia di formazione del personale di esercizio (cioè preparazione a fronteggiare situazioni nuove e impreviste) e in materia di analisi di sequenze di piccoli malfunzionamenti e incidenti in catena singolarmente poco rilevanti, ma che tutti insieme creano problemi seri. Si è inoltre capito che le informazioni inerenti la sicurezza degli impianti dovevano circolare in maniera più efficace ed essere disponibili per altri impianti. Una situazione analoga a TMI-2 era già successa, due anni prima, in un altro impianto dove non c'erano state conseguenze perché il reattore stava funzionando a basso carico. Evidentemente un tale evento non aveva avuto la risonanza adeguata.

Chernobyl (Ucraina, URSS, 1986)

Il 26 aprile 1986 nella centrale nucleare di Chernobyl a 130 km a nord di Kiev, in Ucraina (figura 1.18), si è verificato il più grande incidente nucleare della storia dell'energia nucleare.

Un enorme rilascio di sostanze radioattive interessò gli stati dell'allora Unione Sovietica e parte dell' Europa nord-orientale; la diffusione dei contaminanti fu particolarmente favorita da condizioni meteorologiche fortemente variabili.

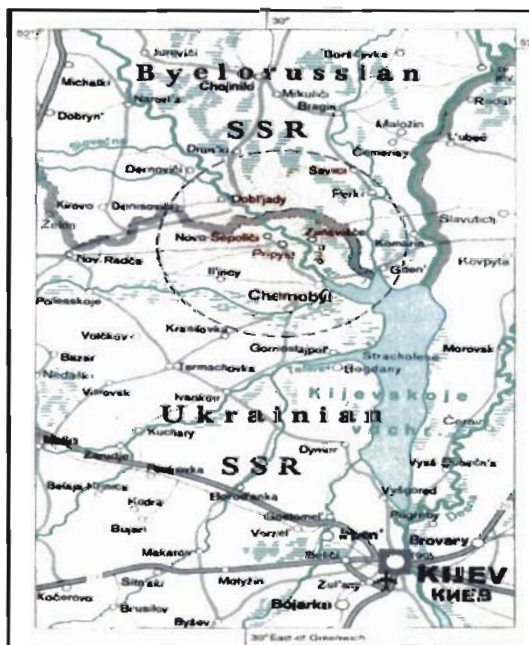
Le regioni maggiormente colpite furono Bielorussia, Ucraina e Russia, dove

sono ancora evidenti le conseguenze sull'ambiente e sulla salute della popolazione.

L'area dell'Ucraina in cui sorge l'impianto è principalmente boschiva, con bassa densità di popolazione: la cittadina di Pripjat a 4 km dal reattore, ospitava circa 49.000 abitanti, Chernobyl altri 12.500; questi, sommati al resto della popolazione rurale nel raggio di 30 km, fornivano un totale di residenti compreso tra 115.000 e 135.000 unità. A sud-est dell'impianto, accanto al fiume Pripyat affluente dello Dniepr, un bacino artificiale di 22 km² garantiva il rifornimento dell'acqua refrigerante del reattore.

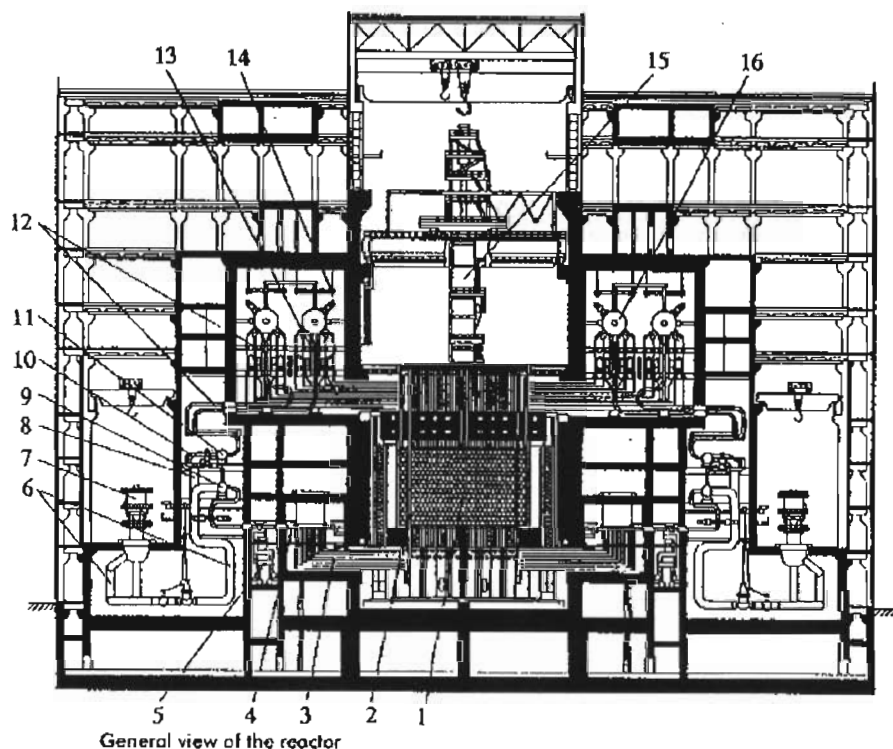
La centrale era fornita di quattro reattori RBMK-1000 (figura 1.19) con altre due unità in costruzione.

Fig. 1.18
Posizione geografica della centrale nucleare di Chernobyl
(fonte: NEI, Nuclear Energy Institute)



Il reattore, progettato e costruito nell'ex-URSS, utilizza combustibile a barre di uranio arricchito al 2% in U-235, con grafite come moderatore.

Il fluido refrigerante è acqua leggera in pressione con il compito di refrigerare il combustibile e alimentare le due turbine a vapore da 500 MW_e; la circolazione è garantita da quattro pompe di cui una in stand-by. Le misure di sicurezza da progetto prevedono un sistema di raffreddamento di emergenza del nocciolo (ECCS), e un minimo di 30 barre di controllo inserite. Le reazioni nucleari sono regolate dal tasso di fissione degli atomi di uranio, il quale dipende dalla disponibilità di neutroni e dalla capacità di cattura del combustibile (fattore dipendente dalla temperatura).



1 - graphite stack, 2 - fuel channel feeder pipes, 3 - water pipes, 4 - distribution header, 5 - emergency core cooling pipes, 6 - pressure pipes, 7 - main circulation pump, 8 - suction pipes, 9 - pressure header, 10 - bypass pipes, 11 - suction header, 12 - downcomers, 13 - steam and water pipes, 14 - steam pipes, 15 - refueling machine, 16 - separator drum

Fig. 1.19 – Vista generale di un RBMK-1000.

((fonte: NEI, Nuclear Energy Institute))

I reattori ad acqua bollente, del tipo RBMK-1000, hanno la caratteristica di sottrarre neutroni alla fissione quanto minore è la percentuale di fluido vaporizzato. A causa di ciò, in relazione al regime di potenza, possono aversi i due stati di equilibrio per il reattore, stabile il primo, instabile il secondo:

- 1 Ad alta potenza, un incremento di questa aumenta la vaporizzazione, aumentando di fatto la disponibilità di neutroni reattivi, ma la elevata temperatura ha l'effetto di aumentare la cattura neutronica parassita del combustibile in proporzione tale da mantenere stabile il sistema reagente (stato stabile).
- 2 Alle basse potenze (circa al 20% della potenza nominale) un incremento della stessa vede ancora la proliferazione di neutroni reattivi dovuta alla vaporizzazione, ma l'effetto della temperatura in questo caso non è sufficiente a contrastarla, come nel caso precedente, rendendo quindi il sistema eccessivamente reattivo (stato instabile).

Le cause dell'incidente

Il 25 aprile 1986, l'unità 4 della centrale nucleare di Chernobyl, stava per essere messa in manutenzione ordinaria; per l'occasione si decise di tentare un esperimento atto a valutare se, in caso di guasto della stazione elettrica, sarebbe stato possibile utilizzare la potenza della turbina in decelerazione per alimentare il sistema di raffreddamento del nocciolo del reattore, in attesa che il sistema di alimentazione dai diesel di riserva venisse avviato. Il test era stato già tentato in passato ma con risultati insoddisfacenti. Lo scopo del test era di determinare se il raffreddamento del nocciolo fosse garantito anche in caso di perdita di alimentazione elettrica per gli ECCS.

Il personale della sala di controllo non fu sufficientemente informato, dall'équipe incaricata a svolgere il test, sulle possibili conseguenze dell'esperimento, col risultato che alcuni errori operativi, oltre alle caratteristiche del reattore particolarmente difficile da controllare, portarono all'incidente.

Ai fini del test, il reattore in fase di spegnimento doveva essere stabilizzato a 333 MW_e, quando una improvvisa perdita nella rete di alimentazione, oltre ad alcuni malintesi tra l'équipe e il personale addetto ai quadri, portarono il reattore a 10 MW_e, dove risulta preponderante l'effetto 2 suddetto. In sala controllo si decise di elevare la potenza agendo manualmente sulle barre di controllo, ottenendo una stabilizzazione a 68 MW_e, ma con solo 8 barre di controllo inserite contro le 30 minime richieste dalla progettazione. Un'ulteriore richiesta di potenza da parte delle pompe del refrigerante indusse gli operatori a portare a zero il numero di barre inserite, ma ciò provocò una forte escursione termica causando il cedimento delle tubazioni dell'acqua refrigerante. A ciò seguirono due violente esplosioni che squarciarono le pareti del reattore innescando un violento incendio della grafite (moderatore). La elevata temperatura dovuta all'incendio portò alla fusione delle strutture metalliche e delle barre di combustibile del nocciolo. Il trascinarsi delle ceneri e di altro materiale radioattivo, operato dal vento e dalla nube originata dalla evaporazione dei componenti fusi, fu favorito anche dalla notevole altitudine della sorgente e dalla potenza delle fiamme.

L'incendio ebbe una durata di oltre 10 giorni a causa della mancanza di esperti di incendio da grafite, ciò comportò l'esposizione continua dei vigili del fuoco a dosi letali di radiazioni. Per il suo spegnimento si decise l'impiego di diversi materiali ognuno con una funzione specifica: carburo di boro per assorbire neutroni che avrebbero alimentato la fissione incontrollata del combustibile, piombo per assorbire le radiazioni, dolomite per soffocare le fiamme e sabbia per trattenere il particolato.

In seguito si scoprì che molti di questi componenti, per le loro proprietà di isolanti termici, furono responsabili del nuovo innalzamento della temperatura delle macerie verificatosi una settimana dopo, il quale causò un ulteriore incremento nel rilascio di radionuclidi.

La portata del rilascio nei quindici giorni dell' incendio non ha un andamento monotono decrescente, bensì presenta un picco entro il decimo giorno, quando si presentò l'effetto termico di cui sopra (figura 1.20, 1 EBq = 10^{18} Bq). Efficace si rivelò la costruzione di un tunnel sotto il reattore, avente la funzione di raffreddare la massa fusa e al contempo di contenere eventuali infiltrazioni di materiale radioattivo nelle falde sottostanti all'impianto.

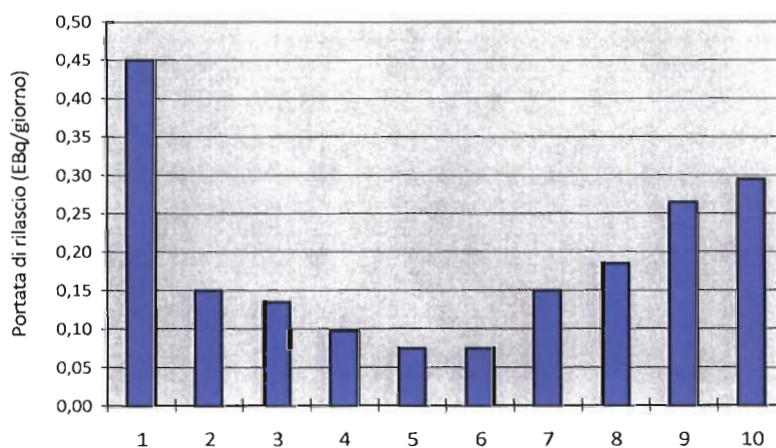


Fig. 1.20 - Portata giornaliera del rilascio di sostanze radioattive in atmosfera a seguito dell'incidente di Chernobyl

(fonte: NARAC, National Atmospheric Release Advisory Capability, Lawrence Livermore National Laboratory)

La dispersione e la deposizione furono complicate dalle continue variazioni meteorologiche: la maggior parte del particolato di piccola taglia cadde in un raggio di 100 km, mentre le polveri più sottili raggiunsero l'Europa centro-orientale. In URSS, le zone maggiormente colpite furono Chernobyl, Bryansk in Bielorussia, e Kaluga-Tula-Orel.

Bryansk, distante 200 km da Chernobyl in direzione nord-est, venne colpita tra il 28 e il 29 aprile, con deposizioni che raggiunsero in alcuni villaggi 5.000 kBq/m² in Cs-137. Le zone di Kaluga-Tula-Orel subirono in quei giorni la stessa sorte, anche se con minori densità, 600 kBq/m². La zona di Chernobyl vide la maggior deposizione di particolato nella zona critica con densità superficiali di radioattività comprese tra 40 e 1.500 kBq/m² in particolare nel versante nord dell'Ucraina e fino al sud della Bielorussia.

In Europa occidentale, la contaminazione fu avvertita dagli operatori di una centrale svedese, poi si diffuse in tutto il nord-Europa: Scandinavia, Olanda, Belgio, Inghilterra. Raggiunse il versante est dell'Italia e il mediterraneo intorno al 4-6 maggio (figura 1.21).

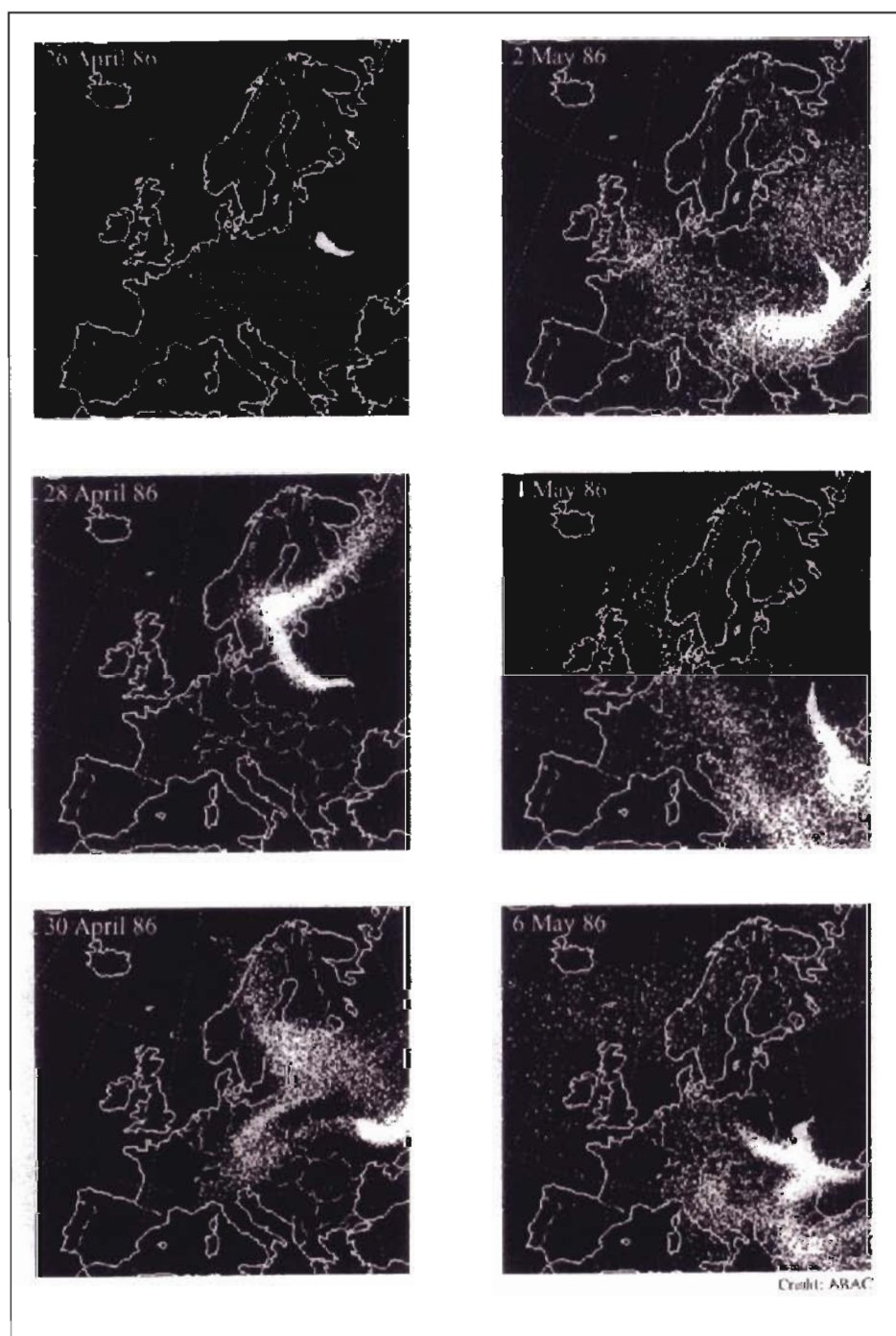


Fig. 1.21 – Mappa giornaliera della “nube di Chernobyl” in Europa
(fonte: NARAC, National Atmospheric Release Advisory Capability, Lawrence Livermore National Laboratory)

La maggior parte del particolato, per la sua natura pesante, si depositò intorno al sito dell' impianto e solo in rari casi le deposizioni raggiunsero livelli radiologicamente significativi.

Le conseguenze sull'ambiente e sull'uomo dell'incidente di Chernobyl sono state e sono tuttora oggetto di molteplici studi da parte delle principali organizzazioni internazionali; alcuni di questi studi sono riportati in bibliografia ([12], [13], [14], [15], [16]).

Similitudini tra Three Mile Island e Chernobyl

- i* Operazioni manuali in assenza di un sistema automatico di arresto:
 - a* TMI-2 non ha il sistema automatico,
 - b* Chernobyl lo ha disabilitato per fare delle prove.
- ii* Si opera con il sistema di raffreddamento di emergenza disabilitato:
 - a* a TMI-2 si opera con il sistema di sinistra escluso per fare un test,
 - b* a Chernobyl era disabilitato per lo stesso motivo.
- iii* Mancanza di preparazione dell'operatore per operazioni manuali di emergenza.
- iv* Difetti nel disegno del sistema e inaffidabilità dei componenti.
- v* Risolutezza dei gestori nel nascondere i problemi.
- vi* Assenza di piani di emergenza in caso di incidente grave.

Se si confronta l'evento di Chernobyl con l'incidente di TMI-2, si può comprendere bene come il criterio della "difesa in profondità" e delle barriere multiple, adottato come standard in TMI-2, sia stato efficace nel garantire la sicurezza della centrale nucleare.

1.2.5 La resistenza sismica e da attacco terroristico

I criteri adottati per la realizzazione degli impianti nucleari sono particolarmente severi in considerazione della gravità delle conseguenze che potrebbero derivare in caso incidentale. Tutte le strutture e i componenti rilevanti per la sicurezza nucleare e per la protezione sanitaria sono classificati in categoria sismica. Tali parti devono resistere alle sollecitazioni dovute ai terremoti di riferimento A e B in combinazione con gli altri carichi accidentali e normali, dovuti sia a cause interne che esterne. Nella progettazione dell'impianto si dovrà tener conto anche di eventuali effetti del sisma sulle fondazioni (cedimenti, fratture, frane, ecc.).

Il **Terremoto di Riferimento A** è quello che produce sul sito il massimo movimento vibratorio ipotizzabile considerando le caratteristiche geologiche e sismiche dell'area tettonica comprendente il sito e le zone limitrofe, assieme alle caratteristiche meccaniche dei materiali sottostanti.

Il **Terremoto di Riferimento B** è quello che produce sul sito il massimo movimento del terreno che ragionevolmente potrebbe verificarsi durante la vita dell'impianto considerando le caratteristiche geologiche e sismiche dell'area tettonica comprendente il sito e le zone limitrofe, assieme alle caratteristiche meccaniche dei materiali sottostanti. Si noti che l'incidente di riferimento per gli impianti nucleari (per il quale quindi sono progettati) è costituito dal massimo evento sismico assunto per quella zona in concomitanza della troncatura indipendente a ghigliottina della tubazione primaria.

L'impianto nucleare sarà realizzato in modo tale che:

- qualora si verifichi un sisma di intensità minore o uguale al tipo B, le conseguenze non siano tali da compromettere il normale esercizio;
- qualora si verifichi un sisma di intensità maggiore al tipo B è richiesto lo spegnimento automatico dell'impianto; prima della rimessa in funzione, il titolare della licenza di esercizio dovrà dimostrare agli organi di controllo che nessun danno si è verificato alle strutture, sistemi e componenti classificati in categoria sismica;
- qualora invece si verifichi un sisma di tipo A, sia assicurato il funzionamento di tutti i sistemi necessari per lo spegnimento del reattore e mantenerne la condizione di spegnimento sicuro.

Nel progetto di un impianto nucleare devono essere presi in considerazione gli effetti del moto vibratorio causato dai terremoti di riferimento A e B. A tal fine si procede ad una lunga serie di indagini preventive:

- individuazione dell'area tettonica comprendente il sito e quelle limitrofe;
- valutazione in base a studi litologici, stratigrafici e geologico-strutturali del comportamento dei materiali geologici in superficie e in profondità durante i precedenti terremoti;
- determinazione delle caratteristiche meccaniche (statiche e dinamiche) dei materiali sottostanti il sito;
- elenco di tutti i terremoti storici che hanno interessato l'area tettonica comprendente il sito;
- correlazione, ove possibile, degli epicentri o delle zone macrosismiche di più alta intensità dei terremoti storici con le province tettoniche collocate anche solo parzialmente in quella comprendente il sito;
- determinazione dell'attività delle faglie.

Per le faglie si dovrà procedere a determinare:

- la lunghezza della faglia;
- la relazione delle faglie con la strutture tettoniche della regione;
- la natura, l'entità e la storia geologica degli spostamenti lungo la faglia.

Attraverso tali indagini sarà possibile determinare il massimo terremoto che può statisticamente verificarsi durante la vita nominale delle costruzioni: si potrà così valutare la massima accelerazione al suolo, che costituirà il dato di input richiesto per la progettazione.

Dopo l'attacco alle torri del World Trade Center in New York nel settembre del 2001, è cresciuta la preoccupazione circa le conseguenze di un possibile attacco con aerei commerciali di grandi dimensioni contro una centrale nucleare.

Vari studi hanno analizzato un simile evento, e hanno dimostrato che gli impianti nucleari sarebbero tra le strutture civili più resistenti all'attacco terroristico ipotizzato. Uno studio esaustivo in materia è stato effettuato dal US EPRI (United States Electric Power Research Institute) con il supporto di istituzioni esterne accademiche e di ricerca, nel contesto di un programma espressamente finanziato dal DOE (Department of Energy) americano.

Le conclusioni dello studio dell'EPRI affermano che le centrali nucleari americane «sono sufficientemente robuste e proteggerebbero bene il nocciolo del reattore dall'impatto di un grande aereo commerciale di linea» [17]. Le conclusioni sono supportate anche dai risultati del test effettuato dal SNL (Sandia National Laboratories) nel 1988, avente per oggetto lo studio degli effetti meccanici dell'impatto di un aereo di tipo militare F-4 Phantom lanciato contro una barriera rinforzata in calcestruzzo armato (c.a.) dello spessore di 3,66 m, alla velocità di 480 mph (miglia orarie). L'aereo, che andò ridotto in polvere dall'impatto, produsse una penetrazione nel c.a. di appena 6,35 cm. Allo stesso tempo, la robustezza delle strutture è tale che ogni attacco terroristico, anche dall'interno degli impianti (che sono tuttavia ben protetti), non darebbe luogo a rilasci significativi di radioattività.

1.3 Reattori evolutivi dell'attuale generazione

La tecnologia dei reattori sviluppati negli anni 50-60, è quella che ha dato luogo alla I generazione. I reattori della I generazione erano essenzialmente dei prototipi e, attualmente, non sono più in funzione, tranne alcuni esemplari ancora in esercizio nel Regno Unito.

La II generazione corrisponde alla tecnologia sviluppata negli anni 60-90 e ha avuto il massimo impulso realizzativo negli anni 70. Essa è costituita da impianti di grande potenza e ad essa appartiene la stragrande maggioranza dei reattori attualmente in esercizio nel mondo.

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 (v. paragrafo 1.1).

La IV generazione si riferisce 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 (v. paragrafo 2.2).

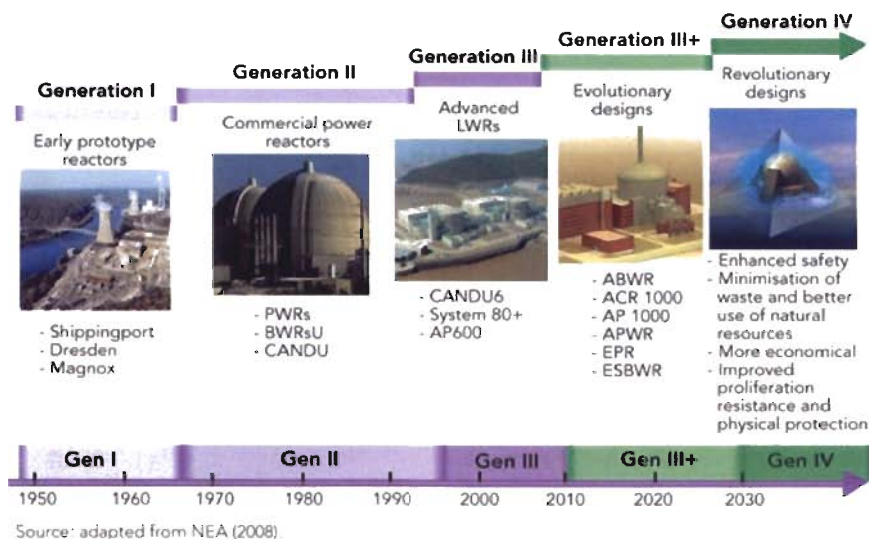


Fig. 1.22 – Le generazioni di reattori e loro industrializzazione
(fonte: OECD-NEA, Nuclear Energy Outlook 2008)

1.3.1 Innovazioni negli attuali reattori di generazione III e III+

Le tecnologie attuali sono in gran parte del tipo ad acqua leggera (LWR) e appartengono a due filiere principali: i reattori pressurizzati (PWR – Pressurized Water Reactor) e i reattori bollenti (BWR – Boiling Water Reactor).

Alcuni di questi sono già stati realizzati in Giappone, altri sono attualmente in costruzione o in corso di ordinazione, come si dirà in seguito. I progetti più innovativi di questa categoria sono definiti di generazione III+, come i reattori EPR, 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 e che, per tale motivo, saranno descritti nel prosieguo con un maggior dettaglio.

Accanto alle due principali filiere PWR e BWR, 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.

I reattori di generazione III e III+, o “evolutivi”, 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.

Nel ciclo combustibile dei reattori delle attuali generazioni, oltre al normale ciclo aperto (once-through), è possibile il monoriciclo del plutonio e dell’uranio depleto (code del processo di arricchimento), mentre la chiusura del ciclo propriamente detta, che porta ad un maggiore sfruttamento del combustibile e alla trasmutazione dei radionuclidi a vita lunga, è prerogativa tipica dei futuri reattori di IV generazione capaci del riciclo completo di tutti gli attinidi (uranio, plutonio e attinidi minori).

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 [18].

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 per l’abbattimento della pressione reattore (pressure relief valves). L’affidabilità è perseguita, tuttavia, attraverso la ridondanza parallela di sistema.

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).

Questi reattori hanno una potenza più grande rispetto ai loro predecessori, di cui rappresentano una evoluzione e si caratterizzano per essere il risultato di

collaborazioni internazionali rilevanti. Sebbene la loro certificazione 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.

Nel corso degli anni 90 le industrie americane General Electric e Westinghouse, col supporto dello US-DOE (Department of Energy), hanno sviluppato 4 tipi di reattori avanzati (ABWR, System-80+, AP-600, AP-1000). Due di questi, l'ABWR e il System-80+, sono "evolutivi di grossa taglia", con potenze dell'ordine di 1.300 MW_e, derivanti direttamente dall'esperienza d'esercizio dei reattori ad acqua (LWR) in USA, Giappone ed Europa Occidentale.

Dell'ABWR (Advanced Boiling Water Reactor) della General Electric sono state realizzate 4 unità dalla Hitachi in Giappone, ove sono entrate in esercizio commerciale nel 1996, e altre sono in fase di trattativa in Giappone e Taiwan (Kashiwazaki-Kariwa, 2 unità in funzione dal 1996; Hamaoka 1 unità dal 2004; Shika in fase di trattativa; altre due unità in Taiwan).

Il System-80+ è un PWR avanzato pronto per la commercializzazione, benché attualmente non rientri tra i reattori proposti dalle industrie negli ultimi programmi di costruzione. Gli otto reattori System-80 realizzati in Sud Corea incorporano molte caratteristiche del System-80+ e costituiscono la base per lo sviluppo del reattore AP-1400 di nuova generazione, di cui si prevede l'entrata in esercizio sempre in Sud Corea dopo il 2010.

La NRC (Nuclear Regulatory Commission) americana ha certificato entrambi i reattori sopra citati nel Maggio 1997, rimarcando che essi eccedono di vari ordini di grandezza i *safety goals* della NRC.

1.3.2 Reattori già disponibili di generazione III e III+ a confronto

Come già osservato, tra i reattori più rappresentativi di generazione III+ spiccano l'EPR della francese AREVA e l'AP-1000 dell'americana Westinghouse Electric Company (recentemente acquisita dalla giapponese Toshiba), entrambi di tipo PWR, soprattutto perché si profilano come i reattori con la maggiore prospettiva di realizzazione nei prossimi decenni, prima dell'avvento della IV generazione.

Del primo sono già in costruzione due esemplari, il primo in Finlandia (Olkiluoto), il secondo in Francia (Flamanville). 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. Quattro reattori AP-1000 sono stati venduti in Cina dal consorzio Whestinghouse-Shaw Group (luglio 2007) per essere realizzati sui siti di Sanmen e Zhejiang sulla costa orientale. Va segnalato, inoltre, che negli USA, nell'ambito del nuovo processo di licensing in corso (ESP – Early Site Permit e COL – Combined Construction and Operating License), nelle loro richieste a NRC, le utilities hanno scelto l'EPR in 5 casi e l'AP-1000 in 4 casi. Per entrambi i reattori, i rispettivi *vendors* hanno avviato nel corso del 2007 anche il processo di pre-licensing presso l'autorità di sicurezza britannica (HSEEA), presentando richiesta di Generic Design Assessment (GDA).

Le caratteristiche principali dei più accreditati reattori evolutivi sono riportati di seguito, con un approfondimento maggiore, in questa fase, per l'EPR e l'AP-1000, sui quali si stanno concentrando le maggiori attenzioni da parte degli stakeholder italiani.

Nella tabella 1.4 sono riassunte le caratteristiche principali dei reattori di generazione III e III+.

Lo European (o Evolutionary) Pressurized Reactor (EPR)

L'EPR (figura 1.23, [19], [20]) è un reattore da 1.600 MW_e di potenza netta, ad acqua leggera pressurizzata a 155 bar e opera in un range di temperature tra 295 °C (ingresso del nocciolo) e 328 °C (uscita del nocciolo). Esso impiega uranio arricchito fino al 5%, con possibilità di impiegare anche ossidi misti Uranio/Plutonio.

Il reattore è stato sviluppato da AREVA -NP (in precedenza NPI-Nuclear Power International, una società congiunta della francese Framatome e tedesca Siemens) nel rispetto degli European Utility Requirements (EUR), requisiti molto stringenti stabiliti soprattutto sotto la spinta delle *utilities* franco-tedesche. Il reattore già confermato come il nuovo standard per la Francia, è stato certificato dall'autorità di sicurezza francese nel 2004. È una derivazione mista del reattore PWR francese N4 e del tedesco Konvoi, con una riduzione dei costi rispetto all'N4 di almeno il 10%. È progettato per poter funzionare in maniera flessibile (load-following), avere un *burn-up* nel combustibile di circa 60 MWd/kg e un rendimento vicino al 37%, maggiore fra tutti i reattori ad acqua attuali (gruppo turbo-alternatore più performante che permette un guadagno di 70 MW_e in più).

Tale reattore ha anche una vita operativa attesa di 60 anni e un fattore di carico particolarmente elevato, pari al 92%, durante tutta la vita dell'impianto, ottenuto attraverso alti tassi di buciamento, ridotti tempi per le operazioni di ricarica e possibilità di eseguire le operazioni di manutenzione con l'unità in esercizio.

Una versione americana del progetto, US-EPR, è stata approntata nel corso degli ultimi 4 anni e, a fine 2007, è stata presentata la richiesta di certificazione alla NRC.

Il costo (overnight capital cost) è stimato in circa 2.500 €/kW_e, livellato sulle prime 4 unità. I tempi nominali di realizzazione sono previsti in circa 5 anni come segue: 1,5 anni per il permesso di costruzione e preparazione sito, 3 anni costruzione, 0,5 anni prove di avvio per l'entrata in esercizio commerciale. Il costo totale di produzione elettrica è stimato in 5,4 € cent/kWh.

La sicurezza dell'EPR è basata sulla ridondanza dei sistemi attivi, che interiorizzano l'esperienza di circa 1.500 anni-reattore dei reattori franco-tedeschi, e sul particolare irrobustimento del sistema di contenimento, realizzato in calcestruzzo armato a doppia parete, di spessore di circa 1 m ciascuna, con liner di rivestimento in acciaio sulla parete interna, mirando ai seguenti obiettivi:

- ridurre la probabilità d'incidente grave (probabilità di fusione nocciolo <math><10^{-5}</math> eventi/reattore-anno);
- confinamento e riduzione delle conseguenze degli incidenti gravi (integrato dal sistema di recupero e raffreddamento del nocciolo fuso, il cosiddetto *core-catcher*);
- riduzione delle dosi al personale;
- riduzione dei rilasci e dei rifiuti radioattivi prodotti.

Gli obiettivi di sicurezza sono perseguiti attraverso un aumento di ridondanza dei sistemi (ridondanza quadrupla di sistemi indipendenti), rispetto ai reattori attuali (ridondanza doppia). In caso d'incidente basta uno dei quattro sistemi per assicurare: l'arresto immediato del reattore, la refrigerazione sicura del nocciolo, il mantenimento del livello di temperatura e pressione nel sistema di contenimento al di sotto dei limiti di progetto.

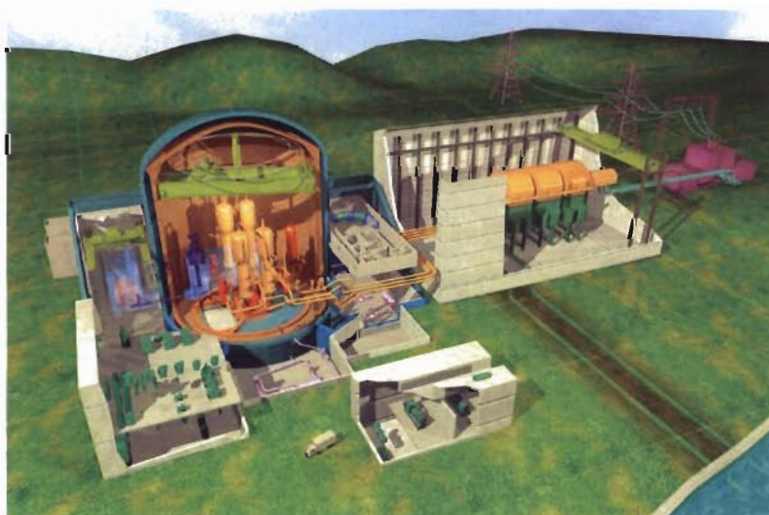


Fig. 1.23 – Spaccato del reattore EPR

(fonte: EDF)

A questo si aggiunge:

- La protezione rinforzata di edifici sensibili grazie al “guscio” in cemento armato molto resistente che racchiude le parti vitali d’impianto, come l’edificio reattore e la sala controllo, garantendone la sicurezza anche contro le aggressioni esterne e, in particolare, contro il rischio di caduta d’aereo.
- Il dispositivo speciale di sicurezza in caso di fusione nocciolo. Si tratta del “crogiolo” (core-catcher) posizionato sotto il vessel reattore, all’interno del sistema di contenimento, fatto di materiali refrattari resistenti all’alta temperatura, di dimensioni tali da contenere, partizionare e raffreddare l’eventuale materiale fuso (il “corium” come viene chiamata la miscela fusa di combustibile e materiali strutturali del nocciolo) che solidifica quando entra in contatto con le sue pareti.
- Sala controllo totalmente digitalizzata.

L’Advanced Passive 1000 (AP-1000)

Il reattore AP-1000 (figura 1.24, [21]) della Toshiba-Westinghouse è un reattore da 1.117 MW_e di potenza elettrica netta ad acqua pressurizzata a 155 bar e lavora in un range di temperature tra 281 °C (ingresso del nocciolo) e 321 °C (uscita del nocciolo). Esso impiega uranio arricchito fino al 4,8%, con possibilità di impiegare anche ossidi misti Uranio/Plutonio.



Fig. 1.24 – Spaccato del reattore AP-1000 di Toshiba-Westinghouse
 (fonte: Toshiba-Westinghouse)

Il reattore, che presenta un rendimento del 35% e vita operativa 60 anni, nonché un fattore di carico superiore al 93%, è una derivazione del più piccolo AP600 e ha ottenuto la certificazione finale dalla Autorità di Sicurezza americana NRC (Nuclear Regulatory Commission) nel dicembre 2005 valida per 15 anni, anche sulla base di prove integrali di sistema e sicurezza effettuate negli anni 90 sull'AP600, presso la società SIET di Piacenza, partecipata di ENEA, Enel, Finmeccanica-Ansaldo e Politecnico di Milano.

La tecnologia dell'AP-1000 deriva dai 50 anni di esperienza dei reattori PWR della Westinghouse attualmente in esercizio, alla quale si affianca un livello considerevole di semplificazione impiantistica come obiettivo importante del progetto. La semplificazione permette di utilizzare tecniche modulari di costruzione con conseguenti vantaggi sia in termini di minori capitali investiti, sia di minor rischio legato al *plant financing* e riguarda, essenzialmente, l'intero sistema di sicurezza, dai componenti normali, alla sala controllo, alle tecniche di costruzione, ai sistemi di strumentazione e controllo, con il risultato di ottenere un impianto più facile e meno costoso da costruire, gestire e su cui operare la manutenzione.

I tempi nominali di realizzazione sono previsti in circa 36 mesi, al netto delle procedure di *licensing*.

La sicurezza in AP-1000 è basata sulla prassi, consolidata nell'ingegneria dei reattori nucleari, dei livelli di difesa multipli e indipendenti (*defense-in-depth*) per la mitigazione degli incidenti. Sua caratteristica peculiare è, tuttavia, l'uso dei sistemi a sicurezza passiva, che fanno affidamento esclusivo sulle forze della natura – circolazione naturale, gravità, convezione, condensazione, ecc. – che entrano in gioco nel caso, per quanto remoto, di incidente. Anche in caso di perdita totale di alimentazione elettrica con contemporanea mancanza di azione dell'operatore, il reattore si auto-spegne e rimane raffreddato in sicurezza. L'AP-1000 rispetta i criteri di sicurezza della NRC con ampi margini. La probabilità di fusione nocciolo (CDF – Core Damage Frequency) è estremamente bassa, 1/100 rispetto a quella degli impianti attualmente in esercizio e 1/20 del livello del CDF considerato accettabile dai requisiti delle utilities USA (URD – Utility Requirements Document), per i nuovi reattori avanzati (v. tabella 1.3).

Tab. 1.3 – Probabilità fusione nocciolo in AP-1000

	Requisiti NRC	Impianti attuali	Requisiti US-URD	AP1000
CDF (eventi/anno)	1×10^{-4}	5×10^{-5}	1×10^{-5}	5×10^{-7}

Le caratteristiche di sicurezza passiva che contribuiscono alla *defense-in-depth* di AP-1000 si possono sintetizzare come segue:

- sistemi non *safety-related* (controllano i transitori e le fluttuazioni nel corso del funzionamento normale d'impianto);
- sistemi di sicurezza passiva implementati nell'impianto per il raffreddamento del nocciolo reattore, per l'isolamento del sistema di contenimento esterno, per la refrigerazione del sistema di contenimento (PCCS - Passive Containment Cooling System), che una volta entrati in servizio non richiedono l'intervento dell'operatore per le 72 ore successive al possibile evento critico e non hanno necessità di essere supportati da ulteriori interventi attivi;
- ritenzione del nocciolo, in caso di fusione, all'interno del contenitore in pressione (in-vessel retention of core damage), con refrigerazione diretta del vessel reattore dall'esterno mediante allagamento della cavità in cui è alloggiato il *vessel* stesso, all'interno dell'edificio di contenimento;
- controllo del rilascio di prodotti di fissione nel contenimento: la prima barriera di contenimento è costituita dal combustibile stesso, la seconda dalla guaina, la terza dal contenitore in pressione-circuito primario, la quarta dal contenimento in acciaio (containment vessel) raffreddato da corrente d'aria in convezione naturale, rafforzata dall'evaporazione di acqua che drena dal serbatoio posto in testa all'edificio reattore per mantenere la pressione nel contenimento al di sotto del limite di progetto (il contenitore esterno in c.a., di spessore circa 1 metro, che fa anche da schermo biologico aggiuntivo, costituisce la quinta barriera), figura 1.25.

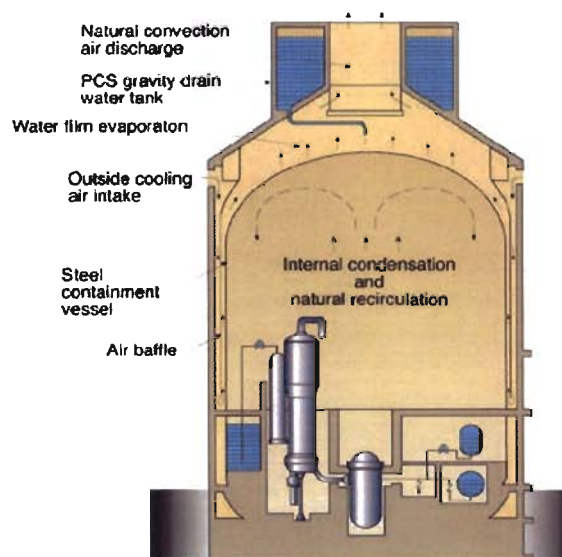


Fig. 1.25 – Schema di raffreddamento del contenimento del reattore AP-1000

(fonte: Toshiba-Westinghouse)

L'Economic Simplified Boiling Water Reactor (ESBWR)

Il reattore ESBWR (figura 1.26) della General Electric è un reattore da 1.550 MW_e di potenza netta ad acqua leggera bollente e rappresenta l'ultima evoluzione del SBWR, sviluppato agli inizi degli anni 90 – anche grazie ad attività svolte in Italia da Enel, Ansaldo, ENEA e SIET – dopo la realizzazione e l'esercizio di una lunga serie di impianti BWR della stessa General Electric. Il reattore presenta notevoli semplificazioni rispetto alle generazioni precedenti, permettendo tempi di costruzione più rapidi e a costi minori, una vita utile di esercizio di 60 anni e un fattore di carico superiore al 92%.

L'impianto, attualmente in fase di certificazione dal parte della NRC statunitense con emissione del "Safety Evaluation Report", dovrebbe essere pronto per l'immissione sul mercato già a partire dal 2015.

Le principali caratteristiche evidenziate dalla General Electric per questa tipologia di reattore sono l'economicità e la sicurezza, ottenute attraverso:

- la semplificazione progettuale con riduzione dei componenti attivi (circa il 25% in meno del numero di pompe, valvole e motori rispetto ai progetti precedenti);
- moduli standardizzati e tempi ridotti di costruzione grazie all'impiego di *pre-licensed design*;
- impiego di sistemi di sicurezza passiva con conseguente riduzione di quelli di tipo attivo e mantenimento dell'integrità del combustibile anche in condizioni critiche;
- in caso di eventi incidentali (Design Basic Accident) non è richiesta l'attuazione di sistemi di sicurezza da parte dell'operatore per 72 ore.
-

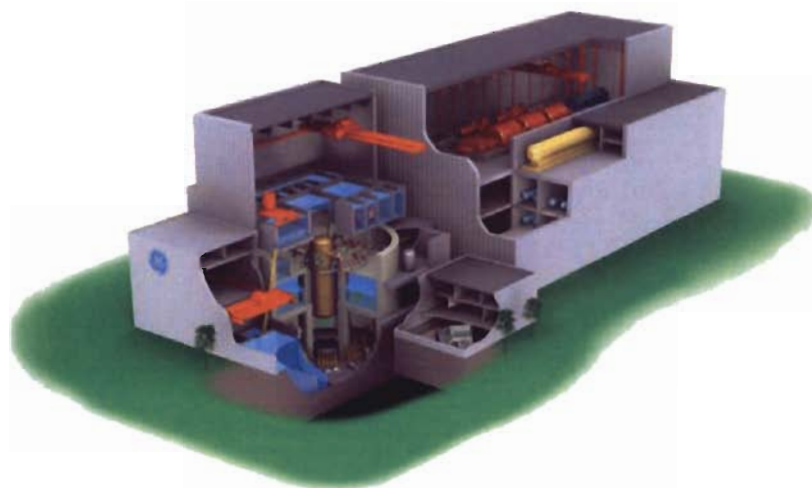


Fig. 1.26 – Spaccato del reattore ESBWR

(fonte: General Electric)

L' Advanced Pressurized Water Reactor (APWR)

Il reattore APWR, progettato dalla Mitsubishi, presenta caratteristiche simili agli altri PWR dell'attuale generazione e ha una potenza netta di 1.500 MW_e. Un'ulteriore elaborazione del progetto, sulla base della tecnologia dei primi due APWR che saranno realizzati in Giappone per le unità 3 e 4 del sito di Tsuruga, è in corso per il mercato statunitense, con un aumento di potenza fino a circa 1.600 MW_e.

Nella versione sviluppata per il mercato statunitense (figura 1.27), il contenimento è assicurato da una struttura cilindrica di cemento armato con un rivestimento interno (liner) di acciaio che include il reattore e il sistema di raffreddamento. Tale contenimento è in grado di garantire il non rilascio di radioattività nell'ambiente anche nel caso del maggiore evento incidentale possibile sul sistema di raffreddamento.

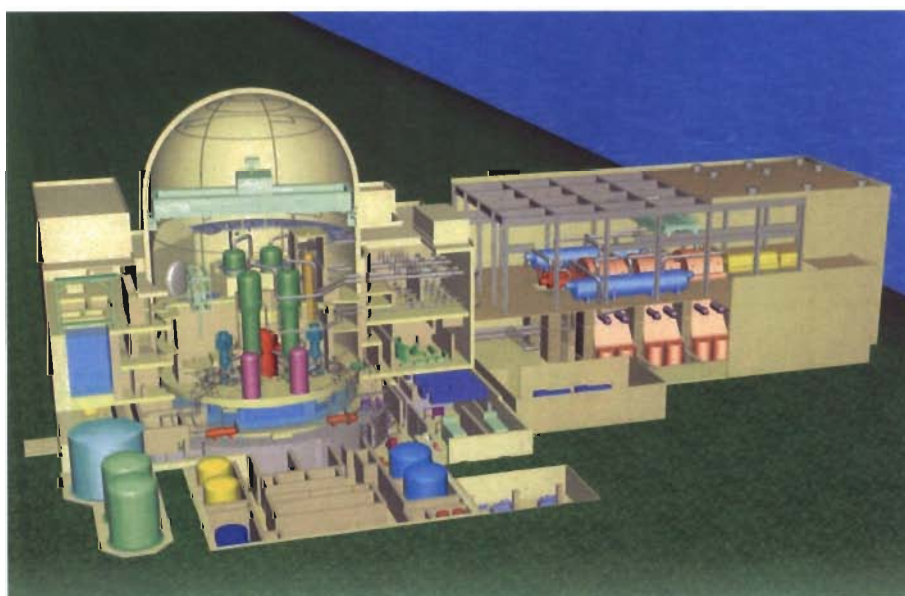


Fig. 1.27 – Spaccato del reattore APWR
(fonte: Mitsubishi Nuclear Energy Systems)

L' Advanced Boiling Water Reactor (ABWR)

Il reattore ABWR (figura 1.28) della General Electric-Hitachi è un reattore da 1.350 MW_e di potenza netta ad acqua leggera bollente e rappresenta l'ultima evoluzione di una lunga serie di reattori ad acqua bollenti della GE, di cui l'ultimo il BWR/6.

Il reattore presenta notevoli semplificazioni rispetto alle generazioni precedenti, con eliminazione di grandi circuiti di ricircolazione esterna, potenziale fonte di perdite di liquido refrigerante e di maggiori dosi per gli operatori, permettendo, altresì, tempi di costruzione più brevi, costi minori e una maggiore efficienza termica.

Il reattore ABWR è completamente automatizzato e non richiede l'intervento degli operatori in caso di perdita di liquido refrigerante prima di 72 ore.

L'impianto è stato certificato dalla NRC statunitense sin dal 1997 e diverse unità sono state proposte in competizione con i più recenti progetti dell'ESBWR e AP1000, grazie al minore onere del processo autorizzativo richiesto.

Il reattore ABWR ha ricevuto la certificazione anche nel rispetto degli EUR.

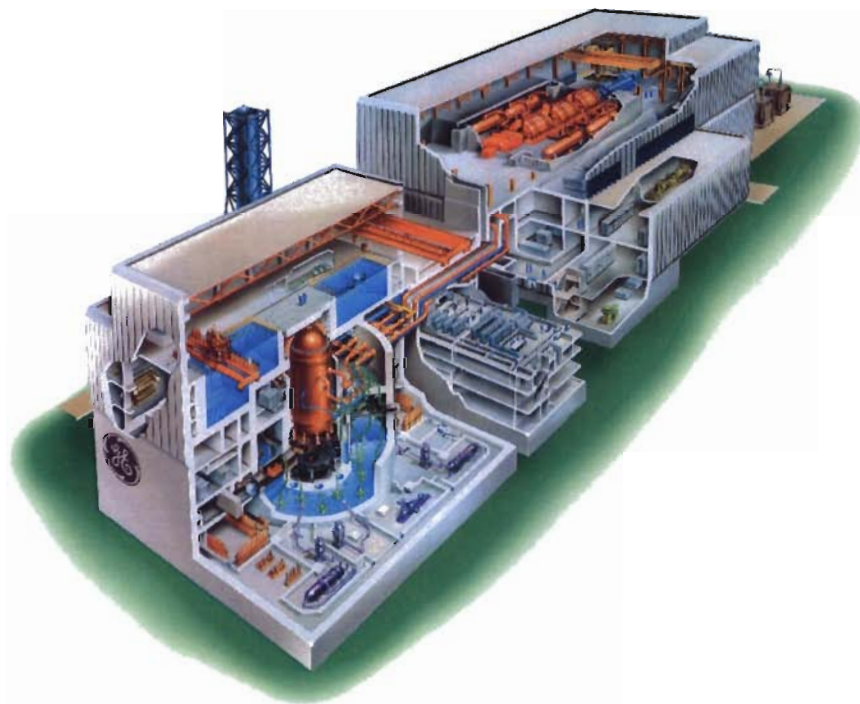


Fig. 1.28 – Spaccato del reattore ABWR

(fonte: General Electric-Hitachi – wikipedia commons)

Al termine di questa breve carrellata dei principali reattori di generazione III e III+ attualmente disponibili e in fase di commercializzazione, nella tabella 1.4 viene presentata una sintesi comparativa delle principali caratteristiche dei reattori sopra descritti.

Tab. 1.4 – Caratteristiche dei principali reattori di generazione III e III+ a confronto

Tecnologie/ caratteristiche	EPR	AP1000	GE ESBWR	GE ABWR	MHI APWR
Potenza elettrica (MW _e)	1.600	1.117 – 1.140	1.550	1.350	1.500 – 1.700
Potenza termica (MW _{th})	4.590	3.415	4.500	3.926	4.466
Efficienza termica (%)	35,6	32,7	35,6	34,9	34,4
Elementi di combustibile	241	157	1.132 (10x10)	872 (10x10)	257
Circuiti primari (Gen. Vapore/Pompe)	4 / 4	2 / 2	0 / 2	0 / 3	4 / 4
License in USA	DCD ¹ sottomesso alla Autorità di Sicurezza 12/2007; certificazione progetto 2011 (data presunta)	Progetto certificato nel 2006.	DCD ³ sottomesso alla Autorità di Sicurezza 8/2005; certificazione progetto 12/2010 (data presunta)	Progetto certificato	DCD ¹ sottomesso alla Autorità di Sicurezza 3/2008; certificazione progetto 2011 (data presunta)
License non USA	PSAR ² sottomesso alla Autorità di sicurezza Finlandese e Francese (PSARs)	PSAR ² sottomesso alla Autorità di sicurezza cinese	Nessuno	Giappone, Taiwan	Giappone
Conformità con le richieste delle utilities	EUR ³	URD ⁵ , EUR ³	tipo URD ⁴	URD ² ? EUR ³	Nessuna
Sicurezza passiva o attiva	Attiva	Passiva	Passiva	Attiva	Attiva + accumulatori
Tempo di grazia prima dell'intervento dell'operatore	30 minuti	72 ore	72 ore	72 ore	Informazione non disponibile

Mitigazione incidenti severi	Core catcher con raffreddamento delle strutture	Ritenzione all'interno del vessel	Core catcher con raffreddamento del contenitore	Core catcher / area di diffusione	Core catcher/ area di diffusione
PRA³ CDF⁶ / LRF⁷	5,8x10 ⁻⁷ / 8,4x10 ⁻⁸	5,1x10 ⁻⁷ / 5,9x10 ⁻⁸	3x10 ⁻⁸	3,2x10 ⁻⁷	-
Semplificazione impiantistica	Complessa	Semplice	Semplice	Media	Complessa
Tempo di costruzione (a regime)	42 mesi	36 mesi	36 mesi	39-42 mesi	40-48 mesi
Cemento armato (m³ / MW_e) stima	124	61	68	116	Simile EPR?
Acciaio (Mt / MW_e) stima	49	42	40	51	Simile EPR?
Unità in ordine o costruzione	1 Finlandia, 1 Flamanville, 2 Cina (in negoziazione)	4 unità in Cina; 4 unità in USA	Nessuna	1 in Giappone; 2 in Taiwan	Giappone (Tsuruga 3 & 4)
Unità in servizio	Nessuna	Nessuna	Nessuna	4 in Giappone	Nessuna
Costruzione modulare	no	si	si	si	no
Progetto originale: protezione caduta aereo	si	No; (in progetto per la versione europea)	no	no	no
Sitologia	Impianti di più grossa taglia presentano maggiori problematiche di connessione alla rete elettrica	Impianti di taglia minore presentano una maggiore facilità di connessione alla rete elettrica	Impianti di più grossa taglia presentano maggiori problematiche di connessione alla rete elettrica	Impianti di più grossa taglia presentano maggiori problematiche di connessione alla rete elettrica	Impianti di più grossa taglia presentano maggiori problematiche di connessione alla rete elettrica

¹ DCD = Design Certification Dossier

² PSAR = Preliminary Safety Analysis Report

³ EUR = European Utilities Requirements

⁴ URD = USA Requirement Document

⁵ PRA = Probabilistic Risk Assessment

⁶ CDF = Core Damage Frequency

⁷ LRF = Large Release Frequency

1.3.3 La "sicurezza a progetto" nella generazione III+, il reattore IRIS

All'interno della cosiddetta "Generation IV Roadmap", come una sorta di preludio ai 6 sistemi GenIV propriamente detti, sono stati inseriti i sistemi NDT (Near Term Deployment), tra cui IRIS (International Reactor Innovative and Secure), sotto la categoria Generation III+, destinati a essere introdotti entro i prossimi 10-15 anni con un ruolo che potrebbe essere definito da "battistrada" rispetto ai sistemi di IV generazione [22].

IRIS [23] è un reattore modulare di piccola taglia (335 MW_e) di tipo PWR, come la maggioranza dei reattori commerciali in esercizio nel mondo ed è sviluppato da un gruppo internazionale (IRIS Project) 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.

L'obiettivo dell'IRIS Project, è quello di produrre il progetto di un reattore avanzato, essenzialmente per la generazione elettrica, ma non solo, ispirato ai criteri di IV generazione (sostenibilità, competitività economica, sicurezza e affidabilità, non-proliferazione).

Il progetto, lanciato nel 1999 (tabella 1.5) nel contesto dell'iniziativa NERI (Nuclear Energy Research Initiative) con un finanziamento da parte del US-DOE, è uno dei progetti più avanzati all'interno del gruppo Generation III+ (NTD). La taglia di riferimento di 335 MW_e 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), nonché di centrali pluri-modulo gestite attraverso un'unica sala controllo.

I layout sviluppati nell'ambito del programma americano ESP (Early Site Permit) da tre tra le principali *utilities* (Dominion, Entenergy, Exelon), sono il "Multiple single-units" (3 unità singole per 1.005 MW_e complessivi) e il "Multiple twin-units", ad es. 2 unità doppie per 1.340 MW_e complessivi (v. figura 1.29).

Tab. 1.5 – IRIS project schedule

Program started	October 1999
Assessed key technical and economic feasibility	End 2000
Performed conceptual design, preliminary cost estimate	End 2001
Initiated NRC pre-application licensing for Design Certification	End 2002
Completed NSSS preliminary design	Mid 2005
Initiate necessary testing for NRC Design Certification	Spring 2006
Complete above testing	Mid 2008
Obtain Final Design Approval from NRC	2012
Ready for deployment	About 2015

Ingegneria e "sicurezza a progetto" (safety by design): 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; v. figure 1.29 e 1.30).

Questo tipo di layout permette di incrementare drasticamente la sicurezza (tabella 1.6) poiché, in tal modo, a progetto, vengono eliminate le grandi tubazioni primarie fuori vessel, fonte principale di rischio per gli incidenti di perdita di refrigerante (grandi LOCA – Loss of Coolant Accident). In IRIS l'88% degli incidenti di classe superiore (classe IV) è eliminato all'origine, o comunque mitigato.

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

Fig. 1.29
Configurazione compatta di IRIS e schema di centrale multi-modulo
 (fonte: IRIS Website, <http://hulk.cesnef.polimi.it>)

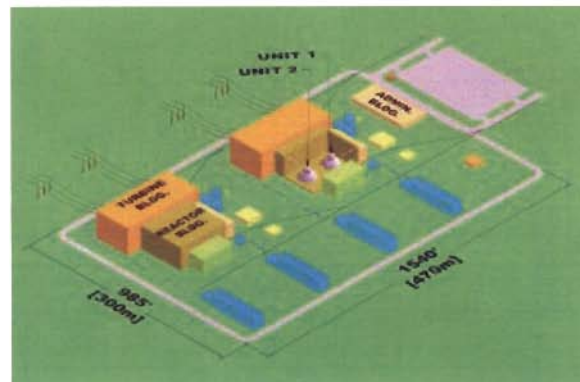
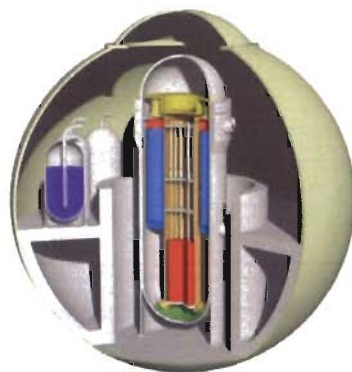
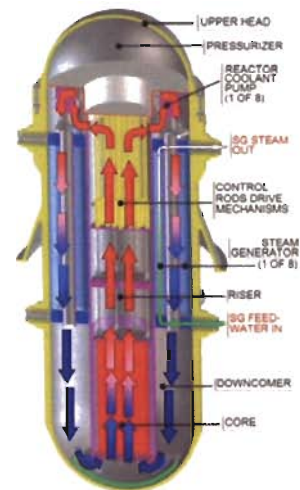
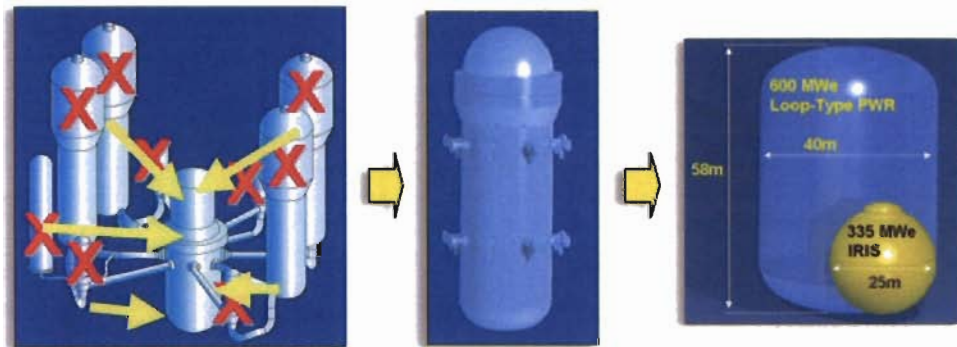


Fig. 1.30 – La semplificazione impiantistica in IRIS

(fonte: IRIS Website, <http://hulk.cesnef.polimi.it>)



Tab. 1.6 – IRIS Safety-by-Design: top-level indicators

Criterion	Other Advanced LWRs	IRIS
Defense-in-Depth (DID)	passive systems, active systems	safety-by-design™, fewer passive safety systems, no active safety-grade systems
Class IV Design Basis Events	8 typically considered	only 1 remains as Class IV (fuel handling accident)
Core Damage Frequency (CDF)	$\sim 10^{-6}$ – 10^{-7}	$\sim 10^{-8}$
Large Early Release Frequency (LERF)	$\sim 10^{-6}$ – 10^{-8}	$\sim 10^{-9}$

Tutto questo si traduce in un'affidabilità del sistema e fattori di carico particolarmente incrementati. Anche le prove integrali si sistema e di sicurezza di IRIS, al pari di quelle per la certificazione dell'AP1000 sopra menzionato, verranno effettuate in Italia presso la società SIET di Piacenza.

Competitività: Le semplificazioni impiantistiche portano ad un costo capitale particolarmente attraente, dovuto anche alla possibilità di scadenzare nel tempo l'inizio costruzione dei vari moduli, ad esempio con ritardo di 3 anni l'uno rispetto all'altro (v. figura 1.31). Il costo del singolo modulo *n-th of kind* è atteso essere dell'ordine di 300 milioni di US\$ (circa 1.000 US\$/kW_e), dopo la realizzazione del FOAK (*first-of-a-kind*) per il quale sono stimati 600 milioni di US\$ per lo sviluppo del progetto-licenza e 500 milioni di US\$ per la costruzione. Questo, insieme all'elevato fattore di carico-affidabilità e allo sfruttamento ottimale del combustibile, è atteso tradursi in un costo unitario molto competitivo dell'energia elettrica prodotta, circa 35,00 US\$/MWh, per una centrale due-moduli, con associato un IRR (Internal Rate of Return) dell'ordine del 15% [24].

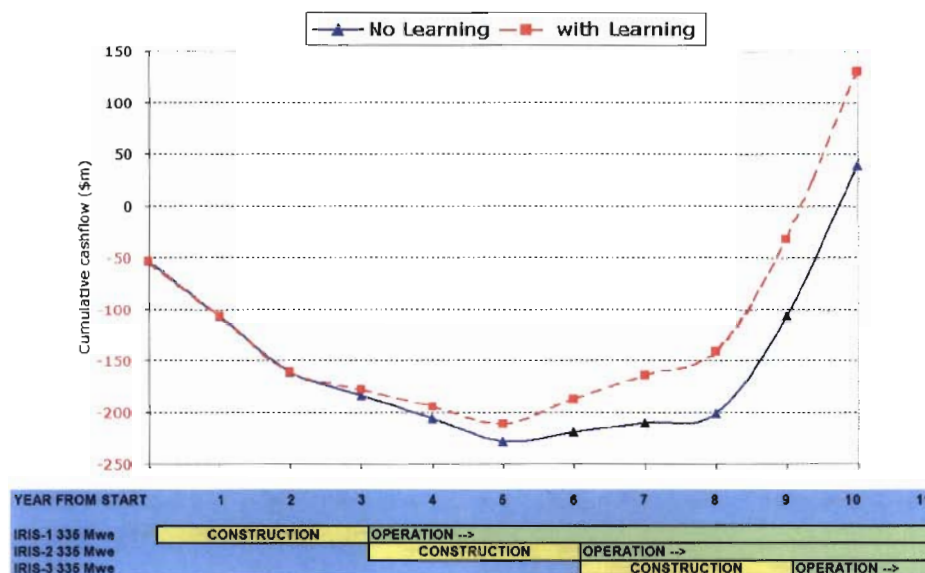


Fig. 1.31 – Competitività finanziaria di IRIS: *cash out-flow* cumulativo per una centrale 3-moduli (1005 MW_e totali) costruita con sfasamento di tre anni fra un modulo e l'altro
(fonte: IRIS Website, <http://hulk.cesnef.polimi.it>)

1.3.4 Le caratteristiche di riduzione-minimizzazione dei rifiuti e di maggiore resistenza alla proliferazione

I reattori di generazione III+ sono previsti operare con combustibili capaci di raggiungere rese energetiche (burn-up) superiori ai livelli correnti (60 MWd/Kg contro 40–45 MWd/Kg attuali). Significa che, a parità di energia prodotta, scaricheranno un numero minore di elementi di combustibile esaurito, traducendosi questo in una riduzione dei volumi di rifiuti ad alta attività in essi contenuti. Ciò ha un riflesso diretto anche sulle movimentazioni e i volumi di contenimento richiesti per il loro stoccaggio. La maggiore sicurezza e affidabilità di questi reattori porta, inoltre, ad una produzione più limitata anche dei rifiuti a più bassa attività, il che si traduce in rilevanti benefici sia per lo smaltimento degli stessi che per l'esercizio delle centrali nucleari (dosi ridotte al personale, tempi ridotti e facilitazione degli interventi di manutenzione, semplificazione delle operazioni di smantellamento).

IRIS, in particolare, farà uso di un combustibile ad arricchimento più elevato (5%) rispetto ai reattori attuali e sarà caratterizzato da livelli di *burn-up* superiori a 60 MWd/Kg, con effetto di riduzione ancora maggiore in termini di volumi di rifiuti ad alta attività rispetto ai reattori correnti.

Come già avviene in alcuni LWR avanzati, il riciclo del plutonio e dell'uranio recuperato dal ritrattamento consentirà, inoltre, di ridurre l'uranio naturale necessario, e, pertanto, di contribuire alla minimizzazione della produzione di

rifiuti per unità di energia prodotta, oltre ad andare nel senso della sostenibilità della risorsa energetica nucleare.

Il combustibile in IRIS è previsto debba essere cambiato soltanto ogni 4 anni. Allo scadere di questi intervalli temporali verrà sostituito l'intero nocciolo del reattore senza aver dovuto nel frattempo effettuare operazioni di arresto per il *reshuffling* (riposizionamento) degli elementi combustibili, come invece avviene nei reattori commerciali attuali. Una delle caratteristiche previste nella logistica IRIS è anche che il combustibile esaurito, e l'intero reattore a fine vita utile, vengano ritirati dal *vendor*, con semplificazione significativa delle operazioni di *decommissioning* per la *utility*.

Inoltre, il non accesso diretto da parte dell' esercente al combustibile, rende il sistema particolarmente "robusto" nei confronti della proliferazione, e con potenzialità particolarmente adatte al mercato fuori dei paesi industrializzati. Infatti, quest'ultima caratteristica ha fatto di IRIS il reattore esempio di piccola taglia (GAR – Grid Appropriate Reactor) nel contesto della GNEP (Global Nuclear Energy Partnership, v. capitolo 2).

1.3.5 La prospettiva di circoscrizione degli effetti incidentali all'interno del recinto di centrale

La normativa sulla sicurezza degli impianti nucleari stabilite dall'Autorità di Sicurezza come la US-NRC, prevede che per ogni centrale nucleare siano determinati [25]:

- la ***zona di esclusione***, definita come la zona, attorno al reattore, il cui raggio è tale che per un individuo che rimanesse in qualsiasi punto del suo perimetro per 2 ore immediatamente susseguenti al verificarsi del massimo rilascio ipotizzato, non sia superata la dose ammissibile di 25 rem a corpo intero o 300 rem da esposizione da iodio alla tiroide;
- la ***zona scarsamente popolata***, definita come la zona il cui raggio è tale che per un individuo che rimanesse in qualsiasi punto del suo perimetro esterno ed esposto al massimo rilascio ipotizzato durante tutto il passaggio della nuvola radioattiva, non sia superata la dose ammissibile di 25 rem a corpo intero o 300 rem da esposizione da iodio alla tiroide;
- il ***centro abitato***, definito come l'agglomerato con popolazione di 25.000 abitanti circa, più vicino al reattore, con distanza dallo stesso pari a 4/3 la distanza tra il reattore e il perimetro esterno della zona scarsamente abitata. Ove si tratti di città grandi, potrà rendersi necessario allargare tale distanza in base alle considerazioni relative alla dose totale integrata per la popolazione.

La normativa prevede, inoltre, che sia stabilito un piano d'emergenza (EPZ – Emergency Planning Zone) per la zona attorno alla centrale.

A questo scopo, per facilitare il piano strategico di azioni da mettere in atto in

caso d'emergenza, è previsto che vi siano due zone distinte, ciascuna con il proprio EPZ. La dimensione e forma esatte di ciascun dei due EPZ è il risultato di un piano dettagliato che tiene conto delle condizioni specifiche di ciascun sito, delle caratteristiche geografiche peculiari dell'area e di tutte le informazioni demografiche relative. I due piani d'emergenza, come riportati nel NUREG-0396 (1976) della US-NRC, sono:


- "Plume Exposure Pathway EPZ" (Piano d'Emergenza del Percorso della Nube), di raggio 10 miglia dal reattore e prevede azioni per evitare o ridurre le dosi potenziali da esposizione a sostanze radioattive. Le azioni comprendono la messa al riparo, l'evacuazione, e la somministrazione di ioduro di potassio ove necessario.
- "Ingestion Exposure Pathway EPZ" (Piano d'Emergenza del Percorso di Ingestione), di raggio 50 miglia dal reattore e prevede azioni per evitare o ridurre le dosi da potenziale ingestione di sostanze radioattive. Le azioni comprendono il divieto di derrate alimentari e acqua eventualmente contaminate.

Sicuramente il Piano d'Emergenza rappresenta uno dei canali attraverso il quale maggiormente si esercita la percezione sociale nei confronti del nucleare. La sua possibilità di rimozione o drastica riduzione porterebbe il nucleare a essere percepito non diversamente dagli altri impianti per la produzione industriale d'energia. Aiuterebbe, dunque, a rimuovere la sindrome "NIMBY" (Not In My Back-Yard) e, nel caso di paesi piccoli e ad alta densità di popolazione, la riduzione/eliminazione dell'EPZ sarebbe addirittura una pre-condizione all'ipotesi di installazione di una centrale nucleare. Nel caso dei reattori di piccola taglia potrebbe essere condizione necessaria per la competitività degli stessi.

L'incrementata sicurezza nei reattori di generazione III+ come IRIS, che presenta livelli di CDF (Core Damage Frequency) fino a 100 volte più bassi rispetto ai reattori già molto sicuri come EPR e AP-1000, è la base potenziale su cui poggiare l'ipotesi di riduzione del Piano d'Emergenza fino al "recinto di centrale".

I reattori come IRIS, che uniscono alle elevate caratteristiche di sicurezza le piccole dimensioni, hanno le credenziali adatte per rivendicare la possibilità di confinare qualsiasi incidente all'interno della centrale stessa, eliminando l'EPZ.

Già dal 1993 la NRC americana ha cominciato a valutare al suo interno la questione «se i reattori avanzati di III generazione sono capaci di una riduzione dei requisiti dell'EPZ» e nel 1997 la stessa NRC affermava «...i cambiamenti dei requisiti del Piano d'Emergenza possono essere ammessi se... si tiene conto della più bassa probabilità di incidente severo e del periodo di tempo più lungo intercorrente tra l'inizio dell'incidente e il rilascio di materiale radioattivo per la maggior parte degli incidenti severi associabili ai reattori evolutivi avanzati LWR». Tra i punti critici identificati dallo staff della

 Centro Ricerche Bologna	Sigla di identificazione FPN-P9LU-021	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 83 233
--	---	------------------	----------------------	--------------------------

NRC vi sono:

- il livello di probabilità al di sotto del quale gli incidenti possono non essere considerati per il piano d'emergenza, un valore soglia (cut-off) essenziale per la riduzione del piano stesso e che appare ragionevole prospettare pari a 10^{-7} ;
- l'accettabilità da parte delle autorità federali, statali e locali.

Anche l'EPRI (Electric Power Research Institute) americano, ha condotto nel 1999 una valutazione sulla possibilità di riduzione del Piano d'Emergenza sui reattori ALWR. I reattori considerati nello studio sono stati AP-600, ABWR e System 80+. Una delle conclusioni più importanti dello studio EPRI è stata la seguente: le dosi a 0,5 miglia dall'impianto risultano, per i reattori presi in considerazione, inferiori alle dosi stabilite nella LWR NUREG della NRC a 10 miglia dall'impianto [26].

Gli orientamenti e valutazioni mirati all'obiettivo della riduzione-eliminazione del Piano d'emergenza continuano sia presso la US-NRC che nel contesto IAEA (International Atomic Energy Agency) attraverso importanti azioni di collaborazione internazionale come il programma INPRO.

Una delle conclusioni attuali di INPRO, riportata nel documento [27] sulla sicurezza dei reattori innovativi recita: «...essi non dovranno necessitare di misure di rilocazione o valutazione di questa al di fuori del sito dell'impianto, fatta eccezione per le misure generiche di emergenza sviluppate per qualsiasi impianto industriale utilizzato per scopi simili».

Coerentemente con gli obiettivi di sicurezza, economia, e sostenibilità, la Generation IV System Roadmap [22] stabilisce tra i *safety goals* dei sistemi di IV generazione quello della non necessità del Piano d'Emergenza al di fuori dell'impianto: «No credible scenario should exist for release of radioactivity requiring off-site response to ensure public safety».

1.4 Decommissioning e gestione dei rifiuti radioattivi

1.4.1 La situazione internazionale

La dimensione internazionale dei problemi connessi con l'uso pacifico dell'energia nucleare ha dato luogo nel tempo alla adozione di numerosi trattati internazionali, recepiti (o in via di recepimento) dal nostro Paese. Per quanto riguarda il *decommissioning* degli impianti e la gestione dei rifiuti radioattivi, la maggiore rilevanza è connessa con la "Convenzione Congiunta sulla Sicurezza della Gestione del Combustibile Nucleare Esaurito e dei Rifiuti Radioattivi" (Joint Convention), entrata in vigore il 18 Giugno 2001. Il Parlamento Italiano l'ha ratificata l'8 Febbraio 2006, dandole quindi forza di legge. La "Joint Convention", gestita dalla IAEA (International Atomic Energy Agency), non prevede controlli o sanzioni ma si basa sull'interesse comune di

raggiungere alti livelli di sicurezza: impegna i paesi contraenti a partecipare a periodici "review meetings", nel corso dei quali ciascun Paese è tenuto a presentare un Rapporto Nazionale che descriva nel dettaglio le misure adottate per l'attuazione degli obblighi derivanti dalla convenzione. Ciascun rapporto nazionale viene esaminato e ne vengono individuati i punti deboli e quelli di eccellenza. Finora si sono tenute due riunioni, la prima nel 2003, cui l'Italia non ha partecipato, la seconda nel 2006, dove l'Italia ha presentato il primo Rapporto Nazionale. La terza riunione è programmata per il 2009. Al termine delle riunioni viene redatto un documento in cui si riassumono i temi discussi e le conclusioni raggiunte; questa relazione e i rapporti nazionali vengono messi a disposizione del pubblico, garantendo quindi la massima trasparenza. Per dare un'idea della progressione con cui la "Joint Convention" acquisisce consensi, si pensi che alla prima riunione hanno partecipato 350 delegati da 33 paesi; alla seconda riunione hanno partecipato 41 paesi con quasi 500 delegati. [28]

A livello di Unione Europea, il primo passo formale per uniformare i criteri di gestione dell'uso pacifico dell'energia nucleare fu il trattato istitutivo della Comunità Europea dell'Energia Atomica (Euratom) entrato in vigore il 25 Marzo 1957 [29]. Attraverso il trattato Euratom, la Commissione Europea ha lo status di autorità regolatoria sovranazionale in tre aree principali: la protezione della popolazione dalle radiazioni, il commercio delle materie fissili e le salvaguardie nucleari (non proliferazione), materie sulle quali esistono diverse Direttive Europee con forza di legge. Per quanto riguarda gli aspetti di *decommissioning* e di gestione dei rifiuti radioattivi non c'è ancora una legislazione comunitaria specifica, ma recentemente c'è stata una proposta per due direttive: la prima sugli obblighi nel settore della sicurezza degli impianti nucleari (compreso lo smantellamento); la seconda sulla gestione in sicurezza del combustibile esaurito e dei rifiuti radioattivi. Le proposte di direttive non sono state ancora approvate dal Parlamento Europeo, nella pratica però la strada è stata già tracciata con la Decisione del Consiglio per l'adesione dell'Euratom alla "Joint Convention", resa esecutiva il 14 giugno 2005.

La gestione delle attività di *decommissioning* degli impianti nucleari obsoleti e la gestione dei rifiuti radioattivi, in particolare lo smaltimento, sono temi strettamente interconnessi tra loro e richiedono una strategia nazionale globale, definita con il contributo di competenze tecniche, scientifiche, amministrative e politiche.

Dal punto di vista tecnico le esperienze di smantellamento già condotte a livello internazionale permettono di selezionare le tecniche più opportune, già applicate con successo a un buon numero di vecchi impianti. Dal punto di vista economico esistono meccanismi di finanziamento basati generalmente sull'accantonamento di fondi nel corso della vita operativa dell'impianto. In tali meccanismi la parte più difficile è quella di una corretta valutazione dei

costi, specialmente quelli di gestione del combustibile esaurito e di smaltimento dei rifiuti radioattivi.

Per identificare i diversi possibili stati di avanzamento nell'attività di *decommissioning* di un impianto nucleare si fa normalmente riferimento ad una scala proposta dalla IAEA, che individua tre livelli o stadi:

- **Stadio 1 - conservazione con sorveglianza:** si mantengono il minimo indispensabile di attività necessarie per la conservazione in sicurezza.
- **Stadio 2 - rilascio condizionato:** si smantellano le parti convenzionali e quelle meno contaminate; il cuore dell'impianto viene messo in conservazione in sicurezza.
- **Stadio 3 - rilascio incondizionato:** si smantella completamente l'impianto e il sito viene rilasciato, o per essere riutilizzato per attività convenzionali o come "prato verde".

In base alla scala IAEA, si individuano tre strategie di *decommissioning*:

- DECON (decontamination) - si procede subito (nei tempi tecnici necessari) allo smantellamento fino allo Stadio 3;
- SAFESTOR (safe storage) - si procede verso uno stadio intermedio tra 1 a 2 e poi si mantiene in sicurezza l'impianto per alcune decine di anni;
- ENTOMB - le parti radioattive dell'impianto vengono confinate in attesa del decadimento della radioattività.

Attualmente nel mondo le due strategie SAFESTOR e DECON convivono; in Germania ad esempio si sono orientati preferenzialmente verso la strategia DECON, mentre in Francia e nel Regno Unito viene di solito utilizzata la strategia SAFESTOR. La strategia ENTOMB non viene praticamente seguita mai per una centrale nucleare. In Italia si è passati da una iniziale strategia di conservazione con sorveglianza (SAFESTOR) a una di smantellamento accelerato (DECON), senza peraltro riuscire ancora a trarne le opportune conseguenze in termini di strategia di gestione dei rifiuti radioattivi.

Fin dal 1979 la Commissione Europea ha finanziato ingenti programmi di Ricerca e Sviluppo sul *decommissioning* di installazioni nucleari, per la messa a punto di tecniche di decontaminazione e smantellamento, tecnologie per la gestione dei rifiuti radioattivi, procedure operative, ecc. A partire dall'inizio degli anni 90 alcuni impianti di diversa tipologia sono stati inseriti in un programma europeo sul *decommissioning* (v. figura 1.32) per sperimentare diversi tipi di approccio in dipendenza di differenti problematiche [30]:

- Impianto di ritrattamento AT1 in La Hague (Francia): è stato completamente smantellato ed è in corso la bonifica del sito per il riutilizzo.
- WAGR a Windscale (Inghilterra): reattore nucleare raffreddato a gas e moderato a grafite, dove viene studiato il problema della grafite attivata.
- KRB-a Gundremmingen in Germania: reattore nucleare ad acqua bollente (BWR), il cui smantellamento è pressoché terminato.
- BR3 in Belgio: reattore nucleare ad acqua pressurizzata (PWR), dove si sono sperimentate tecniche di taglio per materiali metallici altamente

attivati.

- Impianto di ritrattamento Eurochemic a Dessel (Belgio): il *decommissioning* dovrebbe essere completato entro il 2008.
- EWN-KGR Greifswald in Germania: installazione con 8 reattori di tecnologia sovietica, dove si sperimentano tecniche remotizzate avanzate.

In tutto il mondo circa 80 centrali commerciali sono arrivate a fine vita e sono in diversi stadi di *decommissioning*, compresi alcuni casi di stadio 3; ad esempio in Germania le vecchie centrali KKN in Niederaichbach (HWGCR) e HDR in Grosswelzheim (BWR) sono state completamente smantellate e i siti portati nelle condizioni di "prato verde". Questo senza contare altre tipologie di impianti: fabbricazione del combustibile, ritrattamento, reattori di ricerca, ecc.

Il problema della gestione dei rifiuti radioattivi è il più importante in riferimento alla definizione di una strategia di *decommissioning*; il processo di disattivazione di un impianto nucleare implica, infatti, la gestione di ingenti quantità di materiali con diverse caratteristiche (materiali metallici, materiali di demolizione, materiali di isolamento, ecc.) e con diverso contenuto di radioattività, dovuta a contaminazione o attivazione. Non è pensabile definire una strategia di *decommissioning* senza nello stesso tempo definire la strategia per la gestione dei rifiuti radioattivi, in particolare per la fase di smaltimento, ove occorre allestire uno o più depositi nazionali che permettano di liberare i vecchi siti nucleari dai rifiuti prodotti e permetterne quindi il rilascio per altre attività o a prato verde.



Fig. 1.32 – Progetti di ricerca UE per il *decommissioning*

(fonte: European website on Decommissioning of Nuclear Installations, www.eu-decom.be/europe/initeurope.htm)

La grande maggioranza dei rifiuti radioattivi prodotti dalle attività di smantellamento (95% in volume), sono rifiuti solidi a bassa e media attività. Il restante 5% (ma che contiene più del 95% della radioattività totale) è rappresentato dai rifiuti ad alta attività e lunga vita, di diversa tipologia secondo la scelta relativa alla gestione del combustibile irraggiato. Alcuni paesi (Francia, Regno Unito, Giappone, ecc.) hanno optato per il ritrattamento del combustibile irraggiato con recupero del materiale nucleare riutilizzabile (Uranio, Plutonio) e produzione di rifiuti ad alta attività vetrificati. Altri paesi (Germania, Spagna, Svezia, USA, ecc.) preferiscono invece considerarlo direttamente come rifiuto e ne progettano lo stoccaggio di medio-lungo periodo in attesa di decisioni future. L'Italia ha optato per il ritrattamento all'estero (Inghilterra e Francia) con ritorno in Italia dei rifiuti prodotti. Dopo la produzione i rifiuti radioattivi vengono sottoposti a trattamenti chimici e fisici, il cui obiettivo principale è il "condizionamento", cioè la loro conversione in una forma solida stabile e duratura, che ne consenta la manipolazione, lo stoccaggio, il trasporto e infine lo smaltimento. Il rifiuto condizionato è quindi un manufatto costituito dal materiale solidificato, ad es. cemento o vetro inglobante il materiale radioattivo, e dal contenitore esterno, ad es. fusto di acciaio (figura 1.33). L'ultima fase della gestione dei rifiuti radioattivi, lo smaltimento, consiste nella collocazione definitiva di questi manufatti nel deposito con l'intenzione di non recuperarli; il deposito deve garantire il completo isolamento dalla popolazione e dall'ambiente fino a quando la radioattività residua, per effetto del decadimento, non raggiunge valori paragonabili a quelli ambientali.

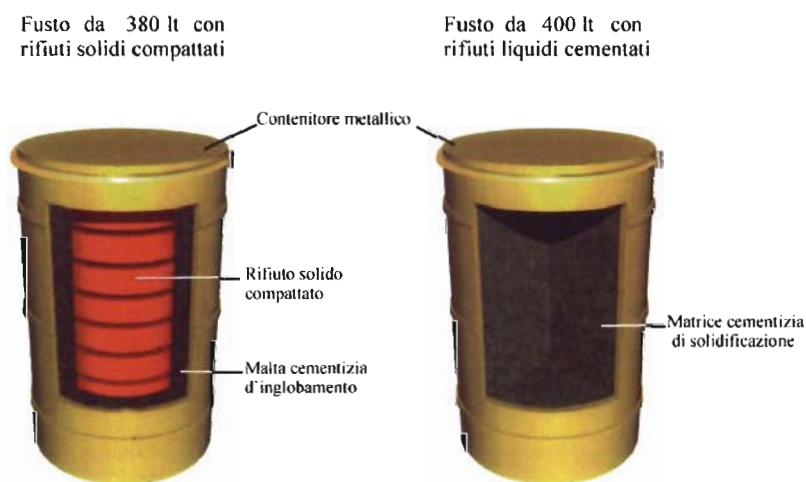


Fig. 1.33 – Rifiuti radioattivi condizionati

Nel caso dei *rifiuti radioattivi a bassa e media attività*, in Italia classificati come II categoria, l'isolamento deve essere garantito al massimo per qualche secolo, e quindi la soluzione di smaltimento ritenuta più idonea è il "deposito superficiale" o sub-superficiale a bassa profondità (decine di metri), di tipo "ingegneristico" in quanto si affida prevalentemente a barriere artificiali. I manufatti possono essere ad esempio immobilizzati all'interno di "moduli" prefabbricati in calcestruzzo armato (figure 1.33 e 1.34), i quali sono poi stoccati in strutture scatolari in calcestruzzo armato (figura 1.35) che vengono poi coperte e interrare (figura 1.36).

Attualmente sistemi di deposito definitivo per rifiuti a bassa attività sono in funzione o in progetto in quasi tutti i paesi che detengono rifiuti radioattivi di questo tipo. I più moderni e avanzati si trovano in Francia (figura 1.37), Spagna, Svezia, Giappone, Regno Unito, USA, ecc.

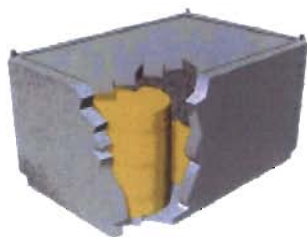


Fig. 1.34 – Modulo

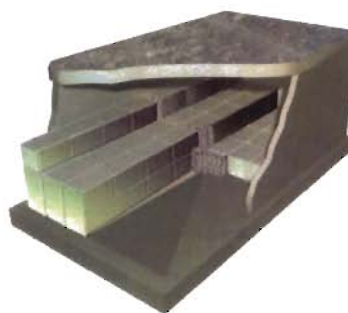


Fig. 1.35 – Unità di deposito

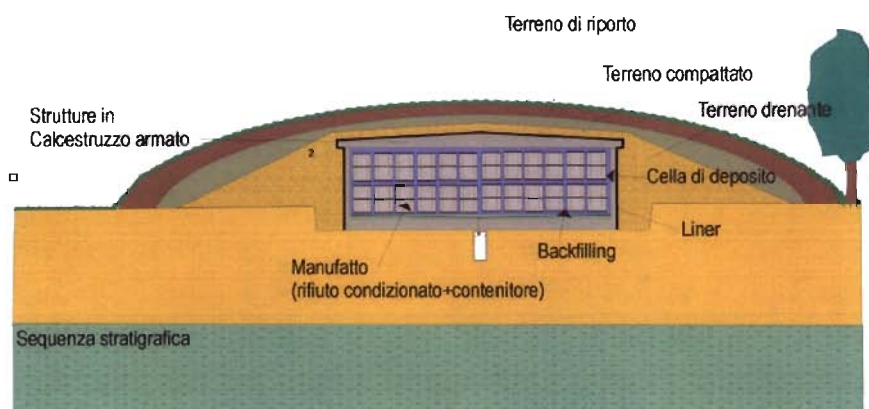


Fig. 1.36 – Schema di "deposito superficiale"



Fig. 1.37 – Deposito superficiale di La Manche (Francia)

I *refiuti radioattivi ad alta attivit  o a lunga vita*, in Italia classificati come III categoria, mantengono livelli di radioattivit  significativi per decine e centinaia di migliaia di anni; per il loro isolamento in questo lasso di tempo non   possibile fare affidamento su barriere artificiali, ma ci si deve affidare in massima parte alle barriere naturali. A tale scopo si prendono in considerazione formazioni geologiche a elevata profondit  (600–800 metri e oltre), che presentino adeguate caratteristiche di stabilit  e impermeabilit , ad esempio giacimenti di salgemma o formazioni argillose o di granito.

L'individuazione di un sito geologico adeguato (figura 1.38) richiede un progetto di lungo respiro con decenni di studi e costose indagini in laboratori sotterranei, non alla portata di tutti. Non a caso anche nel 7° Programma Quadro la Commissione Europea ha previsto ancora fondi cospicui per i programmi di ricerca comunitari sui vari aspetti inerenti allo smaltimento geologico, parallelamente ai programmi di ricerca su "Partitioning and Transmutation" che invece, tra le altre cose, hanno l'obiettivo di minimizzare drasticamente la produzione di rifiuti ad alta attivit  nei reattori nucleari di futura generazione (Generation IV).

Nella UE si discute da tempo della possibilit  di individuare un sito geologico comune, ma il discorso   ancora a uno stadio molto preliminare per motivi prevalentemente di accettabilit  pubblica. Considerato il volume limitato di rifiuti ad alta attivit  e lunga vita, questa soluzione viene considerata perseguibile, quindi molti paesi europei hanno assunto una politica di attesa.

I paesi nuclearmente pi  avanzati (Regno Unito, Francia, Germania, Giappone,

ecc.) hanno messo in programma la realizzazione di un deposito geologico, ma con un piano temporale alquanto proiettato nel futuro; allo stato attuale, nella maggior parte dei casi, sono in corso programmi di Ricerca e Sviluppo in laboratori sotterranei in aree considerate buone candidate. Un caso particolare è costituito dal WIPP (Waste Isolation Pilot Plant, New Mexico, USA), un deposito di smaltimento geologico riservato ai rifiuti contenenti plutonio di produzione militare, in funzione già dal 1999. Il WIPP ha una profondità di circa 700 metri in un giacimento salino e ha comunque richiesto 25 anni per la realizzazione. Oltre al WIPP negli USA è previsto lo Yucca Mountain Repository (Nevada), deposito geologico per il combustibile irraggiato e altri rifiuti ad alta attività, di cui si prevede l'operatività non prima del 2017. Il deposito viene realizzato nella stessa area in cui venivano effettuati i test per le bombe atomiche (Nevada Test Site), che ha caratteristiche climatiche e geologiche particolarmente favorevoli all'insediamento.

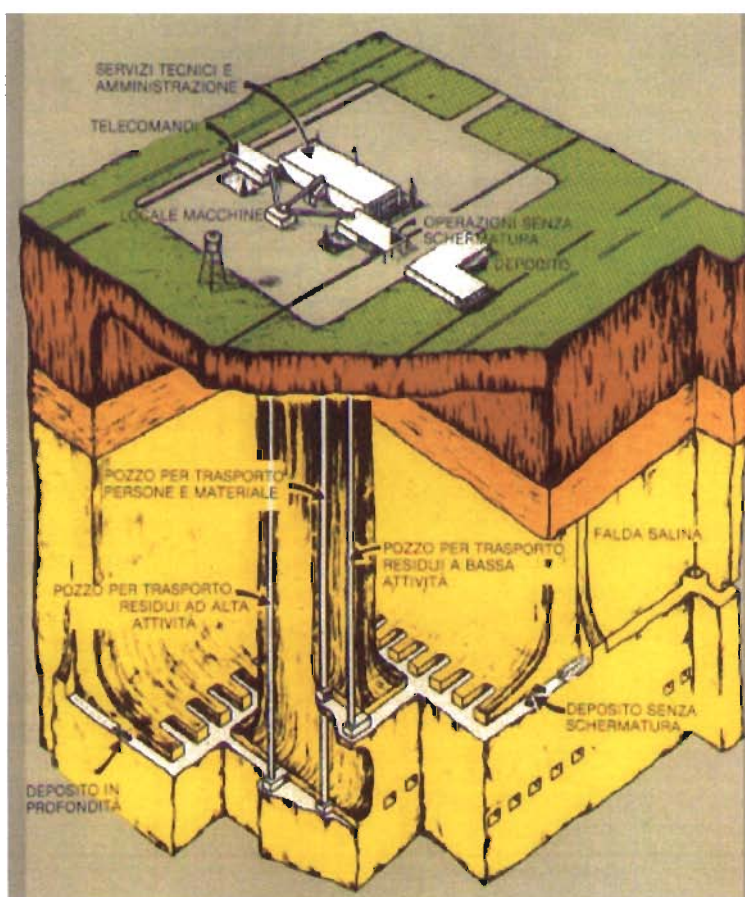


Fig. 1.38 – Schema di deposito geologico

1.4.2 La situazione nazionale

Dopo il referendum popolare del 1987, che, di fatto, ha determinato la cancellazione dei programmi nucleari italiani, la strategia di chiusura del nucleare ha subito un cambiamento nel corso del tempo: all'inizio si era programmato di mantenere in sicurezza passiva gli impianti per un periodo di tempo di non meno di 50 anni; successivamente si è deciso di procedere con lo smantellamento. A tale scopo nel 1999 è stata costituita la Sogin S.p.A., una società responsabile del *decommissioning* di tutti gli impianti nucleari obsoleti, sia le centrali nucleari ex-ENEL (Garigliano, Caorso, Latina e Trino) sia gli impianti di ricerca del ciclo del combustibile dell'ENEA (EUREX, ITREC, Impianto Plutonio IPU e Impianto Celle Calde OPEC), figura 1.39.

Parallelamente si doveva identificare un deposito nazionale centralizzato per lo smaltimento dei rifiuti radioattivi esistenti e di quelli provenienti dallo smantellamento. Inizialmente l'indirizzo era di identificare un sito dove realizzare un deposito superficiale per rifiuti di bassa e media attività (II categoria) e dove allocare anche una struttura per lo stoccaggio temporaneo di quelli ad alta attività (III categoria).

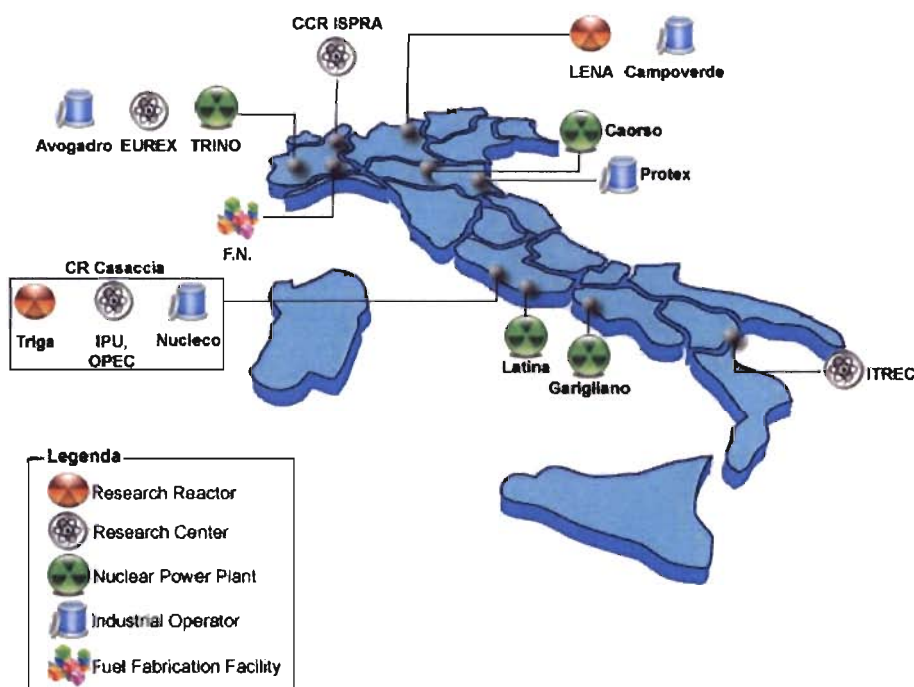


Fig. 1.439 – Principali siti nucleari italiani

(fonte: First Italian Report to Joint Convention – APAT, oggi ISPRA)

Successivamente, a seguito dei noti eventi di terrorismo internazionale, fu dichiarato lo stato di emergenza con il DPCM 14 Febbraio 2003 "Dichiarazione dello stato di emergenza in relazione all'attività di smaltimento dei rifiuti radioattivi dislocati nelle regioni Lazio, Campania, Emilia-Romagna, Basilicata e Piemonte, in condizioni di massima sicurezza", reiterato fino al 31/12/2006. Tra le varie disposizioni urgenti fu emanato anche un decreto legge per la realizzazione di un deposito definitivo geologico a Scanzano Ionico in provincia di Matera. Dopo le note manifestazioni di dissenso non c'è poi stata nessuna nuova iniziativa di rilievo e in sostanza la situazione italiana non è cambiata durante la parentesi emergenziale.

Recentemente (ottobre 2007) il Ministero dello Sviluppo Economico ha riaperto la questione riproponendo un percorso analogo a quello tracciato nel 1999, focalizzato sulla realizzazione di una struttura di deposito superficiale per i rifiuti di II categoria. Il volume di rifiuti di III categoria in Italia non è, infatti, tale da giustificare oggi gli oneri per la realizzazione di un sito di smaltimento geologico e quindi lo stoccaggio a lungo termine viene giudicato conveniente in vista di un possibile futuro deposito europeo o altra soluzione analoga.

La proposta è stata di ricostituire un Gruppo di Lavoro composto da rappresentanti del Governo e delle Regioni, e da altri esperti, con il compito di elaborare un metodo che, partendo dalle esperienze messe in atto a livello europeo, definisse le caratteristiche dell'insediamento per un deposito superficiale, dando indicazioni sui criteri di selezione dei siti (autocandidature, concertazione, gare, procedure negoziate, ecc.).

Il Gruppo di Lavoro Stato-Regioni è stato poi effettivamente costituito con DM 25 Febbraio 2008 e ha concluso i suoi lavori il 25 Settembre con la consegna del Rapporto Finale al Ministro dello Sviluppo Economico, rapporto che al momento della stesura è all'esame della conferenza Stato-Regioni.

Nel frattempo, dal punto di vista operativo, negli impianti affidati alla Sogin sono in corso attività propedeutiche alla disattivazione; al 2007 l'avanzamento dei lavori corrisponde al 9% del programma complessivo di smantellamento. I rifiuti radioattivi già prodotti sono in deposito temporaneo presso i vari impianti che li hanno prodotti, tranne quelli di origine medica, industriale e ricerca scientifica, che vengono raccolti e trattati da ditte specializzate e generalmente conferiti all'ENEA nei depositi temporanei della Casaccia (Roma) gestiti dalla Nucleco. L'attuale inventario ISPRA (ex APAT) indica circa 23.500 m³ di rifiuti di II categoria, e 1.500 m³ di rifiuti di III categoria. Ai detti quantitativi vanno aggiunti i rifiuti radioattivi che torneranno in Italia dopo il ritrattamento del combustibile esaurito all'estero, e quelli previsti dalle attività di smantellamento; la stima volumetrica per questi ultimi va da 30.000 a 65.000 m³ secondo le ipotesi fatte sul rilascio all'ambiente dei materiali al di sotto dei livelli di rilascio.

1.5 Economia dell'energia nucleare in relazione alle altre fonti energetiche

I costi della generazione elettrica dovrebbero essere valutati idealmente in maniera consistente a fronte delle diverse tecnologie.

È importante distinguere gli elementi chiave nella struttura dei costi del nucleare e comparare questi agli altri modi di generazione. In questa valutazione giocano, tuttavia, un ruolo cruciale circostanze e condizioni nazionali e locali.

La dimensione e il *timing* dei costi sono variabili a seconda delle tecnologie e molto sensibili al contesto di localizzazione.

Questo è particolarmente importante nella valutazione della competitività della nuova capacità di generazione. Con la dimensione di costi e ricavi che si verificano a tempi diversi nella vita operativa dei vari sistemi di generazione, un fattore decisivo è il tasso di sconto per ricondurre, *levelize*, gli stessi ad una base comune che permetta il confronto economico.

Tale tasso è a volte fissato dall'Autorità pubblica, come il tasso obiettivo di ritorno del capitale, ma nei mercati liberalizzati esso è effettivamente il tasso di ritorno (*rate of return*) richiesto sul progetto da parte dei mercati finanziari. In altre parole il costo del capitale, ossia una media pesata del tasso di interesse dei *bonds* e del ritorno richiesto dall'investimento *equity*.

Il cosiddetto "Levelized Cost of Electricity" (LCOE) rappresenta il prezzo dell'energia elettrica necessario a coprire entrambi i costi, capitali e operativi, dell'impianto e viene usato come indicatore della fattibilità economica del progetto [31], [32].

L'esperienza degli ultimi anni nell'esercizio dei reattori europei e americani dimostra che l'energia elettrica da fonte nucleare è competitiva e affidabile. Contribuisce, inoltre, in maniera significativa, sia ad attenuare i vincoli di riduzione dei gas serra posti dal protocollo di Kyoto, che le tensioni sul mercato internazionale delle fonti di energia.

Si può facilmente immaginare, di fronte alla recente escalation dei costi petroliferi, quale effetto devastante avrebbe avuto sugli stessi l'aggiungersi di un'ulteriore domanda di gas e petrolio supponendo il venir meno della generazione nucleare nel settore elettrico (ricordiamo che il nucleare rappresenta il 34% dei consumi elettrici in Europa, il 20% in USA e il 16% a livello mondiale).

In ogni caso gli impianti nucleari, caratterizzati per avere un costo capitale relativamente elevato unito ad un basso costo marginale di esercizio, per funzionare economicamente devono marciare ad alti fattori carico, rispondendo alla domanda elettrica in carico di base (*base-load mode*).

1.5.1 *La struttura dei costi dell'energia nucleare: capitale, esercizio, ciclo del combustibile, decommissioning*

Le voci di costo dettagliate che concorrono alla formazione del costo del kWh (LCOE), sono riportate nella tabella 1.7.

La bilancia dei costi varia al variare delle tecnologie. Nella valutazioni di nuovi impianti per la generazione elettrica, gli studi recenti mostrano che il costo del capitale necessario, inclusivo degli interessi, raggiunge circa il 60% del LCOE per una nuova centrale nucleare. Nel caso degli impianti a ciclo combinato turbo-gas (CCGT), soltanto il 20% è costo capitale, mentre la rimanente parte maggioritaria è costo del combustibile. Nel caso delle energie rinnovabili, l'elemento costo capitale può raggiungere il 90%.

I **costi capitale** insorgono già nel corso preliminare alla costruzione dell'impianto (tasse di licenza e preparazione sito) per proseguire con la costruzione vera e propria e includono i costi dei componenti, i servizi di ingegneria, lavoro, imprevisti ecc., insomma tutti i costi definiti in gergo EPC (engineer-procure-construct).

Tab. 1.7 – Le componenti di costo del kWh nucleare

(fonte: OECD/NEA-IEA, *Projected Costs of Generating Electricity, Paris, 2005*)

Costi capitale <i>overnight</i>	Costi di O&M	Costi del ciclo combustibile
Costi costruzione diretti - Preparazione sito - Opere civili - Materiali, componenti, <i>manpower</i>	- Esercizio di impianto - Monitoraggio sito - Manutenzione (materiali, manodopera, servizi) - Staff ingegneria di supporto - Amministrazione - Gestione rifiuti e <i>disposal</i> - Spese generali servizi - Tasse e obblighi (plant specific) - Assicurazione (plant specific) - Ristrutturazioni straordinarie - Supporto alle Autorità di sicurezza - <i>Safeguards</i> - Altro	- Concentrati uranio (yellowcake) - Conversione a UF6 - Arricchimento - Fabbricazione combustibile - Trasporto combustibile fresco - Trasporto combustibile irraggiato - Condizionamento e stoccaggio combustibile irraggiato - Riprocessamento e condizionamento rifiuti - Smaltimento rifiuti - 1 ^a carica nocciolo - Tasse sul combustibile nucleare - Altro
Costi costruzione indiretti - Progettazione e supervisione - Operazioni di <i>procurement</i> - Spese amministrazione sito		
Costi costruzione della proprietà - Amministrazione generale - Pre-operazione - R&D (plant specific) - Ricambi - Selezione sito, acquisizione, <i>licensing</i> e relazioni pubbliche - Tasse locali, regionali (plant specific)		
Costi <i>decommissioning</i> - Progettazione, <i>licensing</i> , relazioni pubbliche - Smantellamento e stoccaggio rifiuti - Smaltimento rifiuti - Recupero sito		
Altri costi capitale <i>overnight</i> - Ristrutturazione d'impianto (sostituzione componenti, ecc.) - <i>Contingencies</i> - Miscellanea		

Questi costi sono i cosiddetti *overnight costs* perché non comprendono gli interessi che si aggiungono nel corso della costruzione.

Una volta che l'impianto è completato ed entra in produzione, il proprietario comincia a ripagare la somma dei costi *overnight* più gli interessi.

È evidente come il rispetto puntuale dei tempi di costruzione sia fondamentale per non aggravare il costo capitale con quote importanti di interessi dovuti a ritardi nella costruzione tali da compromettere la competitività dell'impianto (come successe in molti casi, specialmente negli USA, negli anni 80).

Lo studio del 2004 della University of Chicago [33] ha mostrato che, per un tempo di costruzione di 5 anni, il costo degli interessi nel corso di costruzione può arrivare al 30% della spesa totale, che può raggiungere il 40% se il tempo di costruzione diventa 7 anni. Ove l'investitore applichi un premio al rischio sugli interessi praticati sulla realizzazione di impianti nucleari, l'impatto degli oneri finanziari diventa rilevante. L'industria ritiene, tuttavia, che tale premio non sia giustificato a fronte degli impianti più recenti realizzati in Asia, nel rispetto dei tempi e del budget.

Sono state identificate negli ultimi anni da parte dei *vendors* varie misure, in diverse aree, per ridurre il costo capitale. Le aree importanti per la riduzione del costo capitale vanno dalla larga taglia di impianto per l'economia di scala, alla replica di reattori uguali sullo stesso sito, alla standardizzazione dei reattori e costruzione seriale in officina, al *learning-by-doing*, alla semplificazione di progetto introducendo sistemi di sicurezza passiva, al processo di *licensing* certo.

I **costi del combustibile**, con inclusi i costi di gestione del combustibile esaurito e dei rifiuti, costituiscono il vantaggio economico principale del nucleare in confronto alle tecnologie fossili (carbone, olio e gas). Il costo combustibile come innanzi detto, rappresenta circa il 20% del LCOE per il nucleare, mentre nel caso dei sistemi CCGT esso è tipicamente pari al 75%. Per il nucleare, il concentrato di uranio o *yellowcake* (U_3O_8) pesa per circa il 5% del LCOE.

Nei nuovi impianti nucleari, che sfrutteranno meglio l'uranio, raggiungendo livelli di *burn-up* più elevati, è inverosimile che tale frazione di costo possa crescere in maniera significativa. Il costo dell'energia elettrica da nucleare è pertanto largamente insensibile al prezzo del combustibile (uranio), contrariamente a quanto avviene per le centrali a gas, olio e carbone. I prezzi dei combustibili fossili, specialmente gas e petrolio, sono incerti nel medio e lungo periodo, talvolta in maniera esacerbata come dimostrano le quotazioni recenti del petrolio, e le valutazioni dei nuovi progetti di generazione devono incorporare necessariamente la volatilità del prezzo del combustibile.

I **costi di esercizio** (O&M – Operation and Maintenance) sono piuttosto variabili, essendo funzione di fattori come taglia e età dell'impianto, ma, in media, rappresentano il 20% del LCOE. Altri fattori rilevanti sono il regime regolatorio e l'efficienza dell'esercente dell'impianto. Occorre osservare che la

liberalizzazione che si è prodotta nel mercato dell'energia elettrica nel corso degli ultimi anni, ha contribuito al miglioramento delle pratiche d'esercizio (best practices) nell'industria nucleare portando ad un abbassamento dei costi O&M, mantenendo e migliorando nel contempo i già elevati standard di sicurezza.

Sono portati in conto anche i costi di *decommissioning* ripartendo gli oneri finanziari sulla vita economica dell'impianto nell'ottica dello smantellamento finale e recupero del sito. Tenuto conto che per gli impianti è prevista una lunga vita operativa (60 anni), gli oneri in questione, che si capitalizzano sull'intero tempo di vita, sono molto contenuti e pesano sul LCOE per 1-5% circa, sia per gli impianti attuali che per quelli futuri.

Le componenti di costo sopra elencate (figura 1.40, [3]), anche perché molto diversamente distribuite nel tempo, sono sensibili al costo del denaro praticato (tassi d'interesse). Quando i tassi sono alti, i progetti con costo capitale iniziale elevato, come è il caso degli impianti nucleari, sono svantaggiati sotto il profilo finanziario. Una volta che l'impianto è stato finito, il costo capitale, accresciuto dell'interesse, deve essere recuperato nel corso della vita operativa insieme ai costi di O&M e combustibile, rimanendo dentro i prezzi prevalenti del mercato dell'energia elettrica.

Va sottolineato che i costi del nucleare incorporano la maggioranza dei costi esterni, mentre non è così per i sistemi basati sulla combustione delle fonti fossili, come riportato nel rapporto ExternE della Commissione Europea del 2001 (i sistemi fossili, anche i più moderni, scaricando liberamente in atmosfera la maggior parte dei loro effluenti, CO₂, polveri e particolato, concretizzano di fatto un vantaggio competitivo nascosto). I costi del combustibile che includono anche quelli relativi alla gestione e *disposal* finale del combustibile esaurito (circa 0,2 US\$ cent/kWh), sono ben identificati e validati da organismi internazionali con previsione dei costi a lungo termine.

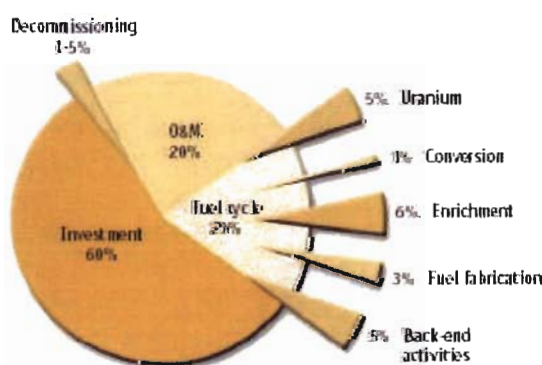


Fig. 1.40 – Breakdown tipico dei costi di generazione elettroniculare

(fonte: OECD-NEA, Nuclear Energy Today, 2003)

1.5.2 Il costo del kWh nucleare a confronto con le altre fonti

Sono stati sviluppati vari gli studi negli ultimi anni, mirati ad una valutazione comparata dei costi di generazione elettrica con nuovi impianti di diverse tecnologie.

Gli studi più rilevanti sono quelli effettuati da: MIT – Massachusetts Institute of Technology (USA, 2003) [34], DGEMP – Direction Général Energie et Matières Primaires (Francia, 2003), Tarianne&Luostarinen (Finlandia, 2003), UoC – University of Chicago (USA, 2004) [33], RAE – Royal Academy of Engineering (UK, 2004) [35], CERI – Canadian Energy Research Institute (Canada, 2004), IEA-NEA nel 2005 [36].

Secondo il rapporto IEA-NEA del 2005, la crescente competitività del nucleare deriva principalmente dal miglioramento delle condizioni operative dei reattori nucleari e dalle aspettative di aumento del prezzo dei combustibili fossili.

I risultati della tabella 1.8 sintetizzano la situazione generale per i reattori attuali, in diversi paesi dell'OECD, e mostrano come anche con tassi di interesse del 10% il nucleare appare un'opzione economica nella maggioranza dei paesi.

Tab. 1.8 – Costi medi globali della generazione elettronucleare nei paesi OECD secondo il rapporto IEA-NEA del 2005 (US\$/MWh)

	5% Discount rate	10% Discount rate
Nuclear	21 - 31	30 - 50
Coal	25 - 50	35 - 60
Natural gas	37 - 60	40 - 63

Source: IEA & OECD-NEA (2005)

Nelle tabelle 1.9 e 1.10 sono riportate invece le proiezioni del costo del kWh al 2010 per alcuni paesi dell'OECD, sempre nell'ipotesi di due tassi di sconto, 5% e 10% rispettivamente.

Nelle tabelle 1.11 e 1.12 sono invece messe a confronto le valutazioni dei costi di MIT – Massachusetts Institute of Technology (USA, 2003) [34], DGEMP – Direction Général Energie et Matières Primaires (Francia, 2003), Tarianne & Luostarinen (Finlandia, 2003), RAE – Royal Academy of Engineering (UK, 2004) [35], UoC – University of Chicago (USA, 2004) [33], CERI – Canadian Energy Research Institute (Canada, 2004).

Sebbene le assunzioni nei vari studi siano piuttosto variabili, è possibile trarre alcune conclusioni generali. La competitività dell'energia nucleare dipende essenzialmente dal costo capitale e, implicitamente, dai tempi di costruzione, insieme al tasso di sconto utilizzato.

Nei rapporti de MIT (2003) e in quello dell'UoC (2004) nel caso del nucleare

sono stati utilizzati tassi di sconto maggiori per ragioni di valutazione del rischio economico (8-10% sul capitale a prestito e 12-15% sul capitale *equity*), che sta a significare l'esigenza di dover abbassare il costo capitale.

Tab. 1.9 – Proiezioni di costo di generazione elettrica al 2010 secondo il rapporto IEA-NEA del 2005 (tasso di sconto 5%)

	nucleare	carbone	gas
Finlandia	2,76	3,64	-
Francia	2,54	3,33	3,92
Germania	2,86	3,52	4,90
Svizzera	2,88	-	4,36
Paesi Bassi	3,58	-	6,04
Repubblica Ceca	2,30	2,94	4,97
Slovacchia	3,13	4,78	5,59
Romania	3,06	4,55	-
Giappone	4,80	4,95	5,21
Repubblica di Corea	2,34	2,16	4,65
USA	3,01	2,71	4,67
Canada	2,60	3,11	4,00

US\$ 2003 cent/kWh, 40 anni di vita dell'impianto, fattore di carico 85%
Fonte: OECD/IEA NEA 2005

Tab. 1.10 – Proiezioni di costo di generazione elettrica al 2010 secondo il rapporto IEA-NEA del 2005 (tasso di sconto 10%)

	nucleare	carbone	gas
Finlandia	4,22	4,45	-
Francia	3,93	4,42	4,30
Germania	4,21	4,09	5,00
Svizzera	4,38	-	4,65
Paesi Bassi	5,32	-	6,26
Repubblica Ceca	3,17	3,71	5,46
Slovacchia	4,55	5,52	5,83
Romania	4,93	5,15	-
Giappone	6,86	6,91	6,38
Repubblica di Corea	3,38	2,71	4,94
USA	4,65	3,65	4,90
Canada	3,71	4,12	4,36

US\$ 2003 cent/kWh, 40 anni di vita dell'impianto, fattore di carico 85%
Fonte: OECD/IEA NEA 2005

Tab. 1.11 – Studio comparativo dei costi dei nuovi impianti di generazione
(fonte: WNA)

	MIT (2003) \$	DGEMP (2003) euros	T&L (2003) euros	RAE (2004) £	UoC (2004) \$	CERI (2004) Can\$
Capital Cost per kW						
Nuclear	2000	1280	1900	1150	1500	2347
Gas	500	523	600	300	590	711
Coal	1300	1281	860	820	1189	1600
Construction period - years						
Nuclear	5	5	5	5	5	5
Gas	2	2	2	2	2	2
Coal	4	3	3	4	4	4
Cost of capital or D rate %						
Nuclear	11.5	8	5	7.5	12.5	8
Gas	9.6	8	5	7.5	9.5	8
Coal	9.6	8	5	7.5	9.5	8
Gas price	3.50/MBTU	3.30/MBTU	3.00/Gj	2.18/Gj	3.39/MBTU	6.47/Mcf
Electricity price per MWh						
Nuclear	67	28	24	23	51	53
Gas	38	35	32	22	33	72
Coal	42	34	28	25	35	48
Electricity price, nuclear=100						
Nuclear	100	100	100	100	100	100
Gas	57	125	133	96	65	136
Coal	63	121	117	109	69	89

Tab. 1.12 – Costi dell'elettricità (US\$ cent/kWh)

	MIT 2003	France 2003	UK 2004	UoC 2004	CERI 2004	EU 2007
Nucleare	4,2	3,7	4,6	4,2-4,6	5,0	5,4-7,4
Carbone	4,2		5,2	3,5-4,1	4,5	4,7-6,1
Gas	5,8	5,8-10,1	5,9-9,8	5,5-7,0	7,2	4,6-6,1
Eolico onshore			7,4			4,7-14,8
Eolico offshore			11,0			8,2-20,2

La competitività iniziale può essere in ogni caso supportata mediante intervento dei governi con forme finanziarie agevolate per i primi 4-8 impianti, come ha deciso in effetti il governo USA nel 2006 mettendo a disposizione delle utility un credito di 1,8 US\$ cent/kWh, come per l'eolico,

per 8 anni e per i primi nuovi 6.000 MW_e installati, oltre alle misure di copertura del rischio finanziario e di eventuali ritardi nella costruzione e *licensing* degli impianti.

Va sottolineato, comunque, che le assunzioni di prezzo per il gas e carbone, negli studi in questione, sono molto al di sotto rispetto al trend recente dei prezzi di mercato.

Una riduzione del costo capitale può essere attesa una volta che siano stati assorbiti i costi del *first of a kind engineering* (FOAKE) combinati con l'effetto *learning-by-doing* e tempi di costruzione ridotti. Inoltre, una volta che alcuni impianti siano stati realizzati con successo entro i tempi stabiliti, è plausibile che i finanziamenti per le unità successive potranno arrivare a condizioni più favorevoli. Le cifre di LCOE riportate in tabella 1.13, per costi *overnight* da 1.200 a 1.800 \$/kW_e, si riferiscono allo studio della UoC, che per i reattori come AP1000 e EPR ha assunto un costo capitale *overnight* di 1.800 \$/kW_e con tasso di sconto del 10% sul capitale a prestito e 15% sul capitale *equity*.

Tab. 1.13 – Nuovi impianti nucleari: costi previsionali dell'elettricità prodotta (US\$ cent/kWh)

Costo capitale <i>overnight</i> , \$/kW _e		1.200	1.500	1.800
Prima Unità	7 anni di costruzione	5,3	6,2	7,1
	40 anni di vita impianto			
	4 anni di costruzione	4,3	5,0	5,8
	60 anni di vita impianto			
4ª Unità	7 anni di costruzione	4,5	4,5	5,3
	40 anni di vita impianto			
	5 anni di costruzione	3,7	3,7	4,3
	60 anni di vita impianto			
8ª Unità	7 anni di costruzione	4,2	4,2	4,9
	40 anni di vita impianto			
	6 anni di costruzione	3,4	3,4	4,0
	60 anni di vita impianto			

1.5.3 Costi del combustibile nucleare

I dati riportati nella tabella 1.14 danno un'idea del costo del solo combustibile, nel contesto dei reattori commerciali attuali (i dati sono del gennaio 2007 e si riferiscono ad un prezzo medio dell'uranio pari a 1/3 del prezzo spot corrente espresso in US\$/kg U₃O₈) [32].

Ad un *burn-up* di 45.000 MWd/t per il combustibile irraggiato nei reattori LWR commerciali correnti, si ottengono 360.000 kWh elettrici per kg, da cui un costo combustibile di 0,50 US\$ cent/kWh. Assumendo un prezzo maggiore per l'uranio, ad es. 2/3 del prezzo spot corrente, il costo totale sarebbe di

2.286 US\$ corrispondente a 0,63 US\$ cent/kWh.

Come già detto, il contributo del combustibile al costo globale del kWh prodotto per via nucleare è relativamente piccolo, tale che anche un'escalation importante dei prezzi si rifletterà in un effetto limitato. Tipicamente il raddoppio del prezzo di mercato dell'uranio farebbe aumentare il costo globale del combustibile del 25% e quello del kWh elettrico di circa il 5%. Anche nei casi estremi come quello verificatosi a fine 2007 quando il prezzo spot dell'uranio ha raggiunto i 130 US\$/kg (10 volte il prezzo al 2002), l'incremento sul prezzo del kWh si limiterebbe al 45% circa (nel caso del combustibile gas il raddoppio del prezzo dello stesso determinerebbe un incremento del 70% del prezzo del kWh).

Tab. 1.14 – Costo medio di un 1 kg di UO₂ per LWR commerciali

(fonte: WNA)

		US\$
Costo dell'uranio		472
Conversione	7,5 kg di uranio x 12 US\$	90
Arricchimento	7,3 ULS ¹ x 135 US\$	985
Fabbricazione combustibile	per kg	240
Totale costo di 1 kg di UO₂:		1787

¹ ULS = Unità di Lavoro Separativo (in inglese SWU = Separation Work Unit)

1.5.4 Costi del ciclo di vita (carbon tax)

L'applicazione ai combustibili fossili dei costi associati al loro impatto sul clima attraverso la *carbon tax* o il regime di scambio delle emissioni, non potrà che migliorare la competitività dell'energia nucleare. Questo è particolarmente evidente nel caso di confronto con gli impianti a carbone, *ma* vale anche per quelli a gas. Ad esempio l'analisi di sensibilità riportata nel rapporto canadese del CERI del 2004 sopra citato, esamina l'effetto dell'imposizione di un costo di emissione di 15 Can\$ (dollari canadesi) per tonnellata di CO₂. L'impatto è quello di aumentare il costo di generazione degli impianti a carbone del 27%, da 48 Can\$/MWh a 61 Can\$/MWh, portandolo, nel contesto canadese, in linea con il nucleare. L'impatto sul gas risulta più contenuto, aumentando il costo di generazione di circa l'8%. Le stime della Commissione Europea del gennaio 2007 sui costi comparati delle varie fonti, riferite ad un tasso di sconto del 10% e una *carbon tax* di 20-30 €/t di CO₂, sono riportate nella tabella 1.15.

A titolo indicativo, il costo delle emissioni prevedibile per l'Italia nell'osservanza del protocollo di Kyoto (estrapolando dalla produzione di fine 2007, previsione di circa 81 milioni di tonnellate di CO₂ di eccedenze al 2012, con riferimento al vincolo di -6% rispetto alla produzione del 1990) ammonterebbe a circa 1.620 milioni di € (nel caso di costo della CO₂ di 20

€/t), corrispondenti a circa la metà del costo di un EPR da 1.600 MW_e che permetterebbe di ottenere, nei 60 anni di vita dell'impianto, circa 750 TWh di energia elettrica (il consumo attuale di energia elettrica in Italia è di 330 TWh/anno) senza emissioni di gas serra.

Tab. 1.15 – Costi comparativi della generazione elettrica nella UE, tasso di sconto 10%

(fonte: WNA, *The Economics of Nuclear Power*, 2008)

	2005	Proiezione al 2030 con costo CO ₂ di 20–30 €/t (c€/kWh)
Gas CCGT	3,4–4,5	4,0–5,5
Carbone – polverino	3,0–4,0	4,5–6,0
Carbone – letto fluido	3,5–4,5	5,0–6,5
Carbone IGCC	4,0–5,0	5,5–7,0
Nucleare	4,0–5,5	4,0–5,5
Eolico onshore	3,5–11,0	2,8–8,0
Eolico offshore	6,0–15,0	4,0–12,0

CCGT = ciclo combinato turbo gas

IGCC = ciclo combinato di gassificazione integrata

1.5.5 Costi dei nuovi impianti: l'esempio EPR in Finlandia

Il caso della Finlandia riveste importanza particolare in quanto è in questo Paese dell'Unione Europea che dall'inizio 2005 è in costruzione il primo esemplare (FOAKE) di reattore EPR da 1.600 MW_e al costo *overnight* contrattato con il fornitore Framatome-Siemens (adesso AREVA) di 1.750 €/kW_e (circa 2.000 alla data di entrata in funzione). La decisione di installare la quinta centrale in Finlandia è stata presa a valle di uno studio economico effettuato nel 2000 e da cui è emerso il nucleare come opzione meno costosa per i nuovi impianti di generazione in quel Paese. Lo studio comparato ha preso in considerazione: nucleare, carbone, CCGT (ciclo combinato turbo-gas) e torba. Il nucleare, con il costo suddetto EPR a 1.750 €/kW_e, con inclusa la prima carica di combustibile, risultava l'opzione con costo capitale più alto in assoluto, circa tre volte il costo del CCGT. Tuttavia, il fatto di avere un costo di combustibile estremamente basso rispetto alle altre opzioni, ha fatto sì che, con un fattore di carico minimo del 64%, risultasse il più competitivo. I risultati dello studio, aggiornati al 2003 (con un'assunzione di un fattore di carico del 91%, tasso d'interesse 5%, vita d'impianto di 40 anni), danno 2,37 c€/kWh per il nucleare, 2,81 c€/kWh per il carbone, 3,23 c€/kWh per il gas. Nell'ipotesi di un costo di emissione della CO₂ di 20 €/tonnellata, il costo dell'elettricità prodotta da carbone e gas aumentano a 4,43 c€/kWh e 3,92 c€/kWh, rispettivamente (figura 1.41).

Lo studio finlandese del 2000 ha quantificato anche la sensibilità del costo

dell'energia elettrica al prezzo del combustibile. I risultati in figura 1.42 mostrano come un raddoppio del prezzo dell'uranio si tradurrebbe in un incremento del 9% per il kWh nucleare, mentre nel caso del carbone sarebbe del 31% e per il gas del 66%.

Fig. 1.41 – Costi comparati: nucleare, gas, carbone, torba, legno, eolico, mercato spot elettrico (Finlandia 2003)

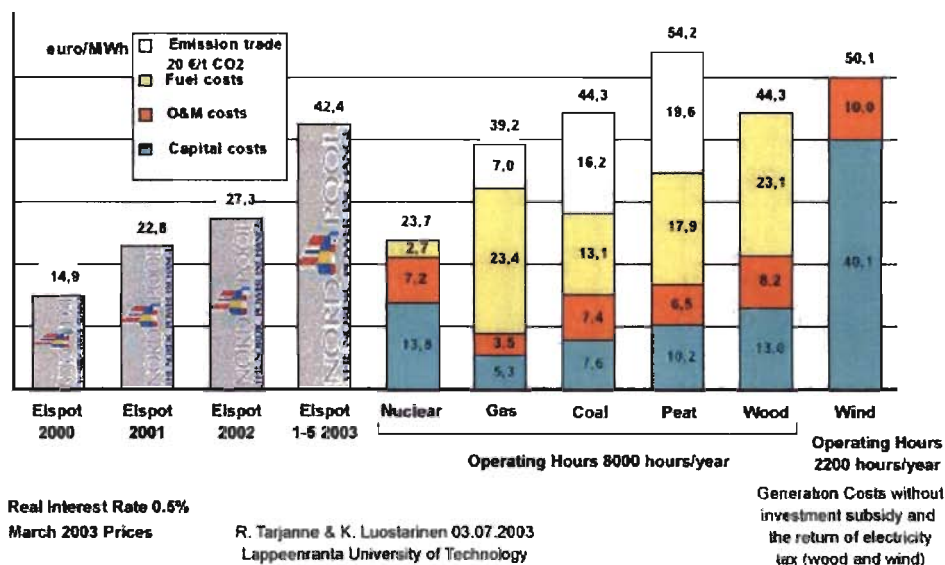
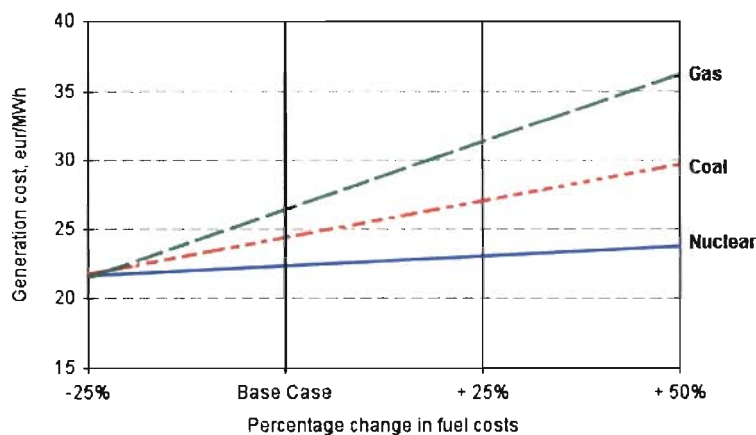


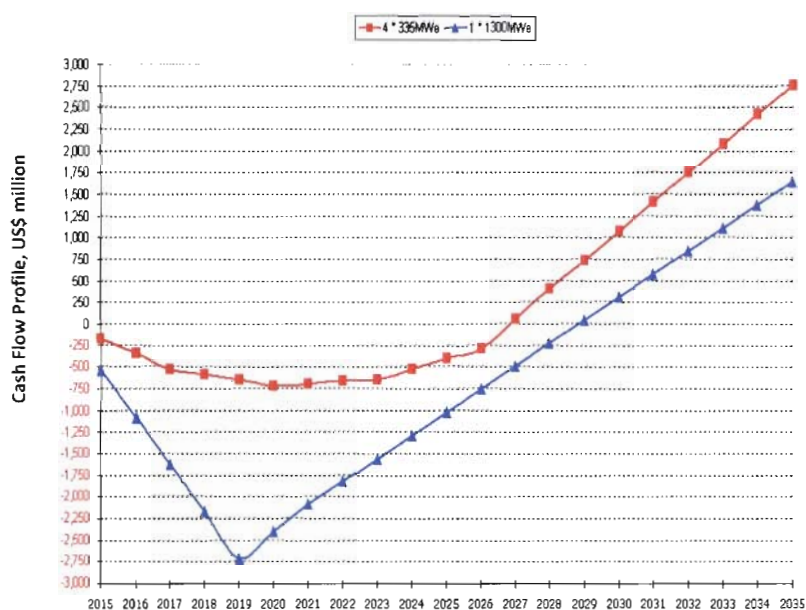
Fig. 1.42 – Impatto del costo combustibile sul costo di generazione elettrica (Finlandia 2000)

(fonte: Tarjanne & Rissanen, 2000, in Proceedings 25th International Symposium, Uranium Institute)



Un accenno alle potenzialità competitive del reattore IRIS, presentato nel paragrafo 1.3.3, è riportato nella figura 1.43 ove è mostrato il confronto del *cash-flow* in funzione del tempo per la realizzazione di una centrale da 1.300 MW_e, con un unico reattore di grossa taglia (linea blu), oppure con l'installazione sequenziale di 4 moduli IRIS da 335 MW_e opportunamente sfasati fra loro. È interessante notare che l'esborso netto nel caso di IRIS non superi mai i 500 milioni di US\$ e che il tempo di ritorno sia particolarmente accelerato rispetto all'opzione "grossa taglia", tale da arrivare al *break-even* con circa due anni di anticipo rispetto a quest'ultimo e con un'esposizione di rischio finanziario estremamente minore [37].

Fig. 1.43 – Competitività finanziaria di IRIS: *cash flow* cumulativo per una centrale 4-moduli (4x335 MW_e) costruiti con uno sfasamento di tre anni fra un modulo e l'altro a confronto con una di grossa taglia da 1.300 MW_e (costruita in 5 anni)
(fonte: IAEA TM Review of Options to Break the Economy of Scale for SMRs, 2007)



1.6 Il ciclo del combustibile

Per ciclo del combustibile nucleare si intende la serie di processi industriali che sono alla base della produzione di energia elettrica dall'uranio nelle centrali nucleari (figura 1.44). L'uranio è un elemento relativamente abbondante in natura ed è disseminato in maniera piuttosto diffusa sulla superficie terrestre. Viene estratto in vari paesi del mondo e prima di poterlo utilizzare in reattore va processato opportunamente.

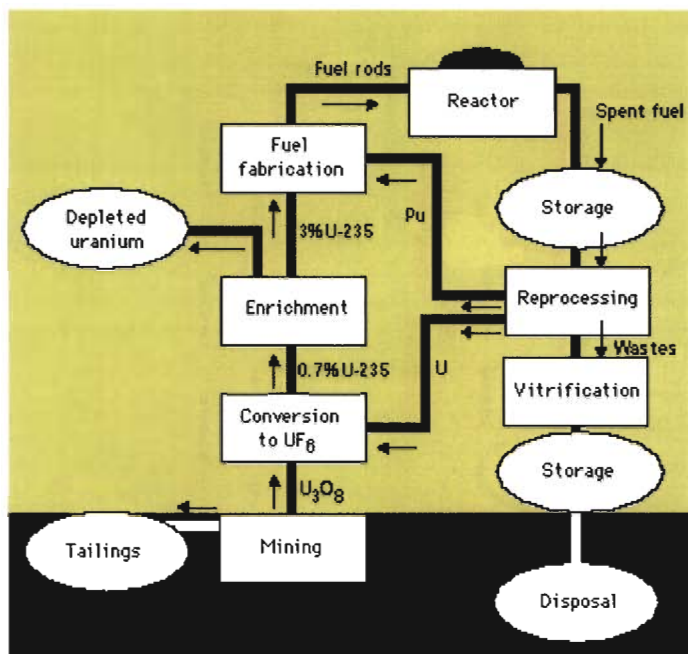


Fig. 1.44
Il ciclo del
combustibile nucleare
(fonte: WNA)

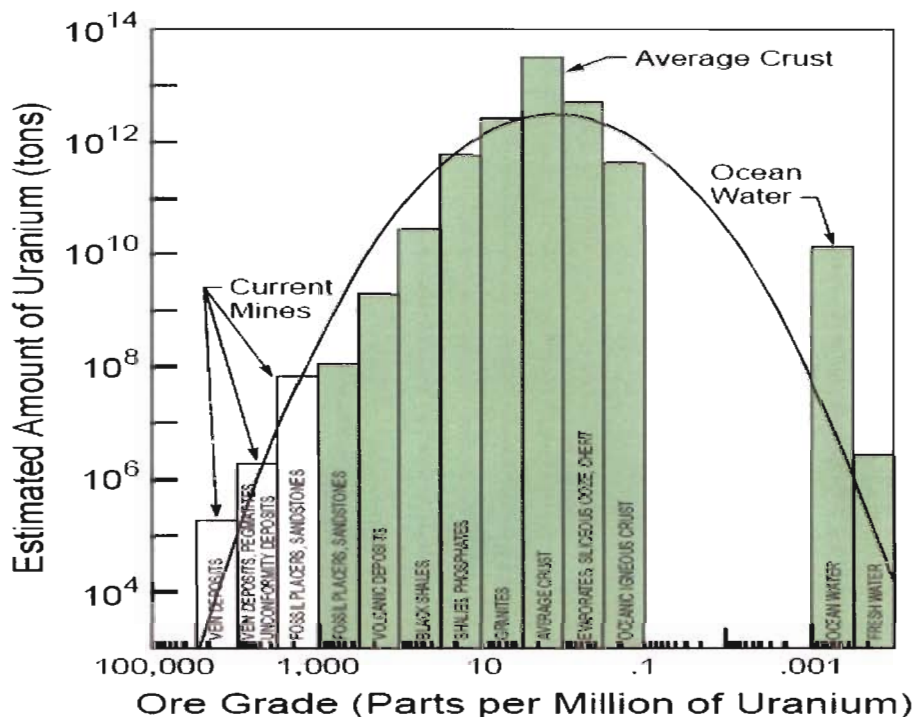
Il ciclo nucleare ha inizio con l'estrazione dell'uranio dal minerale e finisce con lo smaltimento dei rifiuti radioattivi, passando attraverso la generazione di energia durante tutto il tempo di irraggiamento in reattore.

Ove viene attuata l'opzione del ritrattamento per il combustibile usato, gli stadi del processo costituiscono un ciclo vero e proprio. Infatti, il combustibile scaricato dal reattore, una volta raggiunta la fine della sua vita utile, può essere sottoposto a trattamento chimico mirato alla separazione dei prodotti di fissione e degli attinidi (plutonio, americio, curio, nettunio) dall'uranio non utilizzato che costituisce ancora circa il 95% dell'uranio di partenza al momento del caricamento in reattore (ciclo chiuso), oppure avviato allo stoccaggio intermedio e quindi al deposito geologico finale (ciclo aperto) [3], [38].

L'uranio è un metallo pesante, leggermente radioattivo, molto diffuso sulla crosta terrestre (figura 1.45). La sua abbondanza è circa 500 volte superiore a quella dell'oro ed è quasi comune come lo stagno. È presente nella maggioranza delle rocce e del suolo nonché nei fiumi e nell'acqua di mare. È per esempio presente nel granito, che rappresenta il 60% della crosta terrestre, in concentrazioni di 4 ppm (parti per milione). Nei depositi fosfatici si possono raggiungere i 400 ppm (0,04%), mentre in quelli carboniferi si arriva ai 100 ppm (0,01%). Esiste comunque nel mondo un numero di aree ove la concentrazione di uranio nel suolo è sufficientemente alta, tale che la sua estrazione per l'uso come combustibile nucleare è economicamente fattibile. Queste concentrazioni sono definite minerali.

Fig. 1.45 – Distribuzione dell'uranio nella crosta terrestre

(fonte: C. Forsberg, Gen IV Roadmap-Fuel Cycles, ANS Winter Meeting, Reno, USA, 2001)



1.6.1 Il ciclo del combustibile nucleare: dalla miniera al deposito finale

Estrazione: per estrarre il minerale sono usate due tecniche, quella dell'escavazione e quella cosiddetta *in situ*. L'escavazione può essere a cielo aperto e sotterranea in maniera simile al caso di altri metalli. L'impatto in superficie dell'estrazione sotterranea è considerevolmente più basso rispetto all'estrazione a cielo aperto. Una parte crescente dell'uranio viene attualmente estratta per mezzo della tecnica chiamata *in situ leaching* (ISL), ove dell'acqua sotterranea, opportunamente ossigenata, viene fatta circolare attraverso un deposito minerale poroso per dissolvere l'uranio e portarlo in superficie. L'uranio viene poi recuperato dalla soluzione con le tecniche di estrazione ordinaria in un impianto convenzionale. La scelta di una tecnica rispetto all'altra per un particolare deposito dipende da considerazioni sulla natura del deposito, sicurezza ed economia. Per le miniere a estrazione sotterranea, sono richieste precauzioni speciali riguardanti primariamente la ventilazione, al fine di limitare l'esposizione dei lavoratori all'inalazione di radioattività (radon).

Lavorazione del minerale: la lavorazione del minerale avviene accanto alla

miniera e consiste nella separazione dell'uranio dal minerale base. Generalmente ogni miniera ha il suo impianto di lavorazione del minerale, ma nel caso in cui vi siano più miniere vicine la lavorazione viene concentrata in un unico impianto. Il prodotto del processo chimico-meccanico di lavorazione è un materiale secco in forma di polvere grossolana detto "yellowcake", ossido di uranio naturale (U_3O_8) con concentrazione superiore all'80%, contro lo 0,1% del minerale di partenza. Lo "yellowcake" viene confezionato in dei fusti da 200 litri per le operazioni di stoccaggio e trasporto. Il minerale residuo della lavorazione, che contiene la maggior parte della radioattività, va a costituire le "code" (tailings) che vengono depositate in dei bacini appositi vicino alla miniera (talvolta vanno a riempire le miniere esaurite). Le "code" contengono radionuclidi a lunga vita media in concentrazione molto bassa e materiali tossici come i metalli pesanti. Il loro livello di radioattività è inferiore a quella del materiale originale e a vita più breve, tuttavia costituiscono un materiale che va isolato dall'ambiente e per questo è sufficiente il ricoprimento con uno strato adeguato di suolo e protezione tramite recinzione e segnalazione come per le discariche convenzionali.

Conversione: l'uranio "yellowcake" non è direttamente utilizzabile in reattore. Un altro processo aggiuntivo, definito arricchimento, è necessario per la stragrande maggioranza dei reattori attuali. Questo processo richiede che l'uranio sia in forma gassosa e per questo viene convertito in esafluoruro di U (UF_6), pronto per alimentare l'impianto di arricchimento. Per il trasporto sono richiesti contenitori metallici resistenti e il rischio maggiore associato allo stadio della conversione è l'uso dell'acido fluoridrico.

Arricchimento: l'uranio naturale è una miscela di due isotopi (atomi dello stesso elemento chimico ma con diverso numero di massa) dell'uranio, l'uranio 235 nella misura del 0,7% e l'uranio 238 nella misura del 99,3%. Affinché il combustibile possa sostenere la reazione di fissione a catena in reattore, si richiede che abbia una concentrazione di U-235 ben superiore al valore naturale, e cioè compreso tra il 3,5% e il 5%. Il processo di arricchimento produce questa concentrazione più elevata separando l'esafluoruro in due correnti: una che viene arricchita al valore richiesto, l'altra che viene progressivamente impoverita in U-235 e che va a costituire le "code". I due processi commerciali di arricchimento che usano entrambi l'esafluoruro di uranio sono: la diffusione gassosa e la centrifugazione a gas. Entrambe sono basate sulle proprietà della molecola dell'esafluoruro di uranio, differenza di massa dell'1%, per separare i due isotopi. Il prodotto di questo stadio di processo del ciclo del combustibile è l'esafluoruro di U arricchito.

Fabbricazione del combustibile: per essere utilizzato come combustibile nucleare, l'esafluoruro di U arricchito viene convertito in polvere di ossido di uranio arricchito (UO_2) che viene successivamente processata in forma di pastiglie cilindriche. Le pastiglie vengono messe quindi in forno a sinterizzare

alla temperatura di 1.400 °C per assumere consistenza ceramica, solida e alla densità desiderata. Le pastiglie vengono quindi impilate in tubi metallici in leghe speciali (zircaloy) resistenti alle condizioni di temperatura, sforzi e corrosione esistenti nel nocciolo di un reattore. I tubi così sigillati e controllati sono le barre di combustibile che, opportunamente assemblate in fasci con le barre a distanza precisa fra loro, vanno a costituire gli elementi di combustibile che verranno caricati in reattore. Per aver un'idea, il nocciolo di un reattore PWR contiene circa 200 elementi mentre un BWR può arrivare a contenerne più di 700 (gli elementi BWR sono più piccoli). Il livello di garanzia della qualità è estremamente elevato nella fabbricazione del combustibile e ogni elemento combustibile esce con la propria matricola che ne permette il tracciamento in tutto il suo corso di vita, dentro e fuori reattore.

Generazione dell'energia: all'interno del reattore gli atomi di U-235 vengono fissionati e nel processo rilasciano energia sotto forma di calore; questa, mediante produzione di vapore che va ad azionare una turbina connessa al generatore elettrico, viene trasformata in energia elettrica e immessa nella rete di distribuzione attraverso un'opportuna stazione di trasformazione, che eleva la tensione elettrica in uscita dal generatore al valore tipico della rete (alta tensione). Una parte dell'U-238 nel combustibile viene trasformato in plutonio all'interno del reattore stesso. L'isotopo più importante del plutonio, il Pu-239, è molto fissile e contribuisce per circa 1/3 all'energia prodotta da un reattore nucleare. La fissione di uranio e plutonio costituisce la sorgente termica del reattore nucleare allo stesso modo della combustione del carbone, gas e olio combustibile, nelle centrali termoelettriche convenzionali. Come nelle centrali a combustibile fossile, secondo le leggi della termodinamica, circa 2/3 del calore deve essere o scaricato in grandi corpi d'acqua di raffreddamento (mare e grandi fiumi), alzando di pochi gradi la temperatura dell'acqua, oppure ceduto a volumi d'acqua molto più piccoli fatti evaporare nelle torri di raffreddamento; quest'ultime sfruttano l'elevato calore latente di vaporizzazione dell'acqua che può essere anche quella riciclata dalle acque di scarico cittadine, come avviene nella centrale americana di Palo Verde (circa 4 GW_e) in Arizona.

Combustibile esaurito: nel tempo, la concentrazione dei prodotti di fissione e degli elementi pesanti si accumulano fino al punto che non è più pratico continuare a usare gli elementi combustibili. Quindi, dopo un tempo che a seconda dei casi va da 12 a 24 mesi, il combustibile esaurito viene rimosso dal reattore. La quantità di energia estratta per unità di peso (burn-up) di un elemento combustibile varia con il tipo di reattore e la politica di gestione dell' esercente il reattore stesso. Tipicamente circa 36 milioni di kWh elettrici vengono prodotti da una tonnellata di uranio naturale, corrispondenti a circa 20.000 tonnellate di carbone o 8,5 milioni di metri cubi di gas.

Stoccaggio del combustibile esaurito: All'atto dello scarico dal reattore un elemento combustibile emette un livello di radiazione elevato, principalmente

originata dai prodotti di fissione, insieme a calore. Gli elementi scaricati vengono posti in una piscina di stoccaggio immediatamente vicina al reattore in modo tale da permettere l'abbassamento del livello di radioattività. L'acqua delle piscine fa da schermo della radiazione e assorbe il calore (figura 1.46). Il combustibile viene tenuto in queste piscine per un tempo che va da mesi ad alcuni anni. In seguito, in accordo alle politiche di ogni singolo paese, il combustibile può essere trasferito in un sito di stoccaggio intermedio centralizzato oppure venire stoccato su piazzali appositi sul sito della stessa centrale (come accade in USA), in attesa dell'eventuale ritrattamento o del condizionamento per il *disposal* geologico definitivo. Lo stoccaggio intermedio in superficie viene effettuato collocando gli elementi in opportuni contenitori (casks) a secco, realizzati in acciaio-cemento armato, schermati e raffreddati dall'aria in circolazione naturale (dry storage), sicuri e adatti per un tempo che può superare i 50 anni. Da rilevare che quanto più lungo è il tempo di stoccaggio temporaneo, tanto più facile è la successiva manipolazione degli elementi.

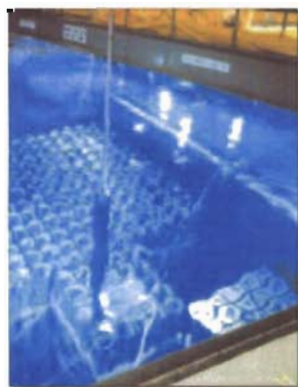
Ritrattamento: il combustibile esaurito è costituito per il 96% circa da uranio, 1% da plutonio e attinidi minori, e circa 3% da prodotti di fissione a vita breve (figura 1.47). In un impianto di ritrattamento, come quello di La Hague in Francia o Sellafield in Inghilterra, il combustibile esaurito viene separato in tre componenti: uranio, plutonio e rifiuti (prodotti di fissione).

Il ritrattamento permette di riutilizzare l'uranio e il plutonio nel combustibile fresco, e soprattutto permette la riduzione del volume dei rifiuti rispetto al considerare tutto il combustibile esaurito come rifiuto.

Fig. 1.46 – Stoccaggio in piscina e a secco del combustibile esaurito

(fonte: NEA, *Nuclear Energy Today*, 2003)

Typical spent nuclear fuel storage pool.



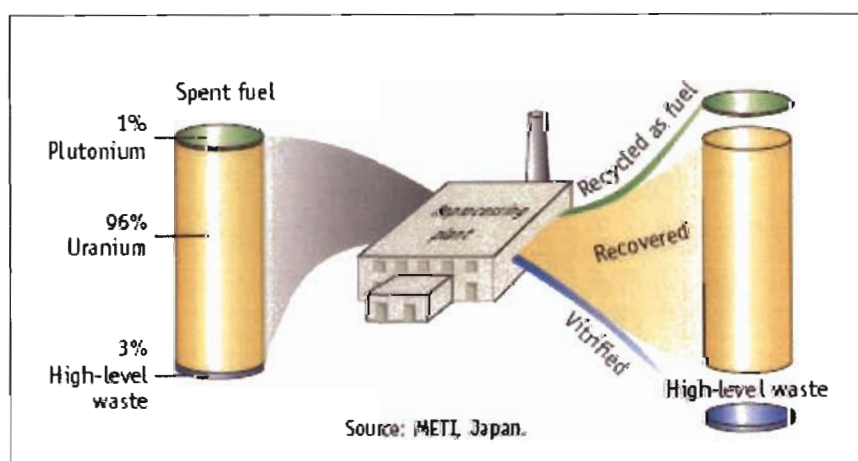
Dry storage of spent fuel.



Riciclo dell'uranio e del plutonio: l'uranio dal ritrattamento, che contiene tipicamente una concentrazione di U-235 più elevata rispetto all'uranio naturale, può essere riutilizzato come combustibile dopo riconversione e arricchimento se necessario. Il plutonio può essere utilizzato direttamente nel combustibile cosiddetto MOX (ossidi misti di U e Pu), in cui gli ossidi di uranio e plutonio sono mescolati insieme nelle proporzioni richieste. Nei reattori che utilizzano il MOX, il plutonio fa le veci dell'U-235 nel normale combustibile a ossido di uranio.

Smaltimento del combustibile usato: a differenza dei depositi di stoccaggio non permanenti, non sono ancora in funzione nel mondo depositi finali (geologici) ove il combustibile non destinato al ritrattamento oppure i rifiuti provenienti dal ritrattamento possano essere collocati. Sebbene gli aspetti tecnico scientifici dello smaltimento geologico siano stati già affrontati e risolti, non vi è tuttavia al momento nessuna urgenza dal punto di vista tecnico di dover aprire simili strutture, essendo il volume dei rifiuti in questione relativamente piccolo. Inoltre, come già detto sopra, quanto più a lungo questi sono tenuti in stoccaggio temporaneo, tanto più facile è la loro manipolazione in conseguenza della diminuzione progressiva della radioattività che dopo 1 giorno, 1 mese, 1 anno, 10 anni, 50 anni, 100 anni vale in percentuale, rispetto al momento dello scarico dal reattore, rispettivamente: 0,68, 0,35, 0,21, 0,13, 0,096, 0,083. Esiste peraltro una forma di disincentivo a smaltire definitivamente il combustibile usato in quanto esso può rappresentare una riserva energetica significativa da poter ritrattare più tardi, riutilizzando l'uranio e il plutonio in esso presenti. Vi sono anche proposte di utilizzarlo direttamente nei reattori CANDU (*DUPIC fuel*).

Fig. 1.47 – Composizione e ritrattamento del combustibile esaurito



In vari paesi sono in corso gli studi per determinare l'approccio ottimale allo smaltimento definitivo di combustibile esaurito e rifiuti dal ritrattamento. Esiste un generale consenso a favore dello smaltimento del combustibile usato in depositi geologici profondi, mantenendo, tuttavia, la possibilità iniziale di poter recuperare il combustibile in esso contenuto. Dovrebbe essere molto naturale pensare che fra alcuni decenni o qualche secolo, le capacità tecnologiche sviluppate dall'umanità potrebbero fare dei depositi di combustibile esaurito delle preziose miniere energetiche.

I rifiuti: come già detto nel paragrafo 1.4, i rifiuti originati dal ciclo del combustibile sono classificati come ad alto, medio e basso livello, in funzione del livello di radioattività da essi emessa. Essi hanno varia provenienza:

- rifiuti a basso livello, prodotti in tutti gli stadi del ciclo combustibile;
- rifiuti a medio livello, prodotti nelle operazioni di esercizio del reattore e dal ritrattamento;
- rifiuti ad alto livello, che sono quelli contenenti i prodotti di fissione dal ritrattamento e, in molti paesi, il combustibile usato *tout-court*.

I volumi dei rifiuti radioattivi, in particolare quelli ad alto livello, sono comunque estremamente limitati in termini comparativi rispetto agli altri tipi di rifiuti industriali (figure 1.48 e 1.49).

Il processo di arricchimento comporta la produzione di grandi quantitativi di uranio depleto, in cui la concentrazione di U-235 è molto più bassa (attorno al 0,20%) dello 0,7% dell'uranio naturale.

Un quantitativo limitato di tale uranio depleto viene utilizzato attualmente nella produzione del combustibile MOX.

Pur essendo l'U-238 un materiale a bassissima radioattività, per il suo stoccaggio va trattato come un materiale nucleare.

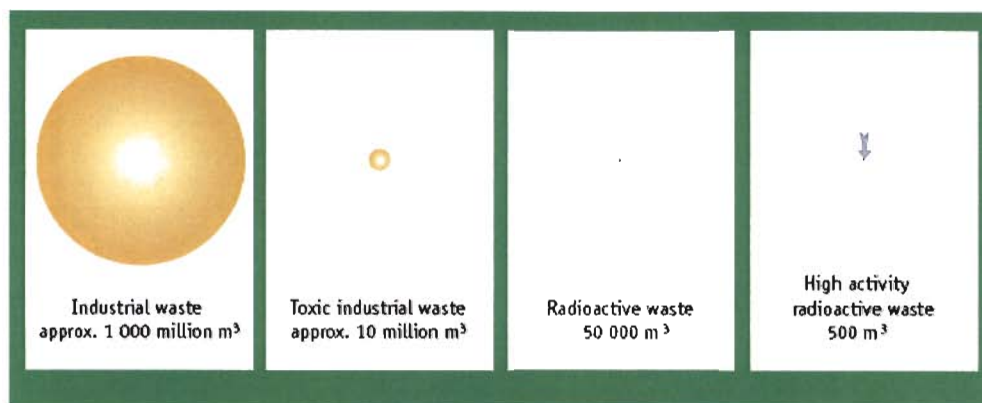
Fig. 1.48 – Rifiuti radioattivi dai reattori commerciali LWR

Indicative volumes of radioactive waste generated by a LWR of 1 000 MWe (m³ per annum)

Waste type	Once-through fuel-cycle	Recycling fuel-cycle
LLW/ILW	50-100	70-190
HLW	0	15-35
SNF	45-55	0

Source: European Commission, *Radioactive Waste Management in the European Union* (Brussels: EC, 1998).

Fig. 1.49 – Confronto della produzione di rifiuti:
produzione annua di rifiuti nella UE



Source: *Nuclear and Renewable Energies* (Rome: Accademia Nazionale dei Lincei, 2000), updated with data from the European Commission, *Radioactive Waste Management in the European Union* (Brussels: EC, 1998).

Flusso di materiali nel ciclo del combustibile nucleare: nella tabella 1.16, e con riferimento alle note in essa riportate, è illustrato il flusso di materiali per l’approvvigionamento del combustibile necessario al funzionamento di una centrale nucleare LWR da 1.000 MW_e per un anno [38].

Tab. 1.16 – Flusso annuale di materiali nel ciclo del combustibile di una centrale nucleare LWR da 1.000 MW_e
(Fonte: WNA)

Estrazione	20.000 tonnellate di minerale con l’1% di uranio
Lavorazione del minerale	230 tonnellate di concentrato di ossido di uranio (di cui 195 t U)
Conversione	288 tonnellate di UF ₆ (di cui 195 t U)
Arricchimento	35 tonnellate di UF ₆ (di cui 24 t di U arricchito) il rimanente rappresenta le “code”
Fabbricazione combustibile	27 tonnellate di UO ₂ (di cui 24 t di U arricchito)
Brucciamento in reattore	8,76 TWh di elettricità a fattore di carico del 100%
Combustibile esaurito	27 tonnellate contenenti 240 kg di plutonio, 23 t di uranio (0,8% U-235), 720 kg di prodotti di fissione e transuranici
N.B.: concentrato di U ₃ O ₈ con 85% di U; arricchimento del 4% in U-235; <i>core</i> caricato con 72 ton di U; ricambio del combustibile annuale con un terzo del <i>core</i> rimpiazzato. Esercizio: 45.000 MWday/t burn-up, 33% di rendimento.	

1.6.2 Le risorse naturali di combustibile a fronte dei consumi attuali e futuri

Le risorse di uranio nel mondo sono periodicamente valutate da un gruppo di lavoro congiunto della NEA e della IAEA e riportate in un cosiddetto "Red Book" [39]. Il "Red Book" suddivide le risorse uranifere secondo tre tipologie di categorie [39], [40]:

- la prima distingue le risorse "convenzionali", ove l'uranio è il prodotto principale delle operazioni di estrazione, dalle "non-convenzionali" ove l'uranio viene estratto come sottoprodotto dell'estrazione di altri materiali;
- la seconda è basata sul livello di confidenza che le risorse esistono in funzione di quanto lavoro di esplorazione viene fatto; questa categoria distingue tra risorse identificate, risorse estrapolate e risorse pronosticate;
- la terza tipologia è basata sul costo di estrazione.

Le risorse totali "convenzionali" assommano secondo l'ultimo "Red Book" del 2007 a circa 16 milioni tU (tonnellate di uranio). Tra queste le risorse identificate come certe sono 5,47 milioni tU. La parte restante somma a circa 10,5 milioni tU. Nel gergo dei geologi queste sono definite risorse "non scoperte", "estrapolate" e "pronosticate" e le stime sono basate su investigazioni geologiche limitate ma con metodi di esplorazione molto sofisticati, oppure sulla conoscenza geologica delle aree favorevoli. La cifra è molto verosimilmente sottostimata in quanto soltanto due terzi dei paesi coinvolti nello studio hanno riportato i dati di questa categoria.

Le risorse "non-convenzionali" sono stimate assommare a circa 22 milioni di tonnellate. Queste sono associate in particolare a formazioni di fosfati e anch'esse ricadono sotto il limite di costo di 130 US\$/kg. Un punto di riferimento importante è che nei circa 60 anni di storia del nucleare fino a oggi, l'uranio totale estratto somma a circa 2,2 milioni tU.

Per quanto tempo ancora durerà l'uranio? Ovviamente dipende dal tasso al quale viene consumato (tU/anno).

Se il suo consumo continuasse al tasso odierno, i 5,47 milioni di risorse identificate durerebbero circa 100 anni. Le risorse totali "convenzionali" di 16 milioni di tU basterebbero per circa 300 anni. Se vi aggiungiamo le riserve "non-convenzionali" la durata totale, sempre al consumo attuale costante, arriverebbe a circa 700 anni. In effetti appare più che ragionevole che cambieranno entrambi, tasso di consumo e ampliamento delle risorse disponibili, insieme ad un utilizzo più efficiente delle stesse.

In particolare, l'introduzione di reattori veloci di IV generazione in ciclo chiuso (v. paragrafo 2.2) aumenterebbe la suddetta efficienza di un fattore 60 rispetto alla situazione attuale dei reattori LWR a ciclo aperto. Anche nell'ipotesi di dover aspettare la fine del secolo in corso per la loro entrata a

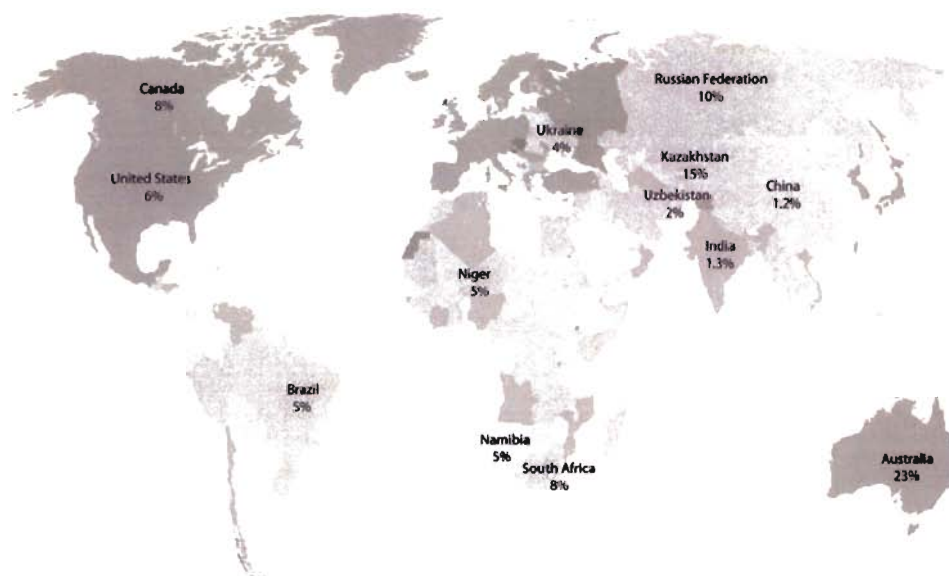
regime, tali reattori veloci permetterebbero di moltiplicare le risorse di uranio rimanenti a quella data (10+22 milioni di tU) per il suddetto fattore 60, che, in termini di durata, significherebbero circa 30–35 mila anni al tasso di consumo costante odierno, oppure da 4.000 a 6.000 anni ipotizzando di consumarle con una potenza nucleare installata da reattori veloci GenIV pari alla potenza elettrica mondiale totale attuale di circa 2.300 GW_e. E questo, trascurando l'uranio dell'acqua di mare (4 miliardi di tU) e le riserve di torio (v. paragrafo 1.6.4).

Al problema della sicurezza di approvvigionamento risponde la mappa di distribuzione delle risorse uranifere nelle diverse aree geografiche. La mappa di distribuzione dell'uranio nel mondo (v. figura 1.50) è abbastanza diversa da quella del petrolio. Le più importanti risorse identificate si trovano in Australia, Canada, Kazakistan, Namibia, Niger, Federazione Russa, Sud Africa e USA [39], [40], [41].

La distribuzione geopolitica delle risorse e della produzione riduce significativamente il rischio di perturbazioni violente come quelle possibili nel caso del petrolio. I due maggiori produttori attuali sono Canada e Australia, entrambi paesi appartenenti all'OECD, con circa il 50% della produzione totale mondiale. La maggior parte degli altri paesi – Kazakistan, Namibia, Niger, Federazione Russa e Uzbekistan – rappresentano meno del 10% del totale.

Fig. 1.50 – Distribuzione globale delle risorse di uranio identificate al 2007

(fonte: NEA, Uranium 2007: Resources, production and demand)



Di uranio ce n'è, dunque, in abbondanza sulla terra [42], e il rafforzamento delle esplorazioni e l'apertura di nuove miniere lo renderà tale anche per l'industria nucleare. Per il 2010 sono attese entrare in funzione nuove miniere in Australia, Canada, Kazakhstan, Brasile, India e altri paesi. Questo corrisponderà alla produzione di ulteriori 30.000 tU/anno con un incremento rispetto alla situazione attuale pari a circa il 60%. L'incremento di prezzo degli ultimi anni, con il picco di 130 US\$/kg U₃O₈ toccato a metà 2007, ha fornito un forte impulso al rilancio dell'industria uranifera dopo un lungo periodo di caduta dei prezzi e stasi dell'attività.

Gli eventuali rischi alla sicurezza degli approvvigionamenti potrebbero venire non dalla limitatezza delle risorse o dall'instabilità politica, ma dai possibili ritardi nel passare dalla scoperta dei giacimenti alla produzione, particolarmente se la domanda tornerà a crescere con rapidità. In merito alla crescita della domanda, il *Red Book* considera due proiezioni al 2030, alta e bassa. Entrambi gli scenari prospettano una crescita della potenza nucleare installata nel mondo: 20% in caso di crescita bassa e 43% in caso di alta. In termini di domanda di uranio questo equivale a 90.000-120.000 tU/anno al 2030. Secondo le previsioni OECD-IAEA questi livelli sono raggiungibili con i programmi che l'industria ha già iniziato e che porterà avanti nei prossimi anni.

1.6.3 La pratica corrente dello stoccaggio diretto e del riciclo del plutonio nei combustibili MOX

Come già accennato, le strade attualmente possibili per il combustibile esaurito scaricato dal reattore sono due:

- i* lo stoccaggio temporaneo seguito dal ritrattamento con separazione di U e Pu dai prodotti di fissione
- ii* lo stoccaggio temporaneo (interim) in attesa di quello definitivo in deposito geologico;

la seconda opzione è quella attualmente praticata da paesi come gli USA, ove la maggioranza del combustibile esaurito, opportunamente condizionato e incapsulato negli appositi contenitori (*dry storage casks*), è stoccato in superficie presso le stesse centrali, in attesa del trasporto al deposito geologico nazionale centralizzato di Yucca Mountain in Nevada, che si prevede possa entrare in esercizio entro il 2020. Il *dry storage* è una tecnologia sicura ed efficiente praticata a livello industriale e la durata dei contenitori (almeno 50 anni) è tale da non richiedere urgenza nel procedere allo smaltimento definitivo. Vale la pena ricordare al riguardo che le quantità in gioco del combustibile irraggiato, condizionato con la tecnologia *dry storage casks*, assommano a circa 100 m³/anno per una centrale da 1000 MW_e (20 di queste centrali nucleari nell'esercizio di 60 anni produrrebbero un volume di 120.000 m³ di *casks* che potrebbero stare su una superficie controllata di piazzali di

circa 6 ettari). In caso di necessità, il combustibile in *dry storage* può essere ricondizionato in nuovi casks, e continuare lo stoccaggio in superficie.

La prima opzione (stoccaggio temporaneo e successivo ritrattamento) è seguita soprattutto da Francia, Giappone, UK, Cina e Russia; anche Germania e Svizzera hanno fatto ritrattare parte del loro combustibile fino a tempi recenti.

Dal ritrattamento si estrae il plutonio che in parte viene riutilizzato per produrre combustibile fresco a base di ossidi misti di U e Pu, detto nel gergo MOX (Mixed-Oxides) [43].

La genesi del plutonio sta nel funzionamento del reattore stesso che usa combustibile a uranio arricchito. In tale combustibile si verifica la fissione dell'U-235, insieme alla formazione di nuovi nuclidi o isotopi più pesanti come effetto della cattura neutronica, principalmente da parte dell'U-238 (che ricordiamo essere il 96% della massa del combustibile) da cui viene prodotto il Pu-239 e, per cattura successiva, anche gli isotopi più pesanti del plutonio come il Pu-241 nonché altri transuranici detti anche attinidi minori (americio, curio, nettunio). Il Pu-239 e 241 sono fissili come l'U-235.

Normalmente il combustibile risiede in reattore circa tre anni e in questo modo circa la metà del Pu-239 generato viene "bruciato" man mano *in situ*, contribuendo per circa 1/3 all'energia totale prodotta dal reattore. Quanto più alto è il livello di burn-up raggiunto, tanto più bassa è la concentrazione di Pu fissile nel combustibile scaricato.

Tipicamente circa l'1% del combustibile esaurito è costituito da plutonio, di cui circa 2/3 è il fissile (circa 50% Pu-239 e 15% Pu-241). La quantità di plutonio contenuta in tutto il combustibile esaurito che ogni anno viene scaricato dai reattori commerciali in funzione nel mondo, assomma a circa 80 t. Nella tabella 1.17 è riportato l'inventario di materiali fissili separati.

Il combustibile MOX, ove la concentrazione di Pu è circa il 5% in peso, rappresenta il modo corrente per bruciare il Pu separato nei reattori commerciali, recuperandone il contenuto energetico. Il MOX copre attualmente circa il 2% della domanda di combustibile fresco, e il suo impiego si prevede possa aumentare al 5% nel 2010. Nella tabella 1.18 è riportata la capacità mondiale annuale di fabbricazione del MOX.

Tab. 1.17 – Inventario di materiali separati riciclabili
(fonte: NEA 2007)

	Quantità (tonnellate)	U naturale equivalente (tonnellate)
Plutonio dal combustibile ritrattato	320	60.000
Uranio dal combustibile ritrattato	45.000	50.000
Plutonio ex-militare	70	15.000
Uranio altamente arricchito, ex-militare	230	70.000

Tab. 1.18 – Capacità mondiale di fabbricazione di combustibile MOX per reattori LWR

(fonte: AREVA)

Anno:	2006	2008	2012
	tonnellate/anno		
Francia	145	195	195
Giappone	0	0	130
Regno Unito	40	40	40+
Totale per LWR	185	235	445

Il MOX è stato utilizzato per la prima volta nei reattori termici nel 1963, ma è divenuto commerciale soltanto negli anni 80. Circa 2.000 tonnellate di MOX sono state prodotte finora e caricate nei reattori di potenza.

I reattori che utilizzano il MOX sono attualmente circa 30, principalmente PWR europei (Francia), e impiegano circa 200 tonnellate di MOX/anno. I reattori attualmente licenziati a usare il MOX in Europa sono circa 40 (Francia, Belgio, Svizzera e Germania). Anche il Giappone ha in corso un programma importante di utilizzo del MOX, in 20 delle sue centrali nucleari per il 2010.

Nella maggior parte dei reattori che usano il MOX, il nocciolo è composto per 1/3 da questo, ma molti sono capaci di accettare fino a metà nocciolo, mentre alcuni reattori moderni come l'EPR e l'AP-1000 sono stati licenziati anche con un nocciolo 100% MOX.

L'utilizzo del MOX fino al 50% del nocciolo non comporta cambiamenti nelle caratteristiche operative del reattore, sebbene alcuni accorgimenti di progetto o adattamenti sono necessari, essenzialmente dovuti al maggior numero di barre di controllo richieste. Per cariche maggiori del 50% del nocciolo, sono necessari cambiamenti significativi e il reattore dev'essere progettato allo scopo.

Un vantaggio del MOX è che la concentrazione di fissile può essere facilmente aumentata aggiungendo più plutonio, mentre l'arricchimento dell'uranio a livelli più alti in U-235 è relativamente più costoso. In effetti, l'obiettivo di sfruttare maggiormente il combustibile raggiungendo livelli di burn-up più elevati - dai 33.000 MWd/t standard fino ad alcuni anni fa, a più di 50.000 MWd/t di oggi - rende l'uso del MOX più attraente. Considerazione, peraltro, non disgiunta dal prezzo dell'uranio, che quando è stato basso, come fino a due anni fa, non rendeva economico l'uso del MOX, favorito, oggi, dalla crescita del prezzo e dall'esigenza di ridurre i volumi di combustibile esaurito da gestire.

La pratica attuale è quella di non ritrattare il combustibile MOX scaricato dal reattore, ma disporlo in stoccaggio temporaneo, in attesa dell'avvento del ciclo chiuso dei reattori veloci di IV generazione.

Il MOX ha un ruolo importante anche per la distruzione del plutonio militare risultante dallo smantellamento delle armi nucleari (v. tabella 1.17), derivante dagli accordi USA-Russia degli anni 90. In base a tali accordi una parte importante delle 100 tPu (tra 1/3 e 2/3) dismesso sarà riciclato nei reattori commerciali americani e russi sotto forma di combustibile MOX. Per questo sono in corso di realizzazione due impianti di fabbricazione del MOX ove il plutonio *weapon-grade* altamente fissile, verrà degradato a *reactor-grade*: il primo in Russia (Tomsk, Siberia), capace di processare 2 tPu/anno, e l'altro in USA (Savannah River). I primi elementi MOX con Pu di provenienza militare, fabbricati nell'impianto Melox in Francia, sono già in prova in alcuni reattori USA.

1.6.4 Sostenibilità del ciclo nucleare: il ciclo chiuso dei reattori di IV generazione e il ciclo del torio

Uno dei quattro obiettivi stabiliti dalla Generation IV Roadmap [22], obiettivi fatti propri dall'iniziativa internazionale GNEP (Global Nuclear Energy Partnership) di cui si parlerà nel capitolo 2, è la "sostenibilità dell'energia nucleare", oltre all'accresciuta competitività economica, sicurezza e non proliferazione. L'obiettivo sostenibilità è focalizzato, in particolare, sulla gestione dei rifiuti radioattivi e l'uso delle risorse, e viene perseguito attraverso:

- l'estensione delle riserve di combustibile nei secoli a venire attraverso il riciclo del combustibile usato, al fine di recuperarne il contenuto energetico, e attraverso la conversione dell'U-238 in nuovo combustibile;
- il miglioramento dell'impatto ambientale mediante la sostituzione delle fonti inquinanti per l'energia e il trasporto, con energia elettrica e idrogeno prodotti dalla fonte nucleare;
- la diminuzione del numero e delle dimensioni dei depositi geologici comunque necessari, attraverso una sostanziale riduzione delle quantità dei rifiuti radioattivi prodotti dall'esercizio degli impianti nucleari e del loro calore di decadimento;
- la drastica semplificazione dell'analisi e della dimostrazione della gestione in sicurezza del deposito per tempi lunghi (oltre 1.000 anni), attraverso la riduzione della vita media e della tossicità dei residui radioattivi inviati al deposito per lo smaltimento geologico definitivo.

La chiusura del ciclo che caratterizza i sistemi di IV generazione prevede, come già più volte ricordato, il ritrattamento del combustibile esaurito proveniente dalle centrali nucleari, con la separazione dell'uranio, dei transuranici (plutonio e attinidi minori) e dei prodotti di fissione.

Nei sistemi di IV generazione, in questo coincidenti con le finalità della GNEP, gli elementi transuranici (a lunga vita media) sono rifabbricati in forma di

nuovo combustibile insieme all'uranio, e riciclati in reattori cosiddetti "bruciatori avanzati" (Advanced Burners). Questo permette di minimizzare il rischio a lungo termine dei rifiuti radioattivi, attraverso la trasmutazione dei radionuclidi a lunga vita media in prodotti di fissione a vita breve. Inoltre, viene ridotto, in parallelo, il rischio di proliferazione sia perché in tal modo il plutonio viene "bruciato", sia perché nel ciclo è previsto che esso non sia mai separato dagli attinidi minori che hanno la caratteristica di invalidarne le qualità di esplosivo nucleare.

Il torio, come l'uranio, può essere utilizzato come combustibile nucleare [44], [45], [46]. Per quanto non fissile di per sé, il torio, che ha numero di massa 232 (Th-232), assorbendo i neutroni termici nel nocciolo di un reattore, produce U-233, un isotopo dell'uranio molto fissile e stabile (non radioattivo). Si comporta insomma come l'U-238, ovvero è un atomo fertile. L'U-233, sotto certi aspetti, è un combustibile più vantaggioso rispetto all'U-235 e al Pu-239, poiché ha un'economia neutronica migliore (produce più neutroni per ogni neutrone assorbito).

Il ciclo del torio (detto anche uranio-torio) per partire richiede un "innesco" con altri materiali fissili (U-235 oppure Pu-239), ma è in grado di essere più efficiente rispetto al ciclo uranio-plutonio. Una volta avviato il ciclo, lo stesso si alimenta da sé in quanto, con la separazione dell'U-233 dal combustibile scaricato dal reattore, è possibile fabbricare nuovo combustibile usando lo stesso U-233 come fissile, da ricaricare in reattore. Il ciclo del torio può funzionare anche con il plutonio. Questo secondo tipo di ciclo del torio è oggetto di interesse peculiare in Russia ed è finalizzato, in primis, all'eliminazione del plutonio militare. In particolare il combustibile a base di torio-plutonio ammetterebbe una carica maggiore di plutonio nel singolo elemento combustibile rispetto ai MOX a U-Pu, fino a tre volte in più, permettendo così di accelerare il programma di *disposition* del plutonio *weapon-grade* di origine militare. Il combustibile esaurito, in termini di volume, sarebbe la metà rispetto al MOX a parità di plutonio trattato, oltre a essere più resistente al tentativo di diversione del plutonio residuo. L'istituto di ricerca russo Kurchatov di Mosca, insieme alla società americana Thorium Power, sta sviluppando un programma sul combustibile a base di torio, che vede coinvolto anche il DOE americano, per i reattori commerciali VVER-1000 russi.

Le risorse totali di torio, riportate nel "Red Book" già citato, ammontano a circa 4,5 milioni di tonnellate (riserve e risorse aggiuntive). La distribuzione delle risorse (convenzionali) di torio nei vari paesi (ad un costo ≤ 80 US\$/kgTh) e l'effetto del progresso delle tecnologie sulle risorse naturali di combustibile nucleare disponibili sono riportati, rispettivamente, nelle tabelle 1.19 e 1.20. Le considerazioni sopra citate portano a ritenere che l'energia nucleare ha sostanzialmente tutte le caratteristiche per non poter essere considerata una fonte energetica a risorse limitate.

Tab. 1.19 – Risorse mondiali di torio stimate convenzionali (< 80 US\$/kgTh)
(fonte: Geoscience Australia 2006 e OECD/NEA Red Book retrospective, 2006)

Paese	Tonnellate	% delle risorse
Australia	452.000	18
USA	400.000	16
Turchia	344.000	14
India	319.000	13
Venezuela	300.000	12
Brasile	221.000	9
Norvegia	132.000	5
Egitto	100.000	4
Russia	75.000	3
Groenlandia	54.000	2
Canada	44.000	2
Sud Africa	18.000	1
Altri paesi	33.000	1
Totale nel mondo	2.492.000	100

Tab. 1.20 – Effetto del progresso tecnologico sulla disponibilità delle risorse

Reactor/fuel cycle	Years of electricity production	
	Conventional uranium & thorium resources only	Total uranium & thorium resources
Current fuel cycle (LWR, once-through)	326	8 350
Recycling fuel cycle (plutonium only, one recycle)	366	9 410
Light water and fast reactor mixed with recycling	488	12 500
Pure fast reactor fuel cycle with recycling	10 000	250 000
Advanced thorium/uranium fuel cycle with recycling	17 000	35 500

1. Assumes 1999 world electricity generation from *Key World Energy Statistics* (Paris: IEA, 2001).

Source: "Nuclear Fuel Resources: Enough to Last?", *NEA News*, No. 20.2 (2002).

1.7 Controllo della proliferazione nucleare

Il problema della proliferazione delle armi nucleari è stato all'attenzione del mondo politico internazionale fin dagli albori delle applicazioni dell'energia nucleare agli usi civili. Il Trattato di Non Proliferazione (TNP)³, al quale aderiscono attualmente 188 paesi, è stato lo strumento fondamentale per disciplinare questa complessa materia. Esso stabilisce un quadro di riferimento per regolare il commercio internazionale di materiali, tecnologie, impianti destinati alle applicazioni pacifiche dell'energia nucleare, e per assicurare controlli e salvaguardie atti a evitare la proliferazione nucleare "orizzontale", ossia l'aumento del numero di Paesi dotati di capacità nucleari militari.

Il TNP riconosce l'esistenza dei cinque paesi (Stati Uniti, Unione Sovietica – oggi Russia, Regno Unito, Francia e Cina) che alla sua entrata in vigore avevano già acquisito una capacità nucleare militare, i cosiddetti Nuclear Weapon States (NWS) e chiede loro di impegnarsi in negoziati per porre fine, appena possibile, alla corsa agli armamenti nucleari (la cosiddetta proliferazione "verticale") e per ridurre gli arsenali esistenti, con l'obiettivo del disarmo nucleare totale. A tutti gli altri paesi membri, i Non Nuclear Weapon States (NNWS), inclusi quelli in via di sviluppo, il Trattato offre la cooperazione tecnologica dei paesi avanzati per favorire le applicazioni pacifiche del nucleare, a fronte dell'impegno a non perseguire lo sviluppo dell'energia nucleare a fini militari. A tal fine essi sono obbligati a stipulare appositi accordi di salvaguardia con l'Agenzia atomica dell'ONU, IAEA, che quindi svolge il ruolo di controllore degli impegni sottoscritti.

Finora, si può affermare che il Trattato abbia raggiunto il suo scopo e i paesi dotati di armamento nucleare non sono cresciuti di numero rispetto agli originari cinque. Infatti, l'India e il Pakistan sono dotati di armamento nucleare, però non fanno parte del TNP e la Corea del Nord ha compiuto il primo esperimento nucleare solo dopo tre anni dal suo ritiro dal Trattato. Tuttavia, con l'espandersi del numero e della dimensione dei programmi nucleari civili nei paesi che già sfruttano questa fonte di energia (attualmente sono trenta, la maggior parte appartenenti all'area OCSE) e con l'interesse manifestato per il nucleare civile da nuovi paesi, prevalentemente in via di sviluppo, il rischio della proliferazione orizzontale sembra destinata a crescere. In particolare, la disseminazione delle tecnologie più "sensibili", essenzialmente quelle legate alla fabbricazione del combustibile nuovo e al ritrattamento di quello esaurito, potrebbero essere il "tallone di Achille" del regime di non proliferazione nucleare: i recenti casi dell'Iran e della Corea del Nord ne sono la riprova.

Le misure che si stanno prendendo in considerazione sono riferibili,

³ Il TNP è entrato in vigore il 5 marzo 1970, dopo essere stato aperto alla firma il 1 luglio 1968.

essenzialmente, ai seguenti obiettivi, fra loro complementari e sinergici:

- Potenziare i controlli internazionali dell'IAEA attraverso l'adozione obbligatoria e non più solo volontaria, come avviene oggi, del "Protocollo Aggiuntivo" (Additional Protocol)⁴, a integrazione dei vigenti "Accordi di Salvaguardia".
- Rendere più efficaci e trasparenti i controlli sulle esportazioni di materiali, tecnologie e impianti, con una più estesa partecipazione di tutti i paesi interessati alla loro definizione e attuazione.
- Potenziare programmi e misure per la protezione del materiale e tecnologia nucleare. Questa esigenza si è resa più marcata in seguito all'aggravarsi del rischio di terrorismo nucleare. La Convenzione sulla Protezione Fisica dei Materiali e degli Impianti Nucleari e il successivo emendamento vanno in questa direzione⁵. Va notato che recentemente, si è cominciato a utilizzare un approccio più ampio alla protezione fisica, considerandola congiuntamente alla resistenza alla proliferazione (vedi successivo paragrafo 1.7.2).
- Porre un freno alla diffusione, in un numero sempre più ampio di paesi, delle tecnologie "sensibili" del ciclo del combustibile nucleare attraverso meccanismi multilaterali che ne favoriscano la concentrazione in contesti più "affidabili". Alcune delle proposte presentate negli ultimi due anni sono descritte nel successivo paragrafo 1.7.1.
- Sviluppare la tecnologia di cicli del combustibile caratterizzata da un'elevata resistenza alla proliferazione nucleare. Il paragrafo 1.7.2 descrive le due iniziative internazionali all'interno delle quali si stanno sviluppando metodologie per aiutare gli organi decisionali a scegliere tra possibili opzioni e i progettisti a sviluppare soluzioni più "robuste" per i futuri sistemi energetici. L'impatto dei nuovi sistemi energetici sulle misure di salvaguardia è brevemente trattato nel paragrafo 1.7.3.

Parlare di non proliferazione porta inevitabilmente a parlare dei diritti e doveri dei firmatari del TNP. È infatti molto difficile aspettarsi che tutti i paesi possano accettare sul piano di principio qualsivoglia limitazione allo sviluppo, alla libera circolazione e diffusione delle tecnologie nucleari come invece viene garantito dall'art. IV del TNP. Tanto più che la distanza tecnologica che separa i paesi detentori delle tecnologie del ciclo del combustibile dai paesi utilizzatori è ancora elevata e il clima di sospetto reciproco si è ancor più accentuato dopo il fallimento della Conferenza di Riesame del TNP del 2005. Nuovo slancio e vigore al TNP e al regime di non proliferazione può solo

⁴ Il "Protocollo Aggiuntivo" stabilisce nuove modalità di intervento per i controlli dell'IAEA che li rendono più penetranti ed affidabili delle preesistenti "Comprehensive Safeguards" attualmente previste dagli Accordi di Salvaguardia del TNP. Il Protocollo Aggiuntivo è stato firmato da 116 paesi ed è in vigore in 85, fra i quali l'Italia e la Commissione Europea.

⁵ La Convenzione conta 130 stati, di cui 45 hanno ratificato. L'emendamento è stato accettato da 13 paesi.

venire da un programma di rilancio per il disarmo nucleare, come esplicitamente richiesto dall'art. VI. L'entrata in vigore poi del CTBT (Comprehensive Test Ban Treaty), dopo più di dieci anni dall'apertura alla firma e i significativi progressi raggiunti nei negoziati di Ginevra sul FMCT (Fissile Material Cut-off Treaty), potrebbero rendere più efficace ed effettivo un controllo qualitativo e quantitativo sullo sviluppo di armi nucleari. Senza queste condizioni al contorno, le nuove proposte per la gestione in "sicurezza" del ciclo del combustibile nucleare potrebbero incontrare forti ostacoli, almeno nel breve termine.

1.7.1 Controllo della diffusione di tecnologie sensibili tramite approcci multilaterali

Le varie proposte traggono origine, sostanzialmente, dagli studi condotti in ambito IAEA fin dagli anni 70 sulla problematica dei Multilateral Nuclear Approaches (MNA) per la gestione del ciclo del combustibile nucleare. Studi poi ripresi da un gruppo internazionale di esperti, costituito dal Direttore Generale dell'Agenzia, i cui lavori si sono conclusi nel 2005 [47]. Nel settembre 2006, la IAEA ha organizzato un Convegno internazionale, ai margini della 50^a Sessione della sua Conferenza Generale, denominato "New Framework for the Utilization of Nuclear Energy in the 21st Century: Assurance of Supply and Non-Proliferation". Infine, nel luglio 2007 ha emesso il rapporto [48] che presenta, sulla base delle proposte elaborate negli ultimi due anni, varie opzioni per assicurare, sul piano del diritto internazionale, la continuità delle forniture del combustibile, pur minimizzando i rischi di proliferazione nucleare.

Le opzioni, alcune delle quali sono presentate di seguito, prevedono una serie di possibili schemi multilaterali, in ordine crescente di complessità e di coinvolgimento da parte dei paesi partecipanti, che vanno da semplici meccanismi atti ad assicurare la continuità delle forniture (assurance of supply) del combustibile nucleare ai paesi che non hanno una capacità autonoma di produzione, fino alla costituzione di centri operanti su scala multinazionale (in particolare a livello regionale) per la fornitura dei servizi del ciclo del combustibile quali l'arricchimento dell'uranio, il ritrattamento del combustibile irraggiato e lo smaltimento dei rifiuti radioattivi. Alcune proposte suggeriscono la creazione di una "banca (reale o virtuale) del combustibile nucleare", sotto gli auspici della IAEA e della quale la stessa è garante, da usare in situazioni di emergenza e su base non discriminatoria.

Il Dr. ElBaradei, Direttore Generale dell'IAEA, ha anche recentemente sottolineato come tutte le opzioni puntino verso lo sviluppo di un nuovo quadro multilaterale per il ciclo del combustibile nucleare e che la strada da percorrere è quella delle assicurazioni multiple. Tuttavia, essendo su base

volontaria, tale quadro non lederebbe il diritto di ogni stato di essere libero di esercitare le proprie opzioni (inalienable right) per il ciclo del combustibile nucleare, sancito dall'Art.IV del TNP.

La proposta degli Stati Uniti: GNEP

La più nota e complessa delle proposte è la Global Nuclear Energy Partnership (GNEP), proposta dagli Stati Uniti e descritta dettagliatamente nel Capitolo 2. L'obiettivo principale della GNEP consiste nella creazione di un nuovo regime internazionale per la gestione del ciclo del combustibile nucleare in cui siano presenti i paesi detentori delle tecnologie sensibili del ciclo (suppliers) e i paesi che rinunciano volontariamente ad acquisire tali tecnologie, a fronte dei benefici ottenuti dalla collaborazione con i primi. Il gruppo dei paesi detentori (Fuel Supplier Nations) si impegna a fornire ai paesi del secondo gruppo (User Nations) il combustibile nucleare di cui essi hanno bisogno per alimentare i loro impianti e a ritirarlo dopo che è stato usato

Per la sua piena attuazione, lo schema proposto dalla GNEP richiede lo sviluppo, da parte dei paesi del primo gruppo, di tecnologie avanzate per la gestione del combustibile irraggiato, con caratteristiche non proliferanti e, soprattutto, che consentano di ridurre drasticamente la quantità di rifiuti di "terza categoria" da avviare allo smaltimento geologico.

Le tecnologie avanzate considerate dalla GNEP riguardano nuovi processi per il ritrattamento del combustibile irraggiato, che consentano la separazione di tutti gli elementi transuranici in esso contenuti, e non, come avviene con i processi di separazione oggi in uso, del solo plutonio. Gli elementi transuranici, compreso il plutonio, sarebbero poi bruciati in un apposito reattore nucleare a neutroni veloci, l'Advanced Burner Reactor (ABR), anche questo da sviluppare. I vantaggi dal punto di vista della non proliferazione stanno principalmente nel fatto che il plutonio non esiste in forma separata in nessuna parte del ciclo e quindi non risulta facilmente utilizzabile a fini militari.

Fra i programmi dell'iniziativa americana, vi è anche lo sviluppo di nuovi reattori nucleari di piccola taglia (fra 50 e 350 Megawatt elettrici, MW_e), tipo il reattore IRIS più volte menzionato in questo rapporto, per i paesi in via di sviluppo. Questi reattori dovrebbero essere progettati per funzionare con una sola carica di combustibile durante l'intera vita dell'impianto, semplificandone notevolmente la gestione e rendendo i nuovi sistemi più resistenti alla proliferazione nucleare.

La GNEP, infine, intende perseguire lo sviluppo, in collaborazione con l'IAEA, di nuove tecnologie per il rafforzamento dei sistemi di salvaguardia contro la proliferazione (paragrafo 1.7.3). Ciò varrà in special modo per i nuovi impianti previsti dall'iniziativa, che saranno dotati di particolari sistemi di controllo e monitoraggio facenti parte integrante del progetto: con questi dispositivi ogni sottrazione di materiali nucleari, o modifica dei sistemi esistenti, sarà

tempestivamente rilevata.

Tutti i programmi della GNEP vengono svolti sotto il controllo dell'IAEA e non vi è alcuna promiscuità (e neppure contiguità) con eventuali programmi militari condotti dai paesi del primo gruppo.

La proposta della Russia: l'International Uranium Enrichment Center

La proposta russa è stata avanzata dal presidente Putin nel contesto dei lavori del G8, di cui la Russia ha detenuto la presidenza nel 2006. Partendo dagli sforzi russi per tenere sotto controllo la crisi iraniana e assumendo a riferimento uno degli schemi suggerito dal gruppo di esperti dell'IAEA, la Russia ha proposto la creazione di una rete di centri internazionali per la fornitura dei servizi del ciclo, sotto il controllo IAEA, facenti capo a paesi che già detengono il know-how delle relative tecnologie "sensibili" e aperti all'accesso di paesi interessati alle forniture che non intendano perseguire lo sviluppo e l'uso di tali tecnologie.

Come primo passo concreto in questa direzione, la Russia ha creato un centro internazionale per l'arricchimento dell'uranio, l'International Uranium Enrichment Center (IUEC), presso l'Angarsk Electrolysis Chemical Combine, situato in prossimità della città di Angarsk nella Siberia orientale. Il 5 settembre 2007 si è realizzata la prima impresa multilaterale per il ciclo del combustibile, con una *joint venture* tra due dei maggiori fornitori di servizi del ciclo del combustibile nucleare, il russo Tekhnabeksport e il kazastano Kazatomprom. Tutte le attività si svolgeranno sotto i controlli di salvaguardia dell'IAEA e per l'Agenzia è prevista anche una funzione di osservatore nella società di gestione.

La proposta congiunta di Francia, Germania, Paesi Bassi, Regno Unito, Russia e Stati Uniti

Con questa iniziativa, denominata "Concept for a Multilateral Mechanism for Reliable Access to Nuclear Fuel" i sei paesi propongono l'istituzione di un meccanismo di soccorso (back-up mechanism). Il meccanismo interverrebbe solamente quando un contratto in essere viene interrotto per ragioni essenzialmente di natura politica, che non attengono, pertanto, a problemi di tipo commerciale o tecnico. Insieme ad altre condizioni, per poter accedere a questo meccanismo il destinatario dei servizi deve avere rinunciato a dotarsi di una capacità autonoma di intervento nei settori "sensibili" del ciclo, decidendo di astenersi da ogni attività a questi riferibile sia di R&S, sia di costruzione ed esercizio di impianti.

Con il meccanismo proposto, la continuità delle forniture sarebbe assicurata (assurance of supply) dall'intervento di operatori alternativi subentranti al fornitore iniziale, opportunamente selezionati, i cui paesi di appartenenza si adopererebbero, assieme all'IAEA, a facilitare il raggiungimento di soluzioni accettabili e funzionali. Il meccanismo di soccorso potrebbe essere

ulteriormente rafforzato con la creazione di riserve, "banche" di combustibile arricchito, alle quali fare ricorso con l'autorizzazione dell'IAEA nei casi in cui i tempi per il ripristino della fornitura si prolungassero eccessivamente.

L'IAEA agirebbe da garante degli interventi e ad essa spetterebbe il compito di decidere se il paese che ricorre al meccanismo di soccorso ha "le carte in regola" per poterne beneficiare. A questo fine è richiesto che il paese, oltre alla rinuncia ad acquisire le tecnologie "sensibili" del ciclo, abbia sottoscritto con l'Agenzia un "Accordo di Salvaguardia" integrato dal "Protocollo Aggiuntivo"; operi in conformità con gli standard nucleari internazionalmente riconosciuti e, infine, aderisca alla Convenzione sulla Protezione Fisica dei Materiali e degli Impianti Nucleari.

La proposta della Germania

Nell'aprile 2007 la Germania ha presentato una sua proposta sulla multilateralizzazione del ciclo del combustibile nucleare di un impianto di arricchimento, sotto la sola supervisione dell'IAEA per il controllo delle esportazioni.

La proposta si basa sulla possibilità che un paese ospite ceda diritti di proprietà e di gestione alla IAEA su un'area del suo territorio. La IAEA avrà il diritto di costruire, operare e monitorare un impianto di arricchimento dell'uranio (low-enriched uranium - LEU) e di controllare le esportazioni. Tali impianti non sarebbero sovvenzionati dall'IAEA e sarebbero operati e gestiti con criteri puramente commerciali, in modo da non distorcere il libero mercato dei servizi per l'arricchimento dell'uranio. I criteri per le esportazioni sarebbero dettati dal Board of Governors dell'IAEA.

1.7.2 Resistenza alla proliferazione nucleare

Considerazioni e valutazioni sulla resistenza alla proliferazione di vari cicli del combustibile risalgono agli anni 70 con INFCE (International Nuclear Fuel Cycle Examination)⁶. Il risultato di questi primi studi fu che le misure tecniche risultavano efficaci contro il rischio di furto mentre avevano un'influenza limitata sulla riduzione del rischio di proliferazione, per il quale contavano di più misure di salvaguardia e istituzionali.

Studi sulla resistenza alla proliferazione sono continuati, ma è solo dalla fine degli anni 90 che hanno avuto una nuova enfasi, in particolare in relazione agli studi sulla disposizione del plutonio in eccesso e alla cooperazione con la Russia in campo di non proliferazione. Ad esempio, la TOPS (Technical Opportunities to Increase the Proliferation Resistance of Global Civilian Nuclear Power Systems) task force del NERAC (Nuclear Energy Research

⁶ La conferenza è iniziata nel 1977. Il *Summary Volume* è del 1980

Advisory Committee) ha esplorato la possibilità di aumentare la resistenza alla proliferazione con mezzi tecnici. Il "Blue Ribbon Panel of the Advanced Fuel Cycle Initiative" ha concluso nel 2004 l'esame della resistenza alla proliferazione di alcuni cicli del combustibile con reattori ad acqua leggera.

Nel 2007 è stato presentato l'approccio francese SAPRA (Simplified Approach for Proliferation Resistance Assessment of Nuclear Systems) che si basa sull'approccio TOPS, con la differenza che SAPRA considera l'intero percorso che porta dall'acquisizione del materiale nucleare alla fabbricazione di un ordigno.

Le due iniziative internazionali attualmente in corso sono l'International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO) nato in ambito IAEA e il Proliferation Resistance & Physical Protection (PR&PP) Working Group (WG) creato all'interno del Generation IV International Forum (GIF) (v. capitolo 2).

Una delle difficoltà incontrate nella valutazione della resistenza alla proliferazione è sempre stata la mancanza di una definizione di "resistenza alla proliferazione". Con l'obiettivo di trovare un punto di partenza comune sia per INPRO che per il PR&PP WG, la IAEA ha pubblicato nel 2002 il rapporto [49].

La "Resistenza alla Proliferazione" (PR) è definita come quella caratteristica di un sistema di energia nucleare che impedisce la diversione o produzione non dichiarata di materiale nucleare, o l'uso improprio della tecnologia, da parte di stati intenzionati ad acquisire armi nucleari o altri dispositivi esplosivi nucleari.

Le caratteristiche intrinseche di resistenza alla proliferazione sono quelle che derivano dal progetto tecnico, ad esempio i sistemi nucleari nel cui ciclo del combustibile non vi è mai plutonio separato. Sono comprese anche le misure che facilitano l'esecuzione di misure estrinseche, ad esempio quelle che facilitano l'applicazione delle verifiche di salvaguardia.

Le misure estrinseche di resistenza alla proliferazione sono quelle misure che derivano dalle decisioni degli Stati e fatte relativamente ai sistemi nucleari di energia, ad esempio, l'accettazione del "Protocollo Aggiuntivo" e l'adozione di misure di controllo per il materiale nucleare.

A queste definizioni concordate al meeting di Como, si è aggiunta successivamente quella di "Protezione Fisica" (PP) intesa come caratteristica che impedisce il furto di materiale utilizzabile in dispositivi esplosivi nucleari o dispositivi di dispersione di radiazione e il sabotaggio di impianti e trasporti da parte di entità sub-nazionali o altri avversari esterni allo Stato.

Queste definizioni sono necessarie per giungere alla quantificazione della resistenza alla proliferazione in base ad una metodologia e criteri accettati formalmente da tutta la comunità, a livello nazionale e internazionale. Su queste poggiano le metodologie sviluppate nell'ambito di INPRO e del PR&PP WG di GIF.

INPRO: resistenza alla proliferazione e protezione fisica

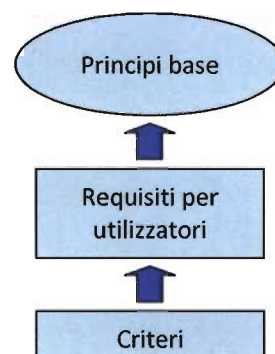
INPRO è un'iniziativa IAEA del 2001 nata per sviluppare una metodologia che valutasse olisticamente i sistemi nucleari innovativi. La resistenza alla proliferazione e protezione fisica fanno parte della valutazione.

Questa metodologia considera le condizioni specifiche di un Paese e ha come focus il possibile contributo di un sistema nucleare innovativo per la produzione di energia ad un potenziale programma nucleare militare di quel Paese.

La metodologia INPRO si basa su una struttura gerarchica *top-down* composta da principi base, requisiti per gli utilizzatori e criteri (v. figura 1.51) che devono essere soddisfatti dai sistemi nucleari innovativi. I criteri comprendono indicatori, parametri di valutazione e limiti di accettabilità che sono utilizzati durante la valutazione per decidere se un criterio è stato soddisfatto o meno.

La valutazione, *bottom-up*, consiste nel confronto di indicatori e relativi limiti di accettabilità e nella capacità di un sistema di soddisfare criteri e requisiti. Questo approccio permette l'identificazione delle aree più vulnerabili e fornisce indicazioni ai progettisti su come migliorare la resistenza alla proliferazione del sistema.

Fig. 1.51 – Struttura gerarchica della metodologia INPRO

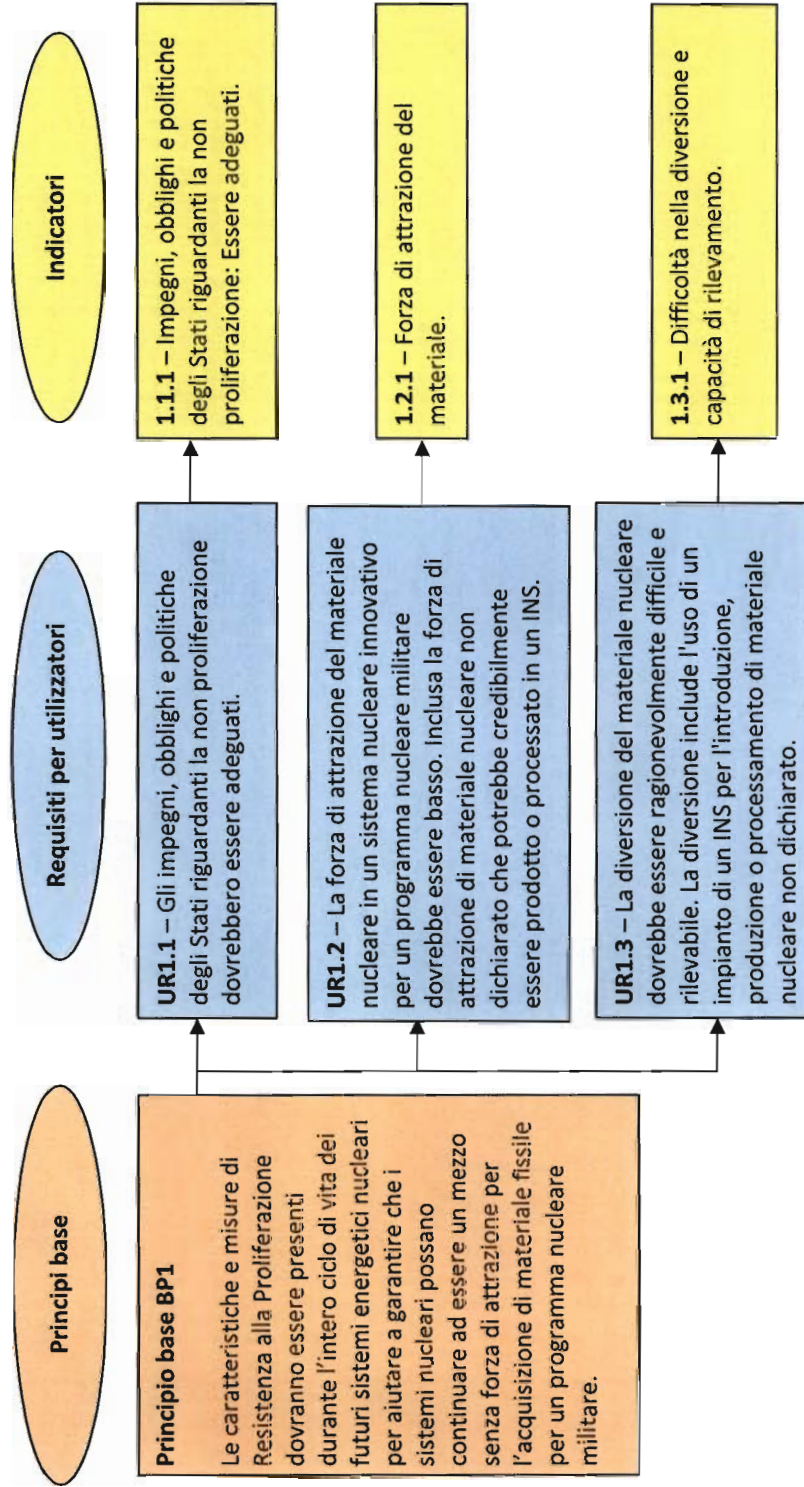


Questo approccio metodologico è comune a tutte le aree parte della valutazione INPRO. Per quanto attiene alla resistenza alla proliferazione, sono stati definiti due principi base (PB1 e PB2), cinque requisiti (UR1.1-3 e UR2.1-2) e sette indicatori.

La figura 1.52 mostra, in termini generali, la relazione tra principi base, criteri e indicatori.

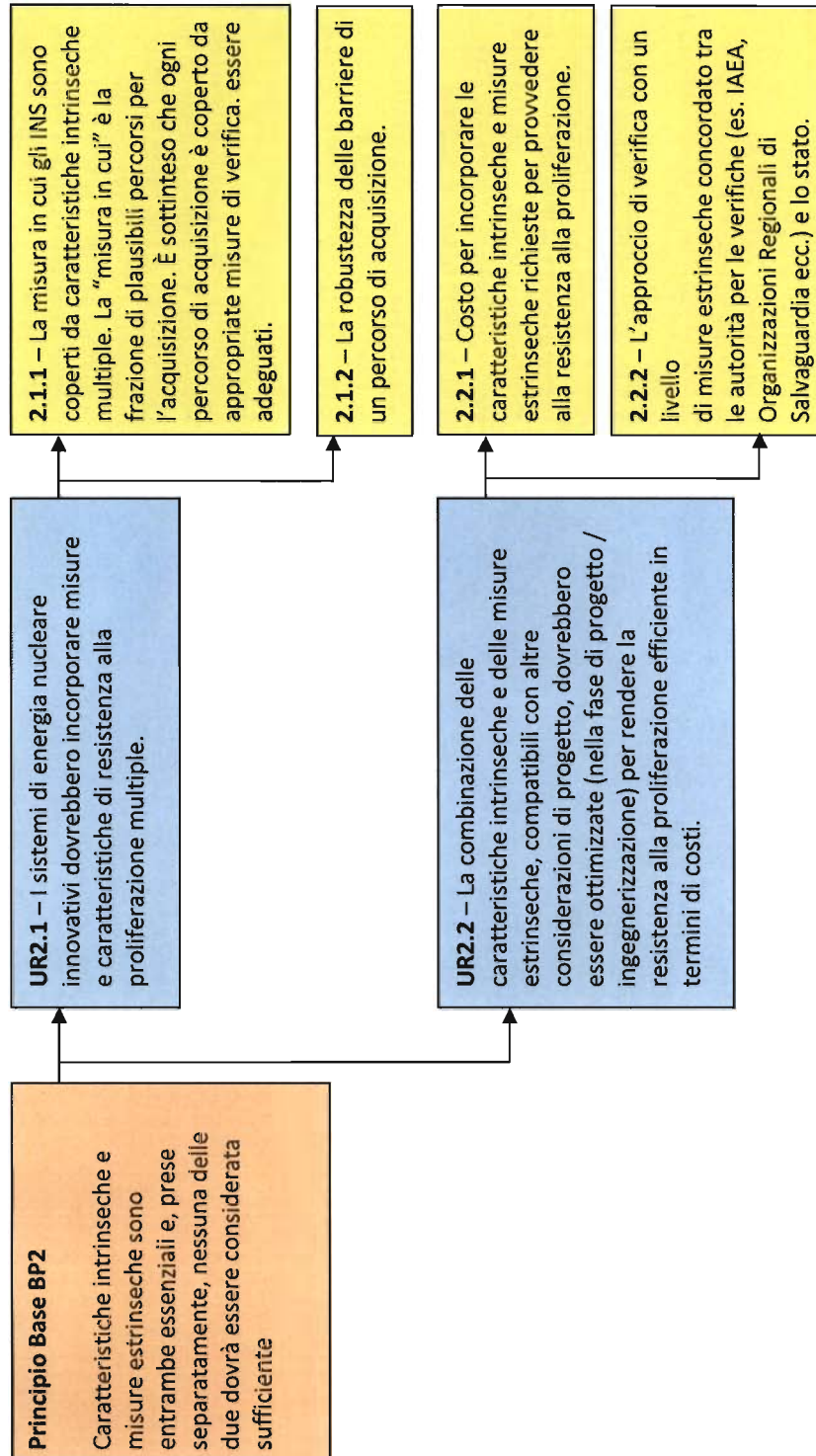
Per la valutazione vera e propria è tuttavia necessaria una definizione quantitativa degli indicatori e dei parametri di valutazione, che può richiedere a sua volta un'ulteriore analisi.

Fig. 1.52 – Relazioni fra principi base, requisiti e indicatori della metodologia INPRO



continua alla pagina successiva

continua fig. 1.52



Generation IV International Forum: il PR&PP Working Group

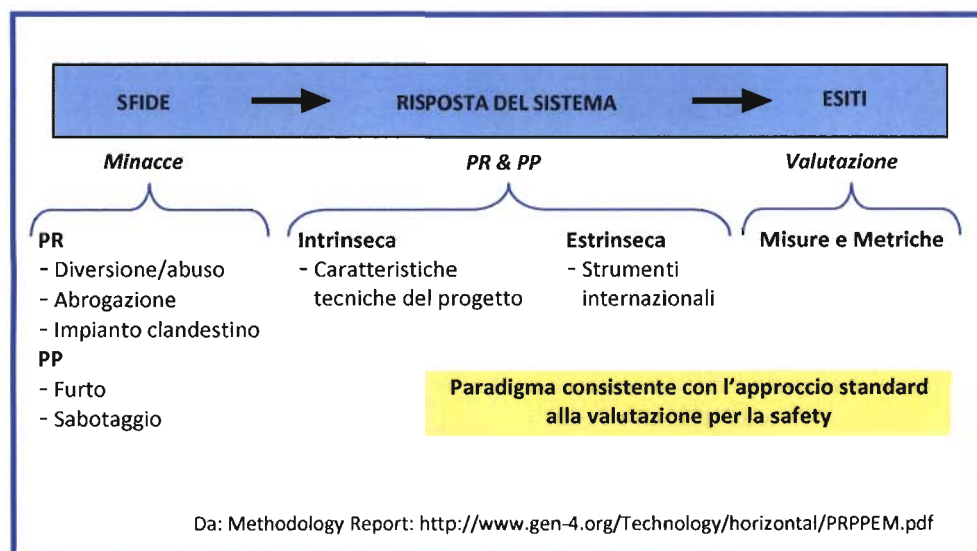
Il Proliferation Resistance & Physical Protection (PR&PP) WG è un gruppo di lavoro internazionale organizzato nel 2002 in ambito GIF seguendo la raccomandazione della "Generation IV Roadmap". La *roadmap* assegna formalmente come compito al PR&PP, uno dei quattro obiettivi tecnologici dei sistemi GenIV: « I reattori GenIV dovranno essere la via meno interessante e desiderabile ai fine della diversione o furto di materiali utilizzabili per ordigni nucleari e uso illecito della tecnologia, e dovranno presentare un'aumentata protezione contro atti di terrorismo.»

Il GIF ha dato mandato al PR&PP WG di sviluppare una metodologia per la valutazione di sistemi innovativi GenIV in termini di resistenza alla proliferazione (PR) e protezione fisica (PP). Lo scopo è di sviluppare misure per definire separatamente PR e PP, pur mettendo a punto una metodologia che permetta la valutazione dei sistemi di GenIV alla luce di entrambi gli aspetti. Il gruppo ha pubblicato la metodologia in un rapporto uscito nel novembre 2006 [50].

La metodologia si basa su scenari, per cui per ogni ciclo del combustibile o parti di esso, viene definita una serie di rischi, si analizza la risposta agli attacchi e si valutano i risultati (v. figura 1.53).

Tra i passi principali della metodologia è la "risposta del sistema", che ha quattro fasi: l'identificazione degli elementi del sistema, l'identificazione dei target e loro caratterizzazione, l'identificazione dei percorsi e la stima delle misure (v. figura 1.54).

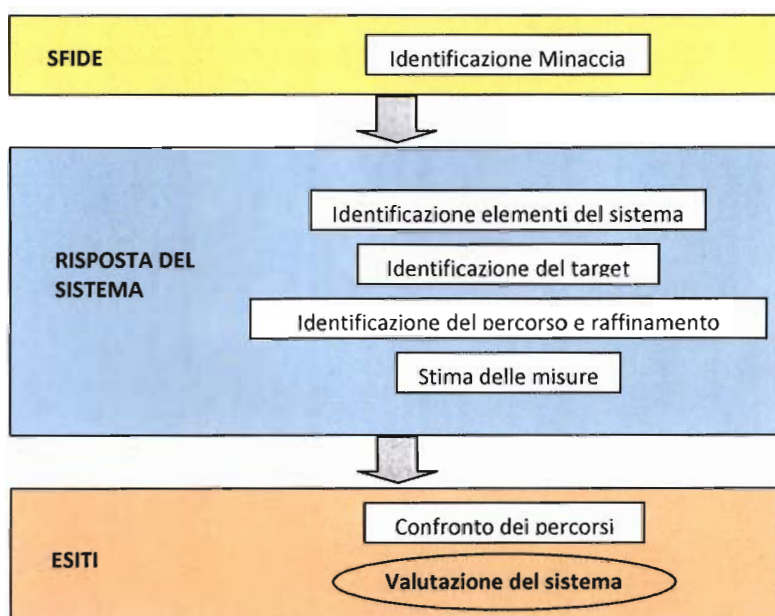
Fig. 1.53 – Paradigma di valutazione del PR&PP



La metodologia è stata testata su un caso studio basato su un ipotetico reattore veloce raffreddato a sodio, di taglia media, co-locato con alcuni impianti del ciclo del combustibile, tra cui un impianto di ritrattamento pirochimico. Il PR&PP WG sta continuando le valutazioni su un caso studio prendendo in considerazione diverse strategie di proliferazione e furto. Tra queste strategie vi è diversione di materiale dichiarato, abuso di impianti dichiarati, abrogazione e infine furto di materiale.

Le misure per valutare PR e PP di possibili percorsi sono sintetizzate in tabella 1.21.

Fig. 1.54 – Schema di applicazione della metodologia PR&PP



Tab. 1.21 – misure per valutare PR e PP di possibili percorsi

RESISTENZA ALLA PROLIFERAZIONE	
Caratteristiche Intrinseche	Caratteristiche Estrinseche
Difficoltà tecniche (DT)	Probabilità di rilevamento (DP)
Costo (PC)	Efficienza del sistema di rilevamento (DE)
Tempo (PT)	
Tipo di materiale fissile (MT)	
PROTEZIONE FISICA	
Probabilità di successo dell'avversario (PAS)	
Conseguenze (C)	
Risorse per la protezione fisica (PPR)	

La metodologia consente di effettuare una valutazione fin dalle prime fasi del progetto, diventando sempre più dettagliata man mano che il progetto evolve, con grande flessibilità. Applicando la metodologia fin dalle prime fasi del progetto è possibile identificare le sinergie e potenziali conflitti tra i requisiti per PR&PP e quelli per *safety* e affidabilità. Questo permette di identificare preventivamente eventuali azioni correttive, evitando interventi a impianto già costruito.

1.7.3 Cicli innovativi e salvaguardie – Safeguards by design

Alla luce del cosiddetto “rinascimento nucleare” e delle nuove proposte sul ciclo del combustibile, il legame tra resistenza alla proliferazione e salvaguardie è meno ovvio di quello che si potrebbe pensare. Infatti, resistenza alla proliferazione e salvaguardie non sempre vanno nella stessa direzione e può essere che programmi e misure studiate per aumentare la resistenza alla proliferazione del ciclo del combustibile, paradossalmente indeboliscano le verifiche di salvaguardia.

Ad esempio, in una iniziativa multilaterale come GNEP sono previsti impianti di fabbricazione, arricchimento e ritrattamento caratterizzati da grandi flussi di materiale che, se da un lato permettono un maggior controllo sulla diffusione delle tecnologie, dall'altro comportano serie difficoltà per i sistemi di contabilità della IAEA. Inoltre, essendo impianti industriali generalmente privati, può non essere facile imporre criteri di progetto che facilitino le salvaguardie, particolarmente se graveranno significativamente sui costi di operazione.

Il problema del corretto bilancio di materiale diventa rilevante in scenari in cui è ipotizzabile un forte movimento di grandi quantità di materiale tra un impianto e l'altro, probabilmente tra paesi diversi. Ad ogni passaggio è facile che gli errori di bilancio aumentino fino a diventare inaccettabili.

Un'altra difficoltà introdotta dai sistemi energetici innovativi è la presenza di attinidi minori che rendono il materiale più protetto in quanto poco decontaminato, ma sono ancora “sconosciuti”, in termini di tecnologia e strumentazione, nel mondo delle salvaguardie. Questa è un'area in cui la ricerca e sviluppo tecnologico è essenziale.

Per tenere conto degli elevati flussi in ingresso e uscita e del fatto che gli impianti saranno remotizzati per via dell'elevata attivazione del materiale in tutti gli stadi del ciclo, sembra inevitabile che le salvaguardie si fonderanno sempre di più sul controllo in quasi-tempo reale dei processi. La conseguenza è che la IAEA si troverebbe nella posizione di dover gestire, analizzare e interpretare grandi quantità di dati: cosa per la quale al momento non è attrezzata e che richiederebbe risorse ingenti.

In uno scenario di “rinascimento nucleare”, per garantire un aumentato controllo su materiale e tecnologie e allo stesso tempo ridurre le risorse per le salvaguardie internazionali vi sono essenzialmente due modi. Uno è di rendere le verifiche più efficienti e flessibili per essere in grado di adattarsi ai nuovi scenari: la ricerca e sviluppo per tecniche avanzate di salvaguardia è essenziale. L'altro è di agire sulla “salvaguardabilità” (safeguardability) dei futuri impianti, affrontando il progetto di un reattore e di tutte le altre fasi del ciclo del combustibile utilizzando l'approccio “safeguards by design”.

Tecniche avanzate per le salvaguardie

Durante il recente “JAEA-IAEA Workshop on Advanced Safeguards Technology for the Future Nuclear Fuel Cycle” si è discusso delle tecniche avanzate di salvaguardia più promettenti a breve e lungo termine. Le tecniche laser saranno probabilmente le tecniche chiave per le salvaguardie nel futuro, e già ora alcune di queste vengono usate e altre sono in fase di sperimentazione. La scoperta di attività non dichiarate è la sfida principale per le salvaguardie e quindi molta attenzione è dedicata a questo aspetto. Le tecniche e strumenti innovativi che sembrano più interessanti sono:

Per la parte di verifica:

- *Neutron imaging* per individuare la presenza di sovrapproduzione di LEU (low-enriched uranium), o un deficit, in impianti di arricchimento con centrifughe.
- *Tuneable diode laser spectroscopy* (TDLS) per monitorare il flusso di UF₆ in continua.
- Risonanza magnetica per monitorare in modo non intrusivo l'arricchimento e il flusso in un impianto di centrifughe a gas.
- *Antineutrino detection* per monitorare le condizioni operative del nocciolo di un reattore nucleare.

Per attività complementari e forensi:

- Spettrometria laser LIBS (Laser-Induced Breakdown Spectroscopy), per determinare natura e storia di composti e elementi tramite analisi sul sito, e LALIF (Laser Ablation/Laser-Induced Fluorescence) per una rapida analisi sul posto di possibili impianti di arricchimento o ritrattamento non dichiarati.
- *Optically stimulated luminescence* (OSL) per uso forense per determinare se un sito sospetto è stato utilizzato per tenere o manipolare materiale nucleare.
- *Solid state chemical sensors* per identificare composti chimici associati a processi del ciclo del combustibile.
- *Ground penetrating radar* (GPR) per verificare spostamenti sotterranei dichiarati di materiale sotto salvaguardia e scoprire attività sotterranee non dichiarate.

Per la scoperta di attività non dichiarate:

- Spettrometria laser mobile LIDAR (Light detection and ranging) per scoprire attività e impianti non dichiarati.
- Monitoraggio ambientale con campionamento e analisi di gas in atmosfera tramite strumentazione mobile: per scoprire attività e impianti non dichiarati.
- Scoperta e analisi di emissioni di energia: per scoprire attività e impianti non dichiarati.

Safeguards by design

Con “safeguards by design” si intende l’integrazione della resistenza alla proliferazione nel progetto di impianti nucleari. L’approccio di “safeguards by design” è inerentemente più efficiente rispetto all’introduzione di misure di salvaguardia su impianti già esistenti. Per poter applicare nella pratica questo concetto è necessaria un’interazione tra i progettisti e gli specialisti di non proliferazione prima che un impianto sia progettato, costruito e operato.

Le metodologie del PR&PP WG e di INPRO sono gli strumenti per arrivare a questo scopo. Tuttavia fino ad ora INPRO ha fornito solo una guida ad alto livello e la metodologia sviluppata fino ad ora non è così dettagliata da potersi tradurre in specifiche di progetto. La metodologia di valutazione del PR&PP è più focalizzata su questo aspetto e il caso studio attualmente analizzato dal PR&PP WG dovrebbe fornire informazioni significative ai progettisti dei sistemi innovativi GenIV.

Tuttavia sono già in corso i primi studi, ad esempio per il ritrattamento con recupero di attinidi che, in impianti centralizzati o regionali, sono una caratteristica dei futuri cicli di combustibile. Facendo riferimento all’esperienza nell’impianto giapponese di ritrattamento di Rokkasho e utilizzando un approccio “safeguards by design” sono stati avanzati suggerimenti preliminari per impianti che si basano sul processo acquoso avanzato, evoluzione del tradizionale PUREX, e sul processo piro-metallurgico.

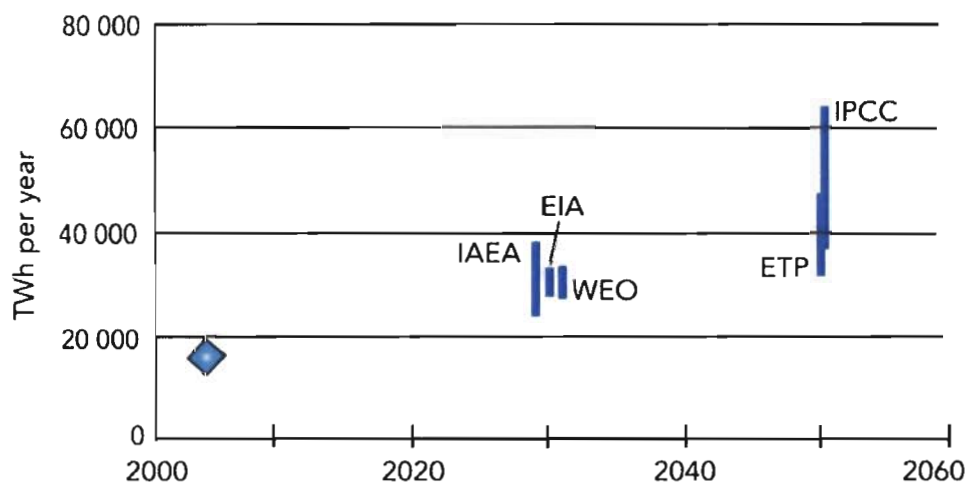
2. PROGRAMMI DI SVILUPPO DELL'ENERGIA NUCLEARE NEL MONDO E INIZIATIVE INTERNAZIONALI PER UN NUCLEARE DA FISSIONE "SOSTENIBILE"

2.1 Lo sviluppo atteso dell'energia nucleare nel mondo

La domanda energetica, e in particolare quella di energia elettrica, continua a essere in forte aumento, anche in prospettiva (v. figura 2.1), soprattutto a causa dell'elevata crescita economica di molti paesi emergenti (Cina e India in testa), sempre più avidi di energia, e alla contemporanea crescita demografica, valutata pari al 50% nei prossimi 50 anni, concentrata soprattutto nelle regioni in via di sviluppo.

Come già ricordato nel capitolo 1, con il raddoppio della domanda globale di elettricità al 2030, e con un costo di emissione di 50 US\$/tonnellata di CO₂, la quota di generazione elettronucleare è stimata dall'IPCC [7] in crescita dall'attuale 16% al 18% dell'aumentata domanda, ossia da 2.650 TWh/anno a circa 6.000 TWh/anno, il che equivarrebbe a più di un raddoppio della potenza nucleare attualmente installata. Similmente l'International Energy Agency nel suo "450 policy scenario"⁷, presentato nell'ultimo "World Energy Outlook" recentemente pubblicato [5], stabilisce che la capacità nucleare mondiale deve crescere almeno dell'80% rispetto all'attuale entro il 2030.

Fig. 2.1 – Previsto incremento della domanda mondiale di energia elettrica
(fonte: NEA, Nuclear Energy Outlook, 2008)

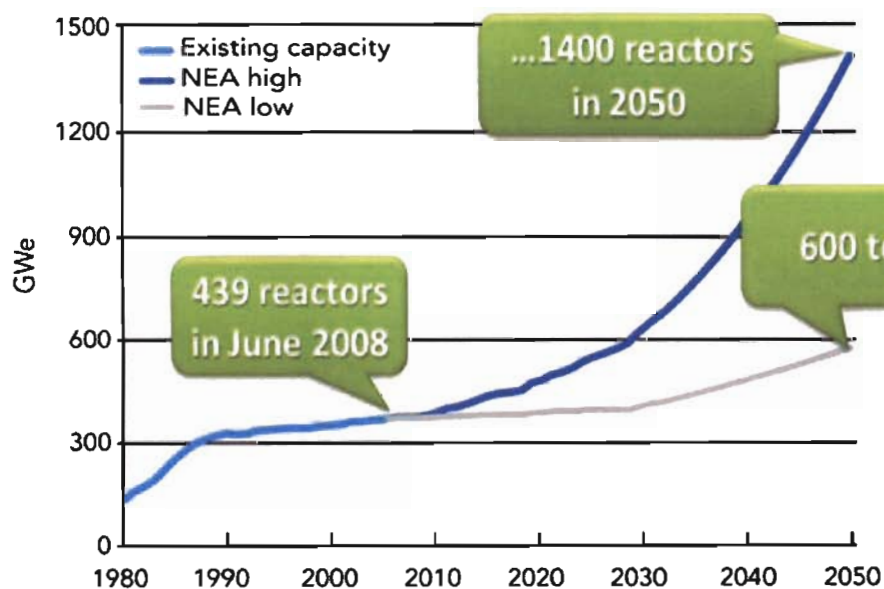


N.B.: le barre al 2030 e al 2050 sono state separate per facilità di lettura

⁷ 450 policy scenario: livello della CO₂ in atmosfera stabilizzato a 450 parti per milione, in modo da contenere l'aumento della temperatura globale a 2 °C

Infine, il recentissimo “Nuclear Energy Outlook” della Nuclear Energy Agency dell’OECD [2] prevede un aumento della capacità di produzione di energia elettrica da fonte nucleare di un fattore compreso tra 1,5 e 3,8, ovvero (v. figura 2.2): a fronte degli attuali 439 reattori nucleari in operazione, all’orizzonte del 2050 nello scenario “basso” sono previsti 600 reattori (600 GWe installati) mentre in quello “alto” 1.400 reattori (1.400 GWe installati). Questi numeri non devono stupire in quanto l’esperienza realizzativa pregressa dimostra che è possibile costruire centrali nucleari anche ad un ritmo adeguato a soddisfare le proiezioni dello scenario NEA “alto”, di qui fino al 2050. Le recenti stime basate sui dati geologici regionali, che valutano ad alcune centinaia di anni la disponibilità di uranio al fabbisogno corrente [39], dimostrano che anche le risorse naturali necessarie per alimentare una tale espansione sarebbero sufficienti, anche senza il ritrattamento (v. paragrafi seguenti), almeno fino al 2050. Un programma nucleare globale più ampio di quello attuale potrebbe essere alimentato per migliaia di anni con le sole risorse di uranio già ora disponibili; questo però richiederebbe la realizzazione di reattori veloci (autofertilizzanti) con ciclo chiuso del combustibile, una tecnologia che è già ben conosciuta e sperimentata a livello prototipale, ma che non è ancora stata portata allo stadio di produzione su scala commerciale (v. paragrafi seguenti).

Fig. 2.2 – Capacità nucleare globale secondo i due scenari “alto” e “basso” elaborati dalla OECD-NEA



I segni di questa vera e propria rinascita dell'energia nucleare da fissione sono già evidenti. Infatti, oltre alle innumerevoli richieste di prolungamento a 50-60 anni della vita degli impianti attualmente in esercizio, presentate alle varie autorità di sicurezza, vi sono attualmente 36 centrali nucleari in costruzione e centinaia pianificate soprattutto nei paesi asiatici (Cina, India, Corea, Giappone, ecc.) e nella Federazione Russa. Negli Stati Uniti un nuovo quadro di riferimento energetico in favore dell'energia nucleare ha già portato ad una ventina di richieste di "Combined Construction and Operating Licensing" di nuovi impianti e sono attesi a breve nuovi ordini. Le attuali strategie energetiche nazionali e le dichiarazioni di diversi governi lasciano intendere che i Paesi che avranno la maggior quantità di produzione elettronucleare nel 2020 saranno Stati Uniti, Francia, Giappone, Federazione Russa, Cina e Repubblica di Corea. La crescita più forte è attesa in Cina e negli Stati Uniti. In Europa sono in via di costruzione in Francia e in Finlandia due EPR di III generazione avanzata e otto nuovi impianti nucleari sono stati annunciati dalla Gran Bretagna.


Anche il governo italiano ha recentemente dichiarato la ferma volontà di riaprire l'opzione nucleare nel nostro Paese, con l'obiettivo di raggiungere la quota del 25% di elettricità prodotta per via nucleare all'orizzonte del 2030.

Un'ulteriore novità è rappresentata dallo spiccato interesse per l'energia nucleare da parte di vari Paesi in via di sviluppo (Vietnam, Marocco, Tunisia, Egitto, Algeria, ecc.).

Per quanto riguarda i trend tecnologici a medio-lungo termine, le iniziative internazionali più rilevanti indirizzate ad una nuovo nucleare da fissione sostenibile e competitivo sono:

- Generation IV International Forum (GIF, [51]), lanciato dal Department of Energy (DOE) americano nel 2000, a cui l'Italia partecipa tramite Euratom;
- International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO, [52]), promosso nel 2000 dall'International Atomic Energy Agency (IAEA). L'Italia è osservatore ed è in procinto di diventare membro effettivo;
- Global Nuclear Energy Partnership (GNEP, [53]), lanciata dal Governo americano nel 2006. Il governo italiano ha siglato il relativo "Statement of Principle" nel 2007;
- International Nuclear Fuel Cycle Centers [54], lanciato dal presidente russo Putin nel 2006, in parallelo all'iniziativa Americana GNEP;
- Specificamente in Europa: Sustainable Nuclear Energy Technology Platform (SNE-TP, [55]). Vari soggetti italiani, fra cui l'ENEA, vi partecipano attivamente.

Nei prossimi paragrafi verranno descritte le iniziative internazionali GIF, INPRO GNEP e INC, oltre a fornire informazioni riguardo il ruolo e le attività delle due principali agenzie internazionali nucleari, ovvero la Nuclear Energy Agency (NEA) dell'OECD e l'International Atomic Energy Agency (IAEA). Nel

 Centro Ricerche Bologna	Sigla di identificazione FPN-P9LU-021	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 139 233
--	---	------------------	----------------------	---------------------------

capitolo 3, interamente dedicato al caso Europa, verrà descritta la piattaforma tecnologica europea SNE-TP, oltre ai programmi di R&S dei vari Programmi Quadro Euratom.

Per ognuna delle iniziative internazionali ed europee, verrà fatto cenno all'attuale posizionamento italiano.

2.2 Generation IV International Forum (GIF)

I reattori di quarta generazione sono ancora allo stadio concettuale. Essi sono oggetto di una iniziativa avviata nel gennaio 2000, allorché dieci Paesi si sono uniti per formare il Generation IV International Forum (GIF, [51]) col fine di sviluppare i sistemi nucleari di futura generazione, cioè i sistemi che potranno divenire operativi fra 20 o 30 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 costituenti il GIF sono: Argentina, Brasile, Canada, 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. Nel corso del 2006 si sono avute intense trattative con Federazione Russa e Cina che, pertanto, sono entrate a far parte di GIF nel 2007. L'intenso programma nucleare, previsto in entrambi questi Paesi, sicuramente fornirà un ulteriore forte impulso all'iniziativa Generation IV.

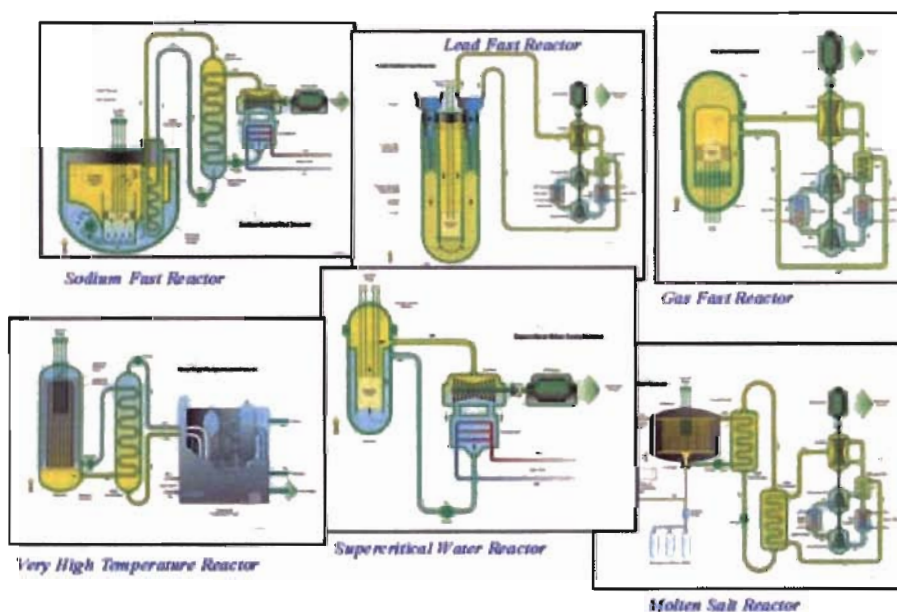
Oltre 100 esperti dei 10 Paesi aderenti a GIF hanno lavorato per due anni all'esame di un centinaio di alternative tecnologiche, e – con l'emissione nel dicembre 2002 di una "Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems" [22] – sono pervenuti a definire i sei concetti più promettenti per la IV Generazione di reattori nucleari, intorno a cui organizzare il successivo programma di ricerca e sviluppo.

I sei sistemi nucleari selezionati da GIF sono:

- 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;
- Lead-Cooled Fast Reactor (LFR) – reattori a spettro veloce, refrigerati a piombo o eutettico piombo-bismuto e con ciclo del combustibile chiuso, per una più efficiente conversione dell'uranio fertile e la gestione degli attinidi;
- Molten Salt Reactor (MSR) – reattori a fissione prodotta in una miscela circolante di sali fusi, con spettro epitermico e possibilità di gestione degli attinidi;
- 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;
- 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 a elio, con ciclo *once-through*. Questo reattore è ottimizzato per la produzione termochimica di idrogeno, oltre che di elettricità.

Fig. 2.3 – Schemi di principio dei sei sistemi nucleari di IV generazione

(fonte: sito web del Generation IV International Forum)



Ogni Paese partecipante a GIF si concentra, con proprie attività di R&S, su quei sistemi e su quelle linee di ricerca che rivestono il maggior interesse nazionale.

Nel febbraio 2005 cinque Paesi partecipanti al GIF, e cioè Stati Uniti, Canada, Francia, Giappone e Gran Bretagna, firmando un cosiddetto "Framework Agreement" hanno concordato un programma comune di ricerca e sviluppo sui sei progetti prescelti.

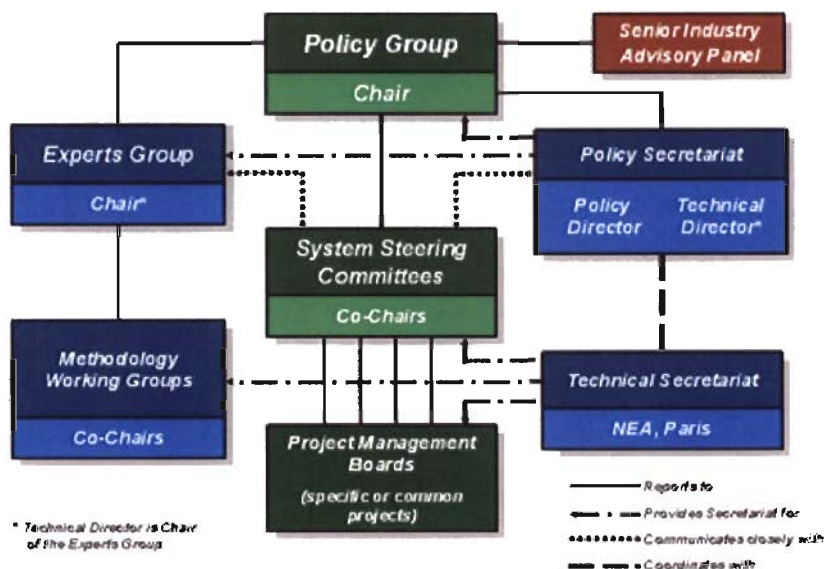
Anche l'Euratom ha successivamente siglato tale accordo, permettendo a tutti gli stati membri, fra cui l'Italia, di contribuire alla fase di R&S dei sei concetti di GENIV.

La struttura organizzativa di GIF è riportata in figura 2.4

L'Italia (ENEA, Ansaldo Nucleare, CESI Ricerca e Università), contribuendo in maniera significativa ad alcuni progetti del VI e VII Programmi Quadro Europei indirizzati allo sviluppo di reattori di IV generazione⁸, partecipa di fatto all'iniziativa Generation IV tramite l'Euratom.

Inoltre due italiani rappresentano l'Euratom rispettivamente nel "Provisional System Steering Committee" del Lead Fast Reactor (LFR) e nel Methodology Working Group PP&PR.

Fig. 2.4 – Struttura organizzativa del GIF
(fonte: sito web del Generation IV International Forum)



⁸ In particolare Ansaldo Nucleare è il coordinatore del progetto europeo denominato ELSY – European Lead-cooled System, che prevede lo sviluppo della progettazione concettuale e delle tecnologie associate del Lead Fast Reactor (LFR) di IV generazione.

2.3 International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycle (INPRO)

L'International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO, [52]) è iniziato nel 2001, basandosi su una risoluzione della Conferenza Generale dell'IAEA del 2000 ed è stato supportato negli anni successivi da Conferenze Generali IAEA e conseguenti Assemblee Generali delle Nazioni Unite.

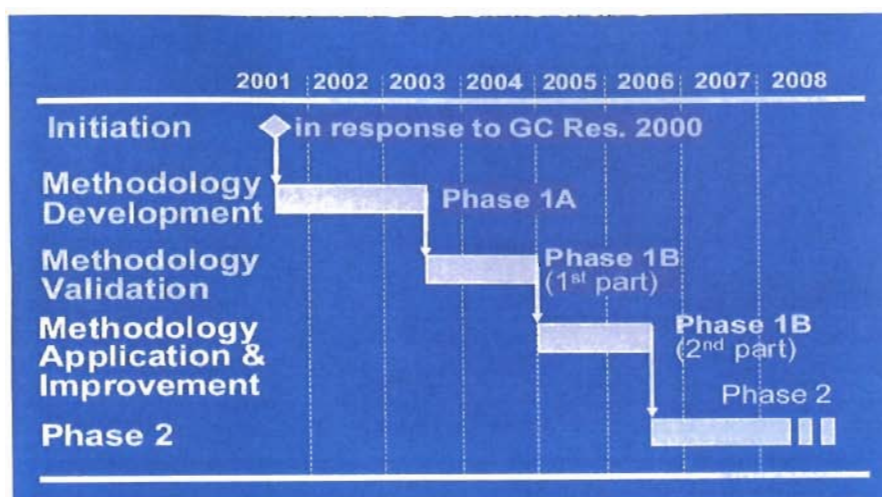
Essendo il XXI secolo il più competitivo e quello della massima espansione nell'uso dell'energia specie per i Paesi in via di sviluppo, INPRO si prefigge di essere un Forum Internazionale aperto per studiare l'opzione energetica nucleare, i requisiti associati e lo sviluppo della sua potenziale applicazione nei Paesi membri. INPRO inoltre rende disponibili adeguate competenze, agli Stati membri (28 Paesi), nello sviluppo dei Sistemi Energetici Nucleari Innovativi (INS) e assiste gli stessi nel coordinamento di progetti di cooperazione (Collaborative Projects).

Lo sviluppo delle attività di INPRO è sintetizzato in figura 2.5

L'attività iniziale (fase 1: 2001-2006) dell'attività di INPRO è consistita nello sviluppo e nel consolidamento della metodologia che può essere applicata per l'effettuazione di uno screening su differenti sistemi energetici nucleari innovativi (INS) allo scopo di individuare quello compatibile con lo sviluppo sostenibile di un dato Stato e di identificare le attività di ricerca e sviluppo necessarie.

Fig. 2.5 – Programma di sviluppo dell'iniziativa INPRO

(fonte: sito web dell'iniziativa IAEA-INPRO)



INPRO schedule

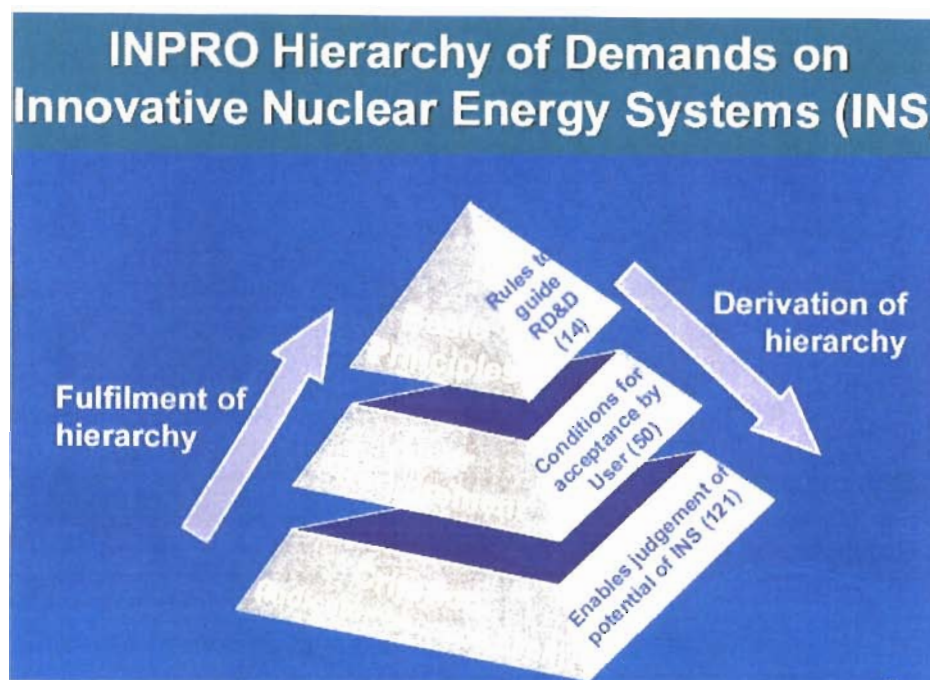
La fase 2 di INPRO, iniziata nella seconda metà del 2006, si sviluppa su tre direttrici principali, ulteriore implementazione della metodologia, sviluppo di attività relative alle infrastrutture e ad aree istituzionali e sviluppo di progetti di cooperazione fra Stati membri (Collaborative Projects).

La metodologia INPRO, dopo essere stata testata e validata, è stata pubblicata in un rapporto [56]. In aggiunta alla metodologia è stato sviluppato un manuale che ha lo scopo di servire da guida per l'applicazione della metodologia per ogni area di intervento di INPRO.

Le aree prese a riferimento in INPRO sono sette: economica, sicurezza (safety), gestione rifiuti, ambiente, resistenza alla proliferazione, protezione fisica e infrastrutture; in questo modo INPRO può essere utilizzato per supportare i processi decisionali e per dare risposte sostenibili sulle esigenze energetiche future attraverso lo sviluppo di idonei INS.

La metodologia INPRO ha un set di "principi base", "requisiti per gli utilizzatori" e "criteri", ordinati secondo la gerarchia mostrata in figura 2.6, che sono alla base della valutazione dei sistemi (INS) nelle sette aree prima elencate.

Fig. 2.6 – Gerarchia dei requisiti INPRO sui sistemi nucleari innovativi
(fonte: sito web dell'iniziativa IAEA-INPRO)



INPRO hierarchy of BP, UR and Criterion

È inteso che:

- il soddisfacimento di un criterio per un sistema (INS) è confermato da indicatori in accordo con i limiti di accettazione;
- il soddisfacimento di un requisito degli utilizzatori è confermato dal soddisfacimento del corrispondente criterio;
- il soddisfacimento di un principio base è conseguito dall'incontro dei relativi requisiti per gli utilizzatori.

Come emerge chiaramente dalla figura 2.5, la fase due è in corso e le attività per il futuro includono le seguenti *tasks*:

- supporto agli Stati membri nell'applicazione della metodologia ai sistemi (INS) presi a riferimento;
- sviluppo di un quadro sugli scenari per lo sviluppo dell'energia nucleare;
- supporto da parte dell'IAEA agli Stati membri relativamente alla loro capacità realizzativi e al loro processo decisionale;
- area delle infrastrutture e istituzionale;
- progetti di cooperazione;
- criteri utilizzatori e requisiti comuni.

I progetti di cooperazione che sono una delle attività principale per i prossimi anni, sono focalizzati sulle seguenti aree:

- scenari sullo sviluppo dell'energia nucleare;
- attività di sicurezza dei reattori;
- resistenza alla proliferazione;
- tecnologie future nei reattori;
- ambiente, ciclo del combustibile e infrastrutture.

Per quanto riguarda la partecipazione italiana a INPRO, l'ENEA esprime l'osservatore italiano ma, proprio recentemente, è stata avviata la procedura per una partecipazione diretta e come membro effettivo.

L'interesse è indirizzato non solo ai sistemi a spettro veloce raffreddati a metallo liquido, ma anche agli altri concetti di reattore, in particolare ai reattori di piccola e media taglia quale IRIS e ai relativi scenari energetici in cui tali reattori possono essere collocati. La partecipazione a INPRO consentirà di acquisire preziose conoscenze sui metodi per la valutazione dei Sistemi Nucleari Innovativi e in particolare la partecipazione a GAINS (Global Architecture of INS Based on Thermal and Fast Reactors with the Inclusion of a Closed Nuclear Fuel Cycle), sviluppato all'interno di INPRO a cui ENEA già partecipa. Una partecipazione attiva del sistema Italia consentirà, inoltre, l'acquisizione di metodologie specifiche su cui basare l'attività di addestramento di giovani ricercatori nel campo dello studio di scenari e della valutazione dei costi, e permetterà agli *stakeholder* italiani di approfondire e affinare, a integrazione di quanto acquisito nelle altre iniziative internazionali descritte in questo capitolo, le capacità di analisi di sistema per reattori di futura generazione.

2.4 Global Nuclear Energy Partnership (GNEP)

Come già ricordato nel capitolo 1, particolare menzione merita il lancio, a inizio 2006, da parte del Presidente Bush, di una nuova iniziativa nucleare americana – nell’ambito dell’US-Advanced Energy Iniziative – denominata Global Nuclear Energy Partnership (GNEP, [53]). Tale “Global Partnership” ha dato origine ad una parallela iniziativa da parte del Presidente Putin denominata International Fuel Cycle Centers (v. paragrafo 2.5).

L’obiettivo di GNEP è di creare un quadro di riferimento, internazionale e nazionale, responsabile e condiviso per fare fronte all’attesa espansione dell’utilizzo dell’energia nucleare nel mondo, riducendo i rischi di proliferazione nucleare e l’impatto dei rifiuti radioattivi. Qualsiasi Stato per entrare a far parte della partnership deve sottoscrivere uno “Statement of Principle” in cui si condivide la visione comune della necessità di un’espansione dell’utilizzo dell’energia nucleare nel mondo, a fini pacifici e in maniera sicura (safety & security). A tal fine GNEP prevede lo sviluppo e il successivo utilizzo di tecnologie avanzate del ciclo del combustibile, per migliorare l’impatto ambientale e ridurre i rischi di proliferazione. La cooperazione fra gli Stati membri viene portata avanti tramite accordi bilaterali o multilaterali quali GIF e INPRO (v. paragrafi 2.2 e 2.3).

In pratica il programma dell’iniziativa GNEP intende contribuire a rafforzare le caratteristiche di anti-proliferazione del ciclo chiuso preconizzato nei futuri sistemi GenIV [57]. Infatti esso prevede la costituzione di un “Consorzio internazionale dei paesi più avanzati” nel dominio delle tecnologie nucleari che dovrebbe fornire combustibile e reattori adatti alle esigenze degli altri paesi partecipanti, desiderosi di utilizzare l’energia nucleare per fini pacifici ma meno tecnologicamente avanzati; tali paesi aderiscono contestualmente anche al programma internazionale di salvaguardie, sotto l’egida dell’IAEA. In particolare, i paesi in via di sviluppo, partecipando alla GNEP, si gioverebbero dei benefici dell’energia nucleare senza dover investire enormi risorse, per loro inabbordabili, in infrastrutture pesanti e sofisticate del ciclo del combustibile. Il combustibile verrebbe, infatti, fornito in forma di leasing dal “Consorzio internazionale” che assicurerebbe anche il ritiro dello stesso una volta usato, per riciclarlo e smaltirne i rifiuti (v. figura 2.7).

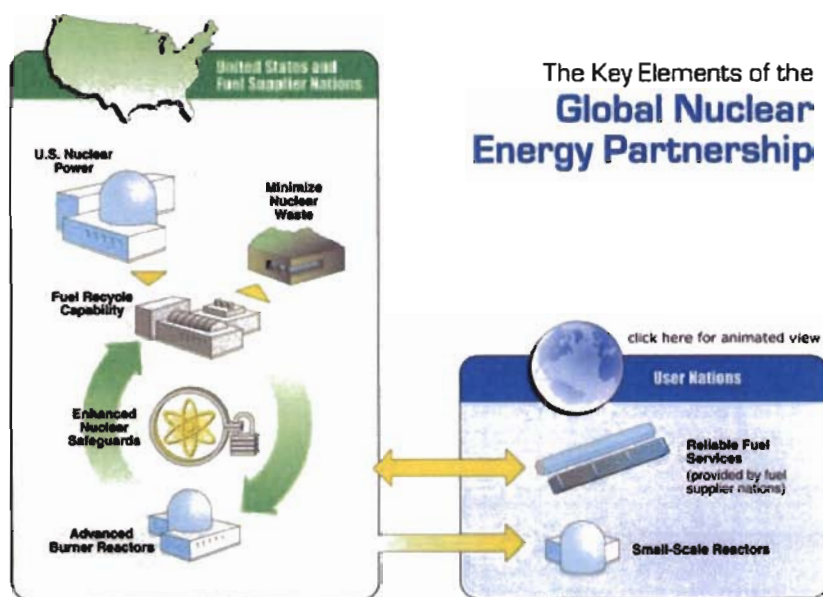
Più precisamente la strategia della GNEP si prefigge i seguenti sette obiettivi:

- Aumentare la potenza nucleare installata per contribuire a far fronte alla domanda crescente di energia in maniera sostenibile e tale da garantire l’esercizio sicuro dei reattori nucleari di potenza e la gestione dei rifiuti radioattivi.
- Continuare, in cooperazione con la IAEA, lo sviluppo delle salvaguardie nucleari al fine di monitorare in maniera efficace ed efficiente i materiali e le *facility* nucleari, per garantire che gli stessi vengano utilizzati solo per fini pacifici.

- Stabilire un programma internazionale per la fornitura di combustibile nucleare che permetta ai Paesi di utilizzare l'energia nucleare in maniera economicamente vantaggiosa, minimizzando, nel contempo, i rischi di proliferazione nucleare; si intende creare, in sostanza, una vera alternativa all'acquisizione di tecnologie "sensibili" del ciclo del combustibile.
- Sviluppare, dimostrare e, nel tempo, utilizzare reattori veloci avanzati in grado di "bruciare" gli elementi transuranici provenienti dal riciclo del combustibile nucleare.
- Promuovere lo sviluppo di reattori avanzati di piccola-media taglia particolarmente resistenti alla proliferazione (tipo il sopramenzionato IRIS, ndr.), per venire incontro alle necessità dei Paesi e delle regioni in via di sviluppo.
- Sviluppare e dimostrare tecnologie avanzate per il riciclo del combustibile nucleare scaricato dalle centrali. A tal fine si dovranno utilizzare *facility* che non prevedano la separazione del plutonio puro, con l'obiettivo finale di cessare la separazione del plutonio e, eventualmente, eliminare gli stock di plutonio civile separato. Tali tecnologie, quando saranno disponibili, dovrebbero essere in grado di ridurre i rifiuti radioattivi, semplificare il loro stoccaggio e ridurre gli inventari di combustibile esaurito, il tutto in maniera sicura e senza rischi di proliferazione.
- Sfruttare le migliori tecnologie disponibili del ciclo del combustibile, per un utilizzo efficiente e responsabile delle risorse energetiche e naturali.

Fig. 2.7 – Schema concettuale della GNEP

(fonte: sito web della Global Nuclear Energy Partnership)



I paesi aderenti a GNEP a fine 2008 sono:

Armenia	Estonia	Gran Bretagna	Oman	Senegal
Australia	Francia	Italia	Polonia	Slovenia
Bulgaria	Ghana	Kazakistan	Repubblica di Corea	Ucraina
Canada	Giappone	Lituania	Romania	Stati Uniti
Cina	Giordania	Marocco	Russia	Ungheria

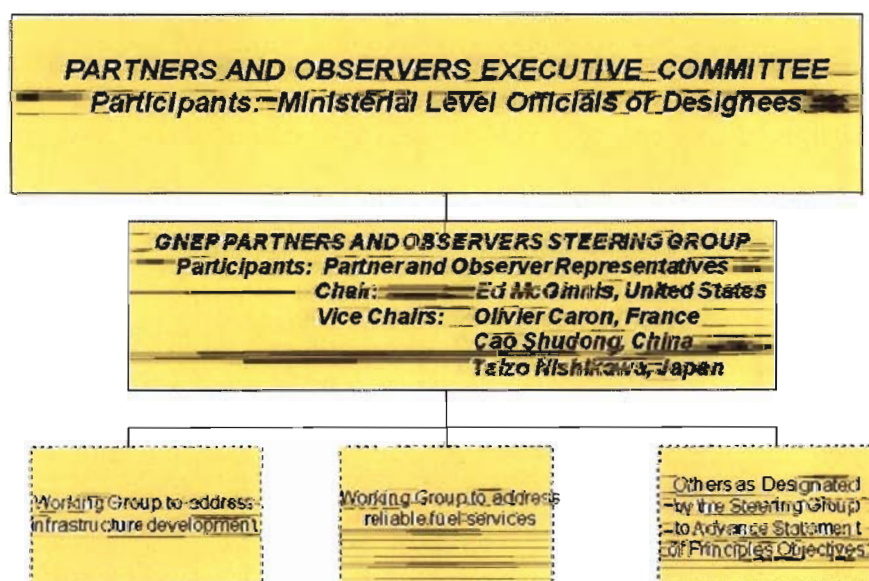
In particolare, l'Italia, da novembre 2007, è diventata partner della Global Nuclear Energy Partnership firmando il relativo "Statement of Principle".

Inoltre in qualità di osservatori partecipano a GNEP le seguenti organizzazioni non governative: IAEA, GIF ed Euratom

La struttura organizzativa di GNEP International è mostrata in figura 2.8.

Fig. 2.8 – Struttura organizzativa di GNEP International

(fonte: sito web della Global Nuclear Energy Partnership)



Rappresentanti italiani partecipano alle riunioni dell'*Executive Committee* e dello *Steering Group* nonché ai due *Working Group* della struttura organizzativa internazionale, ovvero: "Working Group to address infrastructure development" e "Working Group to address reliable fuel services".

La parte americana di GNEP è attualmente portata avanti nell'ambito dell'Advanced Fuel Cycle Initiative (AFCI) ed è organizzata in sette cosiddette "campaign", oltre a due funzioni orizzontali.

Le sette "campaign" sono:

- tecnologie avanzate di separazione;
- sviluppo di combustibili avanzati;
- analisi di sistema (scenari);
- progetto di reattori veloci avanzati;
- sviluppo di matrici di condizionamento dei rifiuti radioattivi;
- sviluppo di sistemi di salvaguardia;
- sviluppo di "Grid Appropriate Reactors" (ovvero reattori di piccola-media taglia).

Le due funzioni orizzontali sono:

- Modellazione e simulazione
- Sicurezza nucleare e regolamentazione

2.5 International Nuclear Fuel Cycle Centers

L'obiettivo di questo paragrafo è quello di esaminare brevemente il ruolo e le strategie future dei centri nucleari internazionali. Verranno poi esaminati i centri istituiti da organismi istituzionali con particolare riferimento all'impatto sui paesi con realtà nucleare significativa su cui operano.

I principali centri nati da accordi fra l'Unione Europea, gli USA e altri Stati sono: l'INTAS (The International Association for the promotion of cooperation with scientists from the New Independent States – NIS – of the former Soviet Union) ora Eastern Europe and Central Asian Countries (EECA), e l'ISTC (International Science and Technology Center).

L'INTAS fu fondata nel 1993 dalla Commissione Europea e da Paesi europei come una associazione internazionale non-profit secondo la legge belga, per promuovere attività di ricerca scientifica e cooperazione scientifica fra gli scienziati dei Paesi dell'Est Europa e del Centro Asia (ex Unione Sovietica) e la comunità scientifica internazionale.

L'obiettivo principale dell'INTAS era quello di finanziare progetti di cooperazione su ricerche fondamentali e applicate in tutti i campi scientifici, naturali, sociali e scienze umane; supportare network, infrastrutture scientifiche, conferenze scientifiche, scuole di specializzazione e altre modalità di addestramento.

Per facilitare lo svolgimento delle sue attività l'INTAS ha creato specifiche misure quali: procedure per la scelta il finanziamento e lo svolgimento dei progetti, accordi di cooperazione scientifica con i Paesi partner con sicuri meccanismi di cooperazione e accordi con le banche dei Paesi partner.

Dal 1993 al 2006 il budget INTAS è stato di 245 milioni di € e ha finanziato 3.300 progetti di ricerca, 1.400 visite di addestramento di giovani ricercatori, 68 "summer schools", 281 conferenze scientifiche e 33 azioni tese a creare infrastrutture scientifiche.

Nel 2006 INTAS ha svolto le sue attività all'interno del sesto programma quadro durante il quale ha lanciato 21 chiamate per progetti, 15 borse per giovani ricercatori e altre attività.

A settembre del 2006 l'assemblea generale ha deciso di mettere in liquidazione l'INTAS dal primo gennaio 2007. I motivi sono da ricercare nel cambiamento dello scenario politico strategico economico che si è venuto a creare nei Paesi che erano oggetto delle attività dell'INTAS.

L'ISTC è una organizzazione intergovernativa istituita nel 1992 da un accordo tra l'Unione Europea, il Giappone, la Federazione Russa e gli Stati Uniti d'America.

Dalla sua sede centrale in Mosca, il centro ha provveduto a sviluppare programmi con l'obiettivo principale di consentire agli scienziati impegnati in programmi militari dei Paesi del CIS di riorientare i loro talenti scientifici in attività scientifiche di pace.

A tale scopo fin dal 1992 sono stati promossi e finanziati programmi con l'obiettivo di:

- contribuire a risolvere problemi tecnici a livello nazionale e internazionale;
- supportare la transizione dei Paesi CIS verso l'economia di mercato
- supportare attività di ricerca di base e applicata
- incoraggiare l'integrazione degli scienziati dei Paesi CIS all'interno della comunità scientifica internazionale.

Lo statuto della ISTC prevede l'operatività di attività se inserite nel quadro dei suoi obiettivi di non proliferazione.

Negli ultimi anni, il processo di riorganizzazione russo in campo nucleare è stato orientato a portare avanti una strategia nucleare a lungo termine in accordo con il suo status internazionale e la sua tradizione.

Questa strategia si è orientata alla soluzione dei problemi del combustibile ed energetici a lungo termine, non solo in Russia ma anche su scala globale basandosi sulla percezione dell'evoluzione industriale mondiale.

Il futuro del nucleare di potenza russo si basa sui seguenti tre principali obiettivi:

- sostenere l'efficienza e la sicurezza degli esistenti impianti nucleari di potenza e delle relative infrastrutture per il combustibile;
- graduale sostituzione degli impianti attualmente in esercizio con impianti a maggiore sicurezza, di nuova generazione (III generazione) e moderato incremento della potenza installata nei prossimi 20-30 anni;
- sviluppo e commercializzazione di una tecnologia energetica nucleare che rispetti i requisiti economici, di sicurezza e di bilancio del combustibile di una industria di potenza a larga scala.

Questa riorganizzazione ha coinvolto tutte le organizzazioni e i centri nucleari russi con investimenti notevoli ma anche con consistenti esuberi specie nelle

città nucleari chiuse su cui si sono principalmente orientati i programmi della ISTC.

Una conseguenza del processo di riorganizzazione e rilancio del nucleare russo è il lancio nel 2006, da parte del presidente Putin, di un'interessante iniziativa internazionale denominata "International and/or Regional Nuclear Fuel Cycle Centers" [54] che si prefigge di contribuire a dare un grande impulso all'utilizzo dell'energia nucleare, anche in paesi che si affacciano per la prima volta a questa tecnologia. Questo centro si prefigge di fornire il combustibile direttamente assemblato per il reattore di riferimento e ritirare il nocciolo quando esausto. In questo modo si dà un grosso contributo alla diminuzione del rischio di proliferazione.

Assieme ai precedenti due centri principali, ne sono nati altri da accordi multilaterali e bilaterali e diversi altri da organizzazioni non-profit che operano principalmente sulla cooperazione sulla *security*, sulla non proliferazione e sull'*arm control* quali ad esempio "The Institute for Science and International Security" (ISIS) e "The Center for Strategic and International Studies" (CSIS).


ISIS è una istituzione non-profit il cui obiettivo principale è quello di informare il pubblico sulla scienze e sulla policy riguardante la *security* internazionale e la trasparenza sulle attività nucleari internazionali civili e militari.

Fin dal 1993 ISIS ha lavorato regolarmente negli USA e all'estero con organizzazioni governamentali, esperti indipendenti e *scientist* e ha prodotto ricognizioni internazionali e analisi per cercare di contribuire ai complessi problemi di *security* nazionale e internazionale.

CSIS è una organizzazione non-profit bipartisan fondata nel 1962 con sede in Washington con uno staff a tempo pieno di più di 220 persone e un esteso network di esperti e scienziati collegati. CSIS ha come obiettivo primario l'analisi di scenari internazionali sulla *security* nucleare con lo scopo di fornire, in un periodo di trasformazione politica ed economica, pratiche soluzioni di *policy* ai *decision-maker*.

Gli esperti CSIS conducono ricerche e analisi e sviluppano iniziative di *policy* organizzati in più di 25 programmi raggruppati sotto i seguenti 3 temi: "Difesa e Security", "Sfide Globali" e "Trasformazioni Regionali".

Riguardo al primo punto, CSIS sviluppa programmi mirati alla definizione della policy sulla difesa, al soluzione di problemi internazionale di proliferazione, di terrorismo internazionale e di *security* nazionale. Nel secondo punto vengono affrontati problemi relativi ad aspetti tecnologici, di sicurezza energetica, finanziari internazionali e di sistema economico. Nei programmi del terzo punto vengono studiati utilizzando esperti locali le trasformazioni di regioni del mondo e di singoli Stati

 Centro Ricerche Bologna	Sigla di identificazione FPN-P9LU-021	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 151 233
--	---	------------------	----------------------	---------------------------

2.6 Ruolo e attività delle agenzie internazionali

2.6.1 Nuclear Energy Agency (OECD-NEA)

La Nuclear Energy Agency (NEA, [58]), creata nel 1958 e con sede a Parigi, fa parte della OECD (Organisation for Economic Cooperation and Development). Dei 30 Paesi membri dell'OECD, 28 sono anche membri della NEA, ovvero: Australia, Austria, Belgio, Canada, Danimarca, Finlandia, Francia, Germania, Giappone, Gran Bretagna, Grecia, Irlanda, Islanda, Italia, Lussemburgo, Messico, Norvegia, Olanda, Portogallo, Repubblica Ceca, Repubblica di Corea, Slovacchia, Spagna, Stati Uniti, Svezia, Svizzera, Turchia, Ungheria. La Federazione Russa e la Slovenia hanno lo stato di osservatori. La Commissione Europea partecipa regolarmente ai lavori della NEA ed esiste un accordo di cooperazione con l'IAEA (v. paragrafo 2.6.2) La NEA mantiene anche contatti regolari con diversi stati non-membri, nonché con industrie nucleari e altre organizzazioni della società civile.

La missione della NEA è quella di assistere i paesi membri nel mantenere e sviluppare ulteriormente, attraverso la cooperazione internazionale, le basi scientifiche, tecnologiche e legali per un uso sicuro, rispettoso dell'ambiente ed economico dell'energia nucleare per usi pacifici.

La NEA è governata da uno *Steering Committee for Nuclear Energy*, composto da funzionari senior provenienti da autorità nazionali per l'energia atomica e ministeri.

Questo Comitato sovrintende i lavori dell'Agenzia e stabilisce i programmi di lavoro biennali e il relativo budget (pari a 10,3 milioni di € nel 2007, a cui si aggiungono 2,9 milioni di € per la *Data Bank* e ulteriori contributi volontari), nonché approva i mandati dei seguenti sette *Standing Technical Committees*:

- Nuclear Development and the Fuel Cycle
- Nuclear Safety and Regulation
- Radioactive Waste Management
- Radiological Protection
- Nuclear Science
- Data Bank
- Legal Affairs

Ciascun *Standing Technical Committee* è organizzato come in figura 2.9 ed è composto da esperti dei Paesi membri. Agli *Standing Technical Committees* si aggiungono 21 cosiddetti *International Joint Projects* finanziati dagli Stati membri. La figura 2.10 fornisce la struttura organizzativa dell'OECD-NEA.

Il Segretariato della NEA, costituito da 69 *professional*, fornisce i propri servizi non solo allo *Steering Committee* e ai sette *Standing Technical Committees*, ma anche alle due importanti iniziative internazionali Generation IV International Forum (GIF, v. paragrafo 2.2) e Multinational Design Evaluation Programme (MDEP).

La NEA – con i suoi 500 esperti nazionali partecipanti ai vari Comitati e 3.600 esperti partecipanti annualmente ai vari *Technical Meetings* – produce annualmente una settantina di rapporti autorevoli sui vari aspetti dell’energia nucleare.

Fig. 2.10 –Organizzazione degli *Standing Technical Committee*

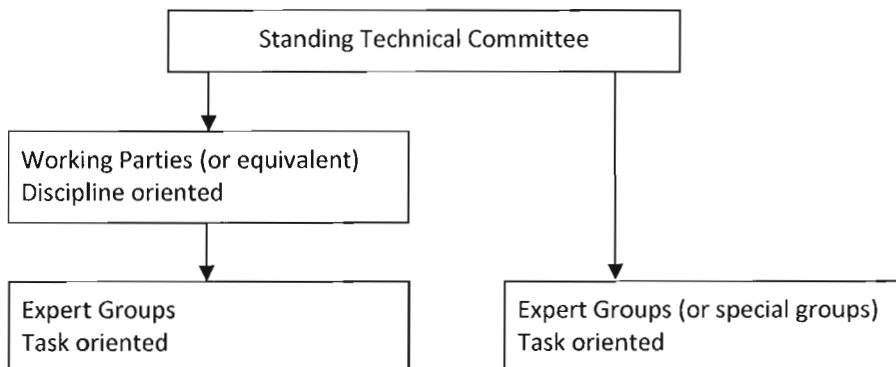
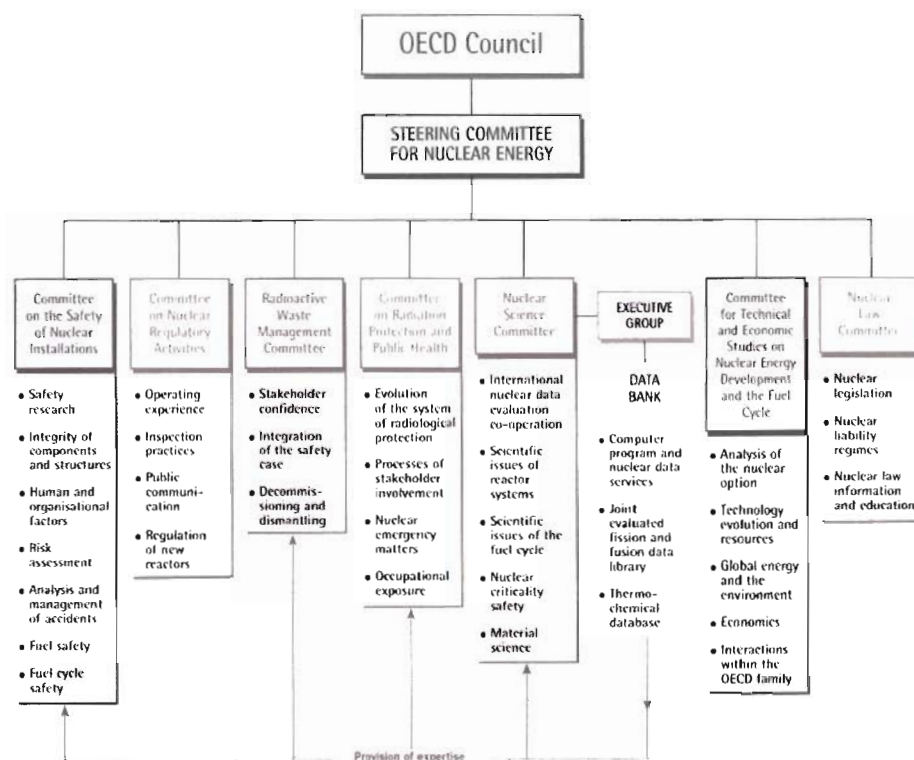


Fig. 2.11 – Struttura organizzativa della OECD-NEA



2.6.2 International Atomic Energy Agency (IAEA)

L'International Atomic Energy Agency (IAEA [59]) costituisce il centro mondiale di cooperazione nel campo nucleare. È stata creata nel 1957, nell'ambito delle Nazioni Unite, come risultato dell'iniziativa mondiale "Atoms for Peace".

L'Agenzia, con il contributo degli Stati membri e di partner internazionali, promuove l'utilizzo sicuro, pacifico e non proliferante delle tecnologie nucleari.

Il quartiere generale è istituito presso il *Vienna International Centre* di Vienna; uffici regionali sono presenti a Ginevra, New York, Toronto, Tokyo. L'Agenzia può anche contare su alcuni centri di ricerca e laboratori scientifici a Seibersdorf (Austria), Monaco e Trieste.

I programmi della IAEA e i relativi budget (circa 284 milioni di € nel 2007 a cui si aggiungono circa 80 milioni di dollari di contributi volontari) sono stabiliti da due organismi direttivi:

- il *Board of Governors*, costituito da rappresentanti di 35 dei Paesi membri;
- la *General Conference* composta da rappresentanti di tutti gli Stati membri.

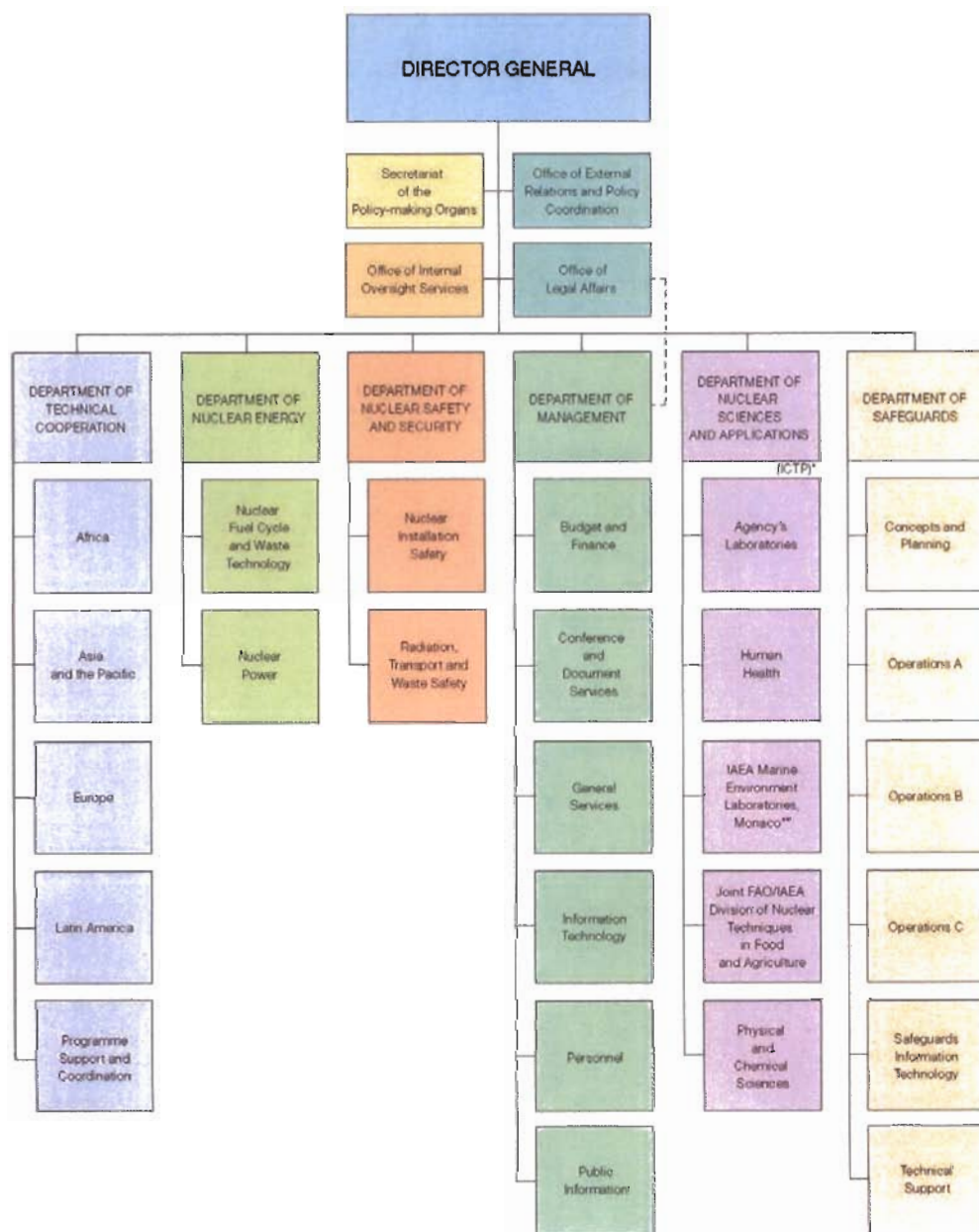
Il Segretariato della IAEA è costituito da 2.200 professionisti provenienti da più di 90 Paesi.

La figura 2.10 fornisce la struttura organizzativa dell'IAEA.

Le tre principali missioni dell'IAEA sono:

- **Sicurezza e Security** nucleari: la IAEA supporta i Paesi membri nell'aggiornamento degli standard e delle guide tecniche di sicurezza e *security* nucleari, e li mette nelle condizioni di rispondere a eventuali emergenze.
Lo scopo principale è di proteggere le popolazioni e l'ambiente dall'esposizione alle radiazioni.
- **Scienza e tecnologia**: la IAEA, attraverso la cooperazione internazionale, supporta i Paesi membri in aree chiave della scienza e tecnologia nucleari, al fine di contribuire allo sviluppo sostenibile nei settori dell'energia, dell'ambiente, della salute e dell'agricoltura.
- **Salvaguardie e verifiche ispettive**: ispettori della IAEA lavorano quotidianamente per verificare che materiali e attività nucleari non siano utilizzati per scopi militari.

Fig. 2.10 – Struttura organizzativa della IAEA

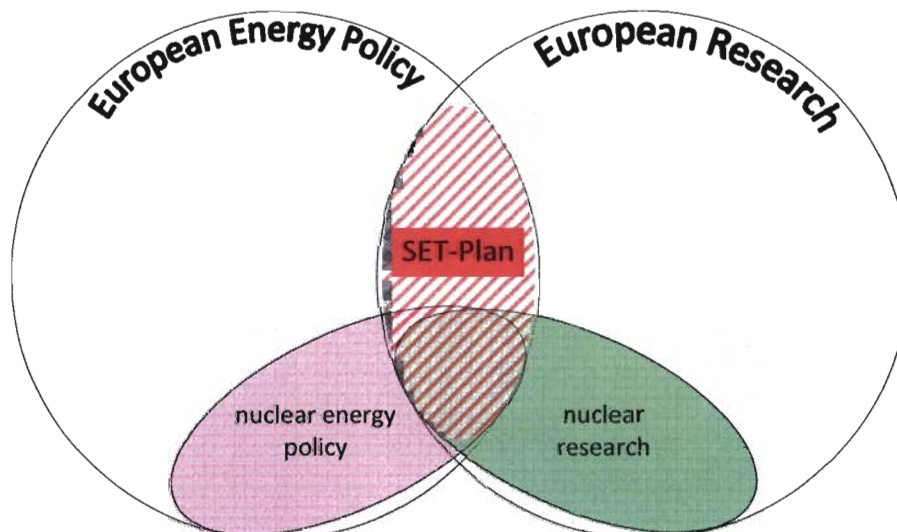


3. LO SCENARIO EUROPEO

3.1 L'energia nucleare da fissione come elemento del SET Plan

All'inizio del 2007 la Commissione Europea ha proposto una nuova *policy* energetica per l'Europa che, attraverso un pacchetto completo di differenti misure, permetta di raggiungere una serie di obiettivi molto ambiziosi sul contenimento delle emissioni di gas serra e sull'utilizzo delle energie rinnovabili, al fine di creare un vero mercato interno dell'energia in grado di offrire alta qualità del servizio a prezzi competitivi, riducendo nel contempo la dipendenza dall'importazione di combustibili e il consumo complessivo di energia. A tal fine nel novembre del 2007 la Commissione Europea ha proposto - e il Consiglio Europeo ha approvato in primavera 2008 - un cosiddetto "European Strategic Energy Technology Plan" (SET-Plan) [60], ovvero un vasto piano teso a dotare l'Europa di un nuovo programma di ricerca nel campo energetico, incluso il nucleare da fissione (v. figura 3.1). Dopo la liberalizzazione dei mercati energetici e l'introduzione di importanti meccanismi finanziari (emission trading) volti ad attribuire un valore economico alla riduzione delle emissioni, con il SET-Plan l'attenzione torna sullo sviluppo tecnologico, in particolare su quelle tecnologie che consentono di accrescere l'efficienza energetica e di ridurre le emissioni di gas serra.

Fig. 3.1 – Il SET-Plan come elemento di intersezione fra la politica energetica e la ricerca europee
(fonte: <http://www.snetp.eu>)



L'obiettivo è quello di pilotare, attraverso tali tecnologie, una rivoluzione nella domanda di servizi energetici, tale da conseguire, entro il 2020, una riduzione dei consumi di energia del 20% rispetto alle previsioni tendenziali, una penetrazione delle fonti rinnovabili nel mix energetico del 20%, e una riduzione delle emissioni di gas serra del 20% rispetto ai livelli 1990, creando nel contempo opportunità di sviluppo economico per l'Europa.

L'obiettivo a lungo termine del SET-Plan, ancora più ambizioso del precedente e da perseguire mediante l'introduzione di nuove tecnologie di generazione da sviluppare con un ampio programma di R&S, è quello di ridurre indicativamente del 60 - 80% le emissioni di gas serra entro il 2050. Le iniziative europee attraverso cui si estrinseca il SET-Plan sono (v. figura 3.2):

- **European Industrial Initiatives (EIIIs)**, che puntano a rafforzare la ricerca e l'innovazione industriali nel settore dell'energia, generando la necessaria massa critica di attività e operatori. Esse riguardano quei settori per i quali si ritiene che la cooperazione a livello comunitario aggiungerà un valore particolare, ovvero le tecnologie per le quali è più opportuno affrontare collettivamente gli ostacoli, la dimensione degli investimenti necessari e i rischi connessi (energia eolica, energia solare, bioenergia, cattura, trasporto e stoccaggio della CO₂, rete elettrica, fissione nucleare sostenibile).
- **European Energy Research Alliance (EERA)**, che mira ad accelerare lo sviluppo delle tecnologie energetiche attraverso il rafforzamento, l'espansione e l'ottimizzazione delle capacità di ricerca europee, grazie all'armonizzazione dei programmi nazionali con quelli comunitari, riducendo in tal modo la frammentazione. Con EERA la Commissione Europea intende passare dal supporto ai singoli progetti di R&S a quello dei grandi programmi di ricerca. Al momento le aree identificate sono: CCS, eolico, fotovoltaico e solare termico, biocombustibili di seconda generazione, celle a combustibile, reti intelligenti, geotermico, applicazioni marine, materiali per applicazioni nucleari.
- **International Cooperation.**
- **Energy and network systems.**

Al di là della complessa organizzazione messa in campo, è ovvio che il SET-Plan potrà avere successo solo se si provvederà ad un migliore uso e ad un potenziamento delle risorse sia umane che finanziarie, per accelerare lo sviluppo e la diffusione delle future tecnologie a bassa emissione di carbonio.

Per quanto riguarda il nucleare da fissione, il SET-Plan riconosce che tale tecnologia ha, nel medio termine, un potenziale significativo per fornire energia a basso tenore di carbonio. A tal fine il nucleare da fissione, nei prossimi 10 anni, deve affrontare in Europa alcune sfide tecnologiche che il SET-Plan individua in:

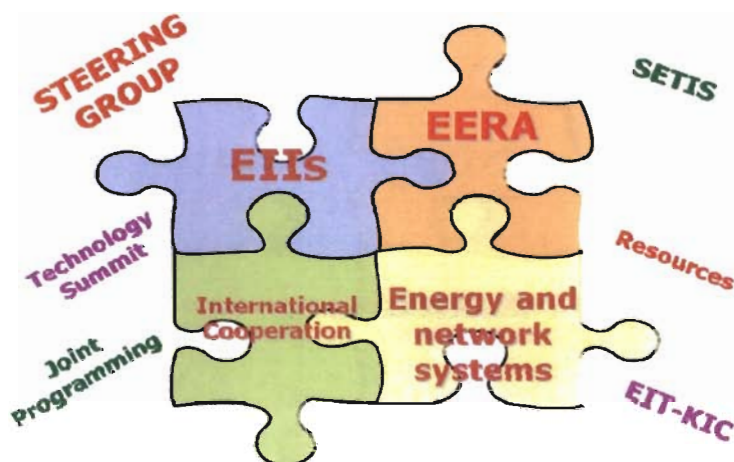
- la preservazione della competitività nelle tecnologie della fissione, insieme a soluzioni a lungo termine per la gestione dei rifiuti radioattivi, per

conseguire gli obiettivi fissati per il 2020;

- il completamento delle azioni preliminari per la dimostrazione di una nuova generazione (Gen IV) di reattori a fissione per una maggiore sostenibilità, per conseguire gli obiettivi fissati per il 2050.

Fig. 3.2 – Le iniziative di implementazione del SET-Plan

(fonte: <http://www.snetp.eu>)



3.2 Le nuove iniziative europee per il nucleare da fissione

Per implementare la strategia fissata dal SET-Plan per il nucleare da fissione, a partire dal 2007 sono state avviate, o sono in procinto di essere lanciate, le seguenti iniziative, fra loro correlate (v. fig. 3.3):

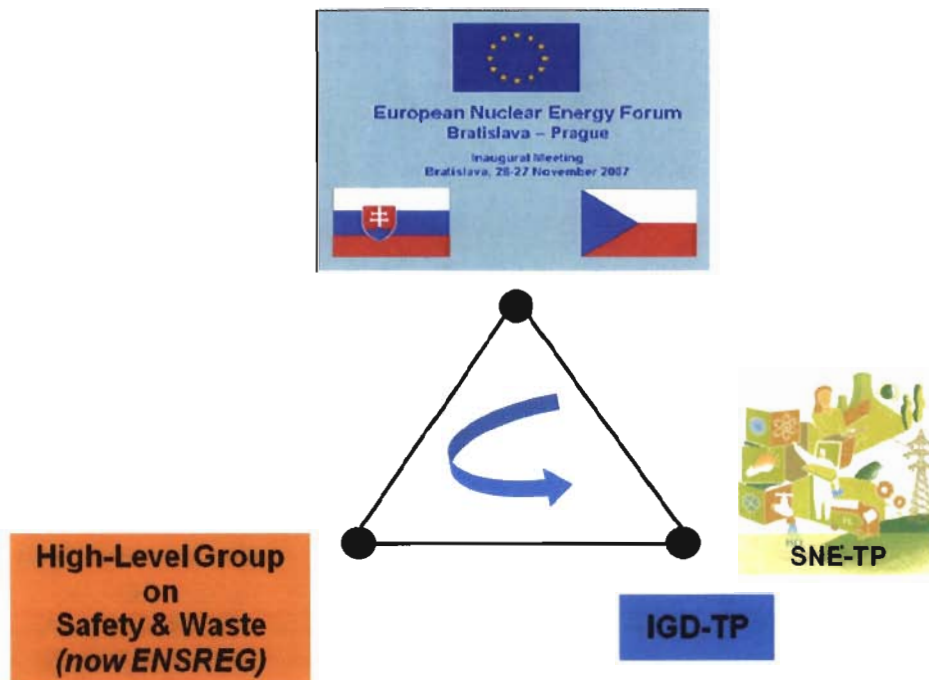
- **Sustainable Nuclear Energy Technology Platform (SNE-TP)** [55]. SNE-TP, al pari delle altre Piattaforme Tecnologiche europee, rappresenta il forum degli *stakeholder* (industrie, *utilities*, *end-users*, *technical safety organizations*, università ed enti di ricerca) europei che hanno il compito di definire una "Strategic Research Agenda" (SRA) e una "Deployment Strategy" in grado di guidare la R&ST europea nel campo del nucleare da fissione. SNE-TP è stata lanciata dalla Commissione Europea il 21 settembre 2007 a Bruxelles, alla presenza di circa 360 persone in rappresentanza dei governi, delle *utility*, delle industrie "energivore" europee, nonché del mondo della finanza e della comunità scientifica.
- **Implementing Geological Disposal of Radioactive Waste Technology Platform (IGD-TP)**. IGD-TP è la piattaforma tecnologica europea per l'implementazione delle *policy* degli stati membri dell'UE in tema di

stoccaggio geologico dei rifiuti radioattivi a lunga vita e ad alta attività. Tale piattaforma tecnologica verrà lanciata nel corso del 2009 e raccoglierà le maggiori *waste management organizations* dell'UE.

- **European Nuclear Energy Forum (ENEF)** [61]. ENEF, organizzato in tre gruppi di lavoro (opportunity, risks, transparency) e svariati sottogruppi, rappresenta il forum degli *stakeholder* europei (industrie, utenti finali, *policy maker*, mondo della finanza e della società civile, ecc.) per discutere le opportunità e i rischi dell'energia nucleare. ENEF è stato lanciato a Bratislava nel novembre 2007.
- **European High Level Group on Nuclear Safety and Waste Management (ENSREG)** [62]. ENSREG è il luogo di cooperazione europea tra le diverse autorità di sicurezza nucleare nazionali. Il gruppo, organizzato nei tre sottogruppi "Nuclear Safety", "Radioactive Waste Management and Decommissioning", "Openness and Transparency", ha il mandato di assistere la Commissione Europea per sviluppare progressivamente una cultura comune europea nei campi della sicurezza nucleare e della gestione dei rifiuti radioattivi, e di proporre ulteriori regolamenti europei in questi campi. ENSREG è stato costituito a seguito di una decisione assunta dalla Commissione Europea in luglio 2007.

Fig. 3.3 – Le nuove iniziative europee per il nucleare da fissione

(fonte: <http://www.snetp.eu>)



Sul lato della R&S, l’iniziativa più rilevante è senz’altro la SNE-TP la quale prende l’avvio da un cosiddetto “Vision Report” [63], messo a punto dagli *stakeholder* europei del settore. Il rapporto, presentato pubblicamente nel corso del 2007, delinea una visione a breve, medio e lungo termine per l’energia nucleare da fissione in Europa.

Attualmente la SNE-TP conta 67 organizzazioni – fra *utilities*, industrie, TSO (technical safety organizations), organizzazioni di ricerca, università, organizzazioni europee e organizzazioni non governative – provenienti da 18 differenti Paesi europei (v. figura 3.4). L’organizzazione di SNE-TP è rappresentata in figura 3.5.

Fig. 3.4 – Logo e membri della SNE-TP
(fonte: <http://www.snetp.eu>)



Per quanto riguarda la partecipazione italiana, allo stato attuale fanno parte di SNE-TP: l'ENEA, l'Ansaldo Nucleare, l'ENEL, la Sogin, la Del Fungo Giera Energia e il CIRTEN. L'Ansaldo Nucleare è membro dell'*Executive Committee*.

La SNE-TP ha già prodotto, nel corso del 2008, una bozza della "Strategic Research Agenda" (alla cui stesura hanno contribuito anche l'ENEA, il CIRTEN, l'Ansaldo Nucleare e DEL) e della "Deployment Strategy", che dovranno essere approvate entro la prima metà del 2009, dopo un'ampia consultazione pubblica tramite WEB. In particolare la "Strategic Research Agenda", di cui è già disponibile un "Executive Summary" [64], copre le seguenti aree di R&S:

- R&S per gli LWR attuali e di tipo evolutivo;
- cicli del combustibile avanzati;
- reattori veloci di IV generazione e chiusura del ciclo;
- VHTR e applicazioni non elettriche dell'energia nucleare;
- grandi infrastrutture nucleari di ricerca,
- *cross-cutting* (materiali, simulazione e metodi, sicurezza, scienza degli attinidi).

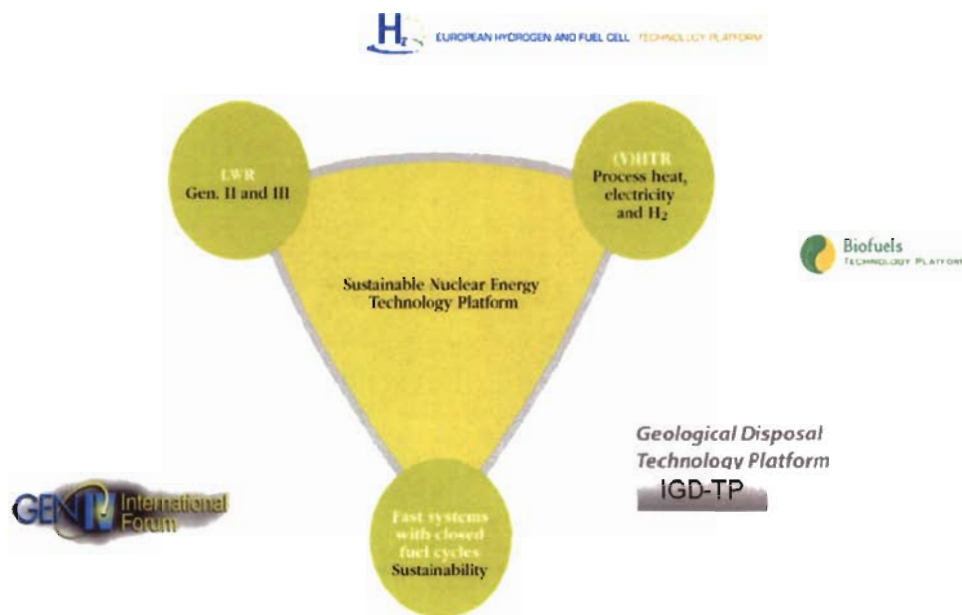
La SNE-TP intende, inoltre, interfacciarsi con altre piattaforme tecnologiche europee, come ad esempio quelle per il deposito geologico dei rifiuti radioattivi (la già menzionata IGD-TP), per l'idrogeno e le celle combustibile e per i biocombustibili, nonché con le grandi iniziative internazionali sul nucleare del futuro quale GIF (v. figura 3.6).

Fig. 3.5 – Struttura organizzativa della SNE-TP europea

(fonte: <http://www.snetp.eu>)



Fig. 3.6 – I tre pilastri di SNE-TP e relazione con altre iniziative internazionali ed europee
(fonte: <http://www.snetp.eu>)



Infine la SNE-TP gestisce la *European Industrial Initiative* (EII) per il nucleare da fissione inclusa nel SET-Plan, focalizzata sullo sviluppo di tecnologie di IV generazione. Gli elementi fondamentali che costituiscono questa EII sono rappresentati in figura 3.7, unitamente alla relativa stima complessiva dei costi.

Per quanto riguarda la European Energy Research Alliance, è stato deciso che per il momento il focus riguarderà i materiali innovativi per le applicazioni nucleari.

3.3 Le attività di R&S europee

I progetti di R&S dei vari Programmi Quadro (PQ) europei parte Euratom fissione/radioprotezione rappresentano da sempre un importante fonte di finanziamento del sistema di ricerca italiano. Oltre a garantire una quota significativa delle risorse finanziarie disponibili nel campo della R&S nucleare, essi hanno anche permesso di conservare e ulteriormente sviluppare competenze di livello internazionale in tutti i campi dell'energia nucleare da fissione e della radioprotezione e di creare una vasta rete di collaborazioni con i maggiori istituti di ricerca, università e industrie europee del settore. In alcuni casi hanno anche consentito di alimentare attività sperimentali a supporto della sicurezza, dei sistemi innovativi e della gestione dei rifiuti radioattivi effettuate su *facility* sperimentali realizzate mediante

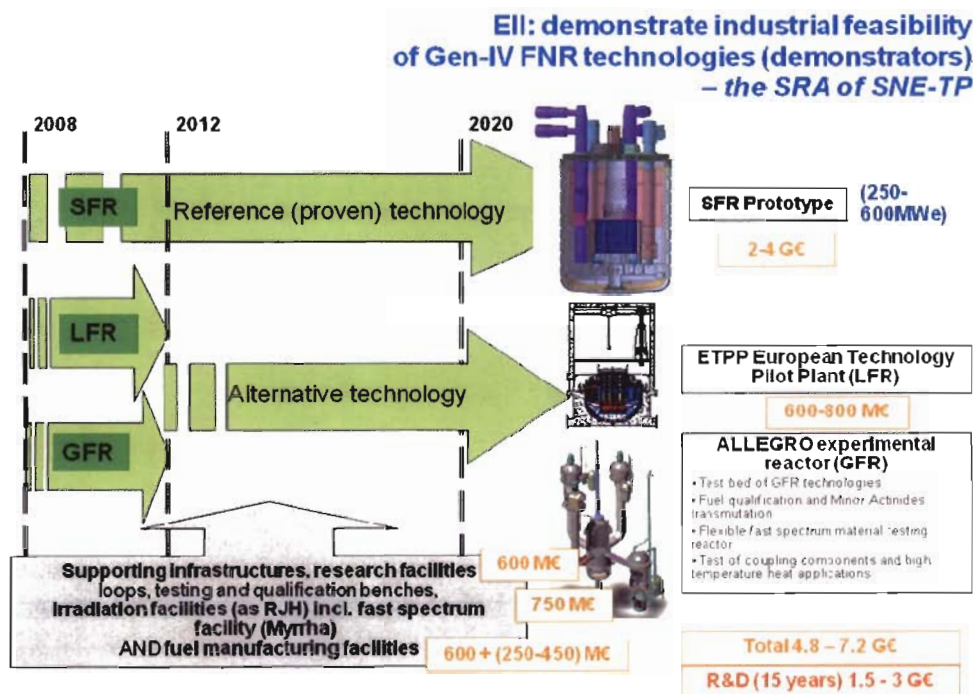
finanziamenti nazionali (impianti della SIET, *facility* dell'ENEA-Brasimone, reattori di ricerca del Centro ENEA-Casaccia, impianti per lo studio della separazione degli attinidi e dei prodotti di fissione mediante simulanti, v. capitolo 4). I progetti del programma Euratom per fissione e radioprotezione [65] sono normalmente raggruppati nelle seguenti 6 aree:

- gestione dei rifiuti radioattivi (comprende: condizionamento e stoccaggio, in particolare geologico, dei rifiuti radioattivi e "Partitioning and Transmutation");
- sistemi nucleari (sicurezza e reattori nucleari avanzati);
- radioprotezione;
- infrastrutture;
- risorse umane, mobilità e training;
- azioni di *cross-cutting* (combustibile e materiali innovativi, sicurezza, ecc.).

Attualmente stanno volgendo al termine alcuni importanti progetti del VI PQ quali quelli che rappresentano il contributo europeo a GIF (ELSY, RAPHAEL, GCR, ecc., v. capitolo 4) e i progetti per lo sviluppo della tecnologia del "Partitioning and Transmutation" per la minimizzazione dei rifiuti radioattivi (ad es. EUROTRANS). Si sono anche appena concluse le due *Coordination Action*:

Fig. 3.7 – Elementi della European Industrial Initiative sul nucleare da fissione

(fonte: <http://www.snetp.eu>)



- SNF-TP: Sustainable Nuclear Fission Technology Platform,
- PATEROS: Partitioning and Transmutation European Roadmap for Sustainable nuclear energy,

i cui risultati hanno ampiamente alimentato la "Strategic Research Agenda" e la "Deployment Strategy" di SNE-TP di cui si è già parlato nel paragrafo 3.2.

Nel 2007 sono partiti i primi progetti del VII Programma Quadro che comprende attività comunitarie di ricerca, sviluppo tecnologico, cooperazione internazionale, diffusione delle informazioni tecniche e valorizzazione, nonché di formazione. Esso si sviluppa attorno a due programmi specifici.

Il primo programma specifico verte sulle seguenti azioni "indirette" di ricerca sull'energia da fusione, la fissione nucleare e la radioprotezione:

- ricerca sull'energia da fusione, con l'obiettivo di sviluppare la tecnologia che consenta di ottenere una sorgente di energia sicura, sostenibile, rispettosa dell'ambiente e efficiente sotto il profilo economico;
- fissione nucleare e radioprotezione, con l'obiettivo di potenziare in particolare i risultati riguardanti la sicurezza, l'efficacia e il rapporto costi/benefici in termini di risorse della fissione nucleare e delle altre applicazioni delle radiazioni nell'industria e in medicina.

Per quanto riguarda fissione nucleare e radioprotezione, le attività di ricerca e sviluppo dovranno essere orientate:

- allo studio delle soluzioni tecnologiche orientate da adottare per la soluzione di alcuni problemi ancora in evidenza riguardanti il deposito geologico profondo del combustibile esaurito e dei rifiuti radioattivi a lunga vita, prendendo in conto sia gli aspetti tecnologici che di sicurezza secondo un'impostazione comune europea;
- agli studi sulla separazione e sulla trasmutazione in reattore (ADS o reattori di IV Generazione);
- agli studi riguardanti soluzioni atte a garantire il mantenimento della sicurezza di esercizio di tutti i tipi pertinenti di filiere di reattori esistenti (compresi gli impianti del ciclo del combustibile);
- agli studi riguardanti i reattori di quarta generazione (dopo l'adesione dell'Unione Europea a GIF).

Altro compito importante sarà quello di sostenere il mantenimento e l'approfondimento delle competenze scientifiche e delle capacità umane (per esempio, mediante attività comuni di formazione) per garantire la disponibilità nel lungo periodo di ricercatori, ingegneri e dipendenti adeguatamente qualificati nel settore nucleare.

L'importo globale massimo per l'esecuzione del settimo programma quadro parte Euratom per il periodo 2007-2011 è pari a 2.751 milioni di €. Tale importo è ripartito nel seguente modo: 1.947 milioni di € per la ricerca sull'energia da fusione, 287 milioni per la ricerca sulla fissione nucleare e la radioprotezione e 517 milioni per le attività nucleari dei Centri Comuni di Ricerca Euratom.

I meccanismi di finanziamento sono differenziati per tipologia di progetto, ovvero:

- progetti in collaborazione (piccola e media taglia con contributo europeo fino a 3 milioni di €; grande taglia con contributo europeo fino a 6 milioni di €);
- reti di eccellenza;
- azioni di coordinamento e di sostegno;
- azioni volte a promuovere e sviluppare le risorse umane e la mobilità.

In sintesi, il VII Programma Quadro Euratom di R&S è finalizzato agli studi tesi a eliminare o quanto meno a ridurre al massimo i problemi ancora considerati non risolti nell'ambito della sicurezza dei reattori di seconda generazione e per gli impianti del futuro prossimo (GEN III e III+), oltre che allo studio di alcuni concetti di reattore di IV Generazione. Lo sforzo maggiore sarà pertanto 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.

I progetti del VII PQ parte Euratom-fissione che sono già stati finanziati e che sono partiti nel 2008 sono:


- ACSEPT: Actinide Recycling by Separation and Transmutation
- ASAMPSA2: Advanced Safety Assessment Methodologies : level 2 PSA (European best practices L2 PSA guidelines)
- CARBOWASTE: Treatment and Disposal of Irradiated Graphite and other Carbonaceous Waste
- EUFRAT: European Facility for Innovative Reactor and Transmutation Neutron Data
- F-BRIDGE: Basic Research for Innovative Fuels Design for GEN IV Systems
- GETMAT: Gen IV and Transmutation Materials
- JHR-CP: Jules Horowitz Reactor Collaborative Project
- RECOSY: Redox Phenomena Controlling Systems

I progetti noti, attualmente in fase di negoziazione-contrattualizzazione e che partiranno nel 2009 sono:

- ACTINET-I3: ACTINET Integrated Infrastructure Initiative
- CDT: Central Design Team for a Fast Spectrum Transmutation Experimental Facility
- CP-ESFR: Collaborative Project on European Sodium Fast Reactor
- FAIRFUELS: Fabrication, Irradiation and Reprocessing of Fuels and Targets for Transmutation
- SARNET2: Severe Accident Research Network of Excellence - 2
- SEALEX: Sealing System Performance: Modeling and Experiments

Il bando uscito nel novembre 2008 (*deadline* presentazione proposte: aprile 2009; inizio progetto 2010) prevede progetti per le seguenti *topic*:

- Long-term performance of Engineered Barrier Systems (EBS)
- Actions in support of the safety case and license applications for geological

 Centro Ricerche Bologna	Sigla di identificazione FPN-P9LU-021	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 165 233
--	---	------------------	----------------------	---------------------------

repositories

- Secretariat of the Geological Disposal Technology Platform (GDTP)
- Safety and competitiveness of existing and future nuclear installations
- Structural integrity assessment for safety and lifetime management of the Reactor Coolant System piping and components (other than the Pressure Vessel).
- RPV irradiation effects for safety assessment in the perspective of long-term operation
- Conceptual design of lead and gas cooled fast reactor systems
- Network for the development and implementation of the European Industrial Initiative in sustainable nuclear fission energy
- Thermal hydraulic issues and development of Computational Fluid Dynamic (CFD) codes for advanced reactor systems
- Improved nuclear data for advanced reactor systems
- Other activities in support of the implementation of the Strategic Research Agenda of SNE-TP
- Viability study of V/HTR systems in support of SNE-TP
- An integrated approach to low dose risk research in Europe
- Epidemiological studies of exposed populations in the Southern Urals
- Euratom Fission Training Schemes (EFTS) in nuclear energy and radiation protection
- Cooperation with Russia:
- Development of common ground for cooperation in nuclear education, training and knowledge management
- Advanced simulation tools for Gen-IV fast neutron reactors
- Containment thermal-hydraulics of current and future LWRs for severe accident management
- Molten Salt Reactor

Per il bando che uscirà nel corso del 2010, si prevedono le seguenti *topic*:

- Reliability and Efficiency of High-Power Proton Accelerator Components and System Design for Continuous Operation of Transmutation Devices
- Support Experiments for Validation of Design Activities of Critical and Sub-critical Lead-Cooled Fast Spectrum Transmutation Facilities
- Fuel and Cladding for Advanced Reactors and Transmutation Devices

3.3.1 Sicurezza nucleare

La garanzia della continuazione degli studi sulla sicurezza degli impianti nucleari esistenti in Europa è considerata scelta prioritaria nel VII Programma Quadro. 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 e 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 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;
- 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 uomo-macchina e applicazione dei protocolli operativi.

3.3.2 Gestione dei rifiuti radioattivi e tecnologie per la riduzione dei rifiuti radioattivi

Le attività di ricerca e sviluppo si dividono in due grandi categorie:

- a) le attività di studio per la dimostrazione della fattibilità tecnologica e della sicurezza del deposito finale in formazioni geologiche di combustibile esaurito e di rifiuti nucleari a lunga vita;
- b) le attività tese a dimostrare la fattibilità di sistemi per ridurre il quantitativo e/o la pericolosità del rifiuto finale facendo ricorso a sistemi per la separazione e la trasmutazione.

Le principali attività di cui al punto a) riguardano l'analisi di fattibilità e l'ingegnerizzazione di un deposito geologico corredato da laboratori di ricerca sotterranei, i relativi studi di compatibilità ambientale, gli studi dei processi sia *near field* che *far field* (barriere, migrazione di radionuclidi gassosi, ecc.), lo sviluppo di metodi e tecnologie innovativi per il monitoraggio e la sicurezza, l'analisi dei fattori e la presa in carico delle prescrizioni necessarie per l'accettazione da parte dei governi e della pubblica opinione.

La attività di cui al punto b) prevedono lo studio di sistemi avanzati per la separazione e la trasmutazione. Tale studio dovrà servire da base per lo sviluppo di un impianto pilota e dimostrativi basati sia su sistemi critici che

sottocritici (ADS) progettati allo scopo di ridurre il volume e la radiotossicità del rifiuto finale. Le attività esploreranno pure la possibilità di migliorare, vale a dire diminuire, l'inventario di rifiuti in impianti esistenti.

3.3.3 Sistemi nucleari innovativi

L'Unione Europea nell'ambito del VI e VII Programma Quadro sostiene le attività di ricerca e sviluppo tecnologico sia per il miglioramento dell'efficienza dei sistemi nucleari e relativo ciclo del combustibile dei reattori attuali che, nell'ambito della partecipazione al Generation IV International Forum (GIF), per lo studio di sistemi nucleari innovativi di quarta generazione. Le attività svolte per lo studio di sistemi nucleari di nuova generazione riguardano gli aspetti che caratterizzano i concetti di reattore selezionati in ambito GIF (sostenibilità, economicità, sicurezza e affidabilità, resistenza alla proliferazione e protezione fisica), oltre che gli aspetti legati al ciclo del combustibile e ai combustibili innovativi.

Lo scopo di tali programmi, come previsto dalla *road map* europea delineata nel "Vision Report" e nella "Strategic Research Agenda" della Sustainable Nuclear Energy Technology Platform (v. paragrafo 3.2) è quello di fornire un importante contributo alla transizione verso uno sviluppo di tecnologie nucleari sostenibili. Le proposte mirano a fornire elementi per la selezione, la progettazione e lo sviluppo di reattori e sistemi futuri compresa la possibilità di chiusura del ciclo nucleare.

L'Unione Europea concentra i suoi sforzi sulle attività di ricerca e sviluppo tecnologico sui 6 sistemi selezionati in ambito GIF, con lo scopo di valutarne con estrema fermezza la fattibilità a fronte della elaborazione di un progetto concettuale del sistema allo studio. Tali progetti dovranno comprendere:

- una fase di analisi delle strategie nazionali in relazione ai concetti "Generation IV", fino ad arrivare ad un consenso riguardo le priorità con il coinvolgimento dei più importanti *stakeholders*,
- avanzati studi di nocciolo e di combustibile, che includano la fisica del reattore, la termoidraulica e la termomeccanica, con utilizzo di materiali e combustibili innovativi,
- le analisi di sicurezza e la definizione delle procedure di *licensing*,
- la gestione del reattore (vale a dire gli aspetti di strumentazione e controllo, protezione radiologica, *waste management*, ecc.),
- le analisi degli aspetti relativi all'economicità e al rischio di proliferazione.

4. LA SITUAZIONE ITALIANA

4.1 Iniziative e attività industriali in Italia e all'estero

Seguendo il trend generale europeo, le aziende italiane, dopo un periodo di stasi conseguente al referendum del 1987, già da qualche anno hanno ricominciato a occuparsi di nucleare, con un rimarchevole attivismo soprattutto per quanto riguarda l'acquisizione da parte ENEL di centrali nucleari all'estero (Slovacchia, Spagna, ecc.), la partecipazione alla realizzazione di impianti nucleari avanzati di III generazione in Francia e, da parte dell'industria nazionale, la partecipazione alla costruzione di centrali nucleari in Cina e in Romania.

In parallelo, l'industria di settore (Ansaldo Nucleare, SOGIN, Mangiarotti Nuclear, Del Fungo Giera Energia, SRS Group, etc.) sta portando avanti svariate attività di ricerca e sviluppo in collaborazione con centri di ricerca, principalmente ENEA e sue società partecipate (CESI Ricerca, SIET, NUCLECO) e Università (Bologna, Roma, Palermo, Pavia e Pisa, e Politecnici di Milano e Torino). Tali sforzi sono focalizzati soprattutto sullo sviluppo di nuovi sistemi nucleari innovativi e dei relativi cicli del combustibile avanzati, in grado di incrementare notevolmente l'utilizzo del combustibile nucleare fino a renderlo una risorsa praticamente inesauribile, riducendo nel contempo, significativamente, la quantità di rifiuti radioattivi prodotti.

4.1.1 Enel

Il 2007 si è chiuso con un'ulteriore crescita della voce nucleare nel mix energetico Enel: 11,8% di energia elettrica da fonte nucleare.

Dopo l'acquisizione del 2006 di Slovenské Elektrárne (SE), con le sue due centrali slovacche di cui quella di Mochovce oggi in fase di raddoppio, nel 2007 l'Enel ha proceduto all'acquisizione del 67% del capitale sociale della utility spagnola Endesa, con le sue cinque centrali nucleari e all'alleanza con la francese EDF sul nucleare di terza generazione (Flamanville 3) con una quota del 12,5%.

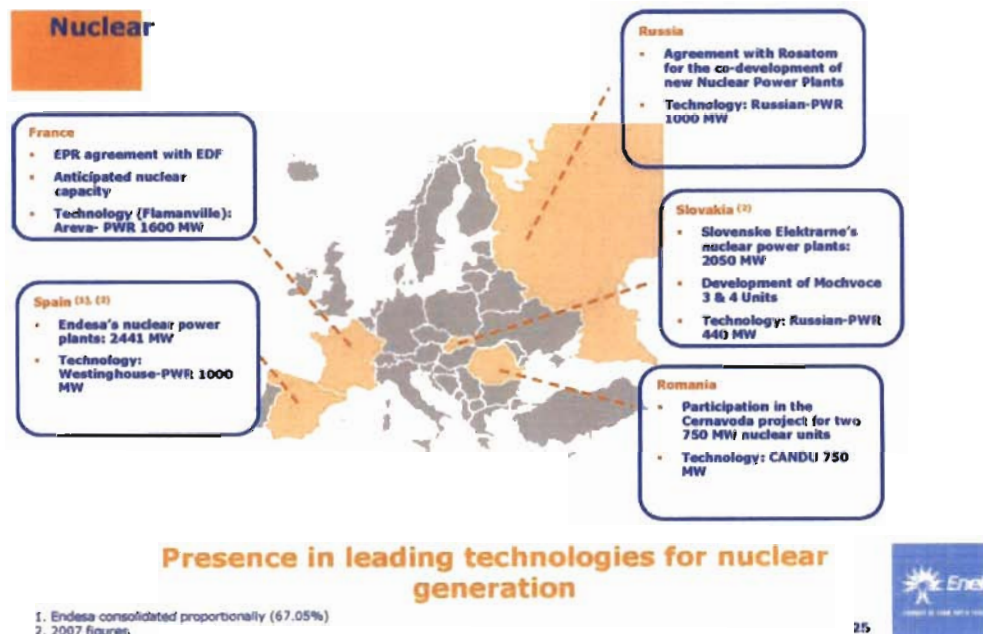
Ulteriori importanti coinvolgimenti nelle attività nucleari sono il "memorandum of understanding" firmato con l'agenzia russa per l'energia nucleare Rosatom e l'offerta vincolante presentata all'operatore elettrico governativo rumeno SNN per il completamento, in *joint venture* con altri operatori, di due unità CANDU6. Queste le principali mosse sullo scacchiere europeo che vedono l'azienda chiaramente intenzionata a proseguire su questa strada, con evidenti conseguenze, anche sul piano tecnologico e industriale, per il sistema Italia.

Nel 2007 in Slovacchia l'Enel è stata impegnata, attraverso la controllata SE, nella gestione del parco centrali presenti, Bohunice 3 e 4 e Mochovce 1 e 2, e nello studio di fattibilità per il completamento del raddoppio della centrale di Mochovce. Il parco centrali nucleari SE è costituito da quattro unità VVER 213 da 440 MW_e ciascuna, di cui due locate nel distretto di Bohunice e le altre due in quello di Mochovce per una potenza totale installata pari a 1760 MW_e. A queste si aggiungono le altre due unità VVER 440 (Mochovce 3 e 4) la cui costruzione è cominciata nel 1984, insieme a quella delle due unità Mochovce 1 e 2 attualmente in operazione, per essere poi sospesa a causa della carenza di fondi nel 1992. Nel 2008 sono iniziati i lavori per il completamento del raddoppio della centrale di Mochovce.

Sul versante spagnolo, il 2007 ha visto il completamento dell'offerta pubblica di acquisto su Endesa che, con la sua partecipazione nelle sette unità nucleari spagnole, apporta a livello consolidato circa 2500 MW di potenza elettrica da fonte nucleare.

Risale invece a marzo 2007 la firma del "memorandum of understanding" tra Enel e Rosatom. L'accordo prevede la cooperazione tra i due partner al fine di sviluppare capacità nucleare nel sistema russo. Nel breve-medio termine sono previste attività mirate alla definizione e al successivo licensing del sito dove installare capacità nucleare.

Fig. 4.1 – Presenza di ENEL in Europa nelle tecnologie di produzione nucleare



A ottobre 2007 è stata presentata, in joint venture con altri investitori, l'offerta vincolante per il completamento presso il sito di Cernavoda (Romania) di due unità CANDU6 di potenza pari a 720 MW_e lordi ciascuna, la cui costruzione è stata interrotta nei primi anni novanta per mancanza di fondi. L'offerta prevede la partecipazione di Enel, con una quota pari al 15%, nel capitale sociale della società che verrà costituita per completare e gestire le due unità. Un altro importante traguardo per il nucleare Enel è stato raggiunto attraverso l'accordo di collaborazione con EDF firmato nel novembre del 2007. Tale accordo prevede che il gruppo elettrico italiano partecipi con una quota del 12,5% alla realizzazione e all'utilizzo del progetto EPR di Flamanville, impianto nucleare con circa 1600 MW_e di potenza, e l'opzione per Enel di partecipare nella stessa misura nei successivi 5 progetti EPR previsti in Francia. Inoltre, una squadra di tecnici e ingegneri Enel parteciperà a ogni fase della costruzione e alla successiva gestione dell'impianto. Per Enel vuol dire aggiungere alle sue attuali conoscenze nucleari nella filiera russa, maturate con l'acquisizione di Slovenské Elektrárne, e a quelle nella filiera americana, che le derivano dall'acquisizione di Endesa, un impegno diretto nella tecnologia francese.

4.1.2 Ansaldo Nucleare (AN)

Ansaldo Nucleare è impegnata nel programma EPP (European Passive Plant) lanciato nel 1994 assieme a Westinghouse e che, sponsorizzato da diverse utility europee, ha come principale obiettivo la progettazione di un impianto nucleare pressurizzato di tipo passivo, rispondente ai requisiti riportati negli EUR (European Utilities Requirements), e ai criteri di *licensing* Europei. Attualmente il programma è arrivato alla fase 2E, iniziata nel Dicembre 2006 e la cui conclusione è prevista nel 2008. Gli obiettivi di questa fase del programma possono essere sintetizzati come segue:

- Supporto alla progettazione di dettaglio per l'impianto AP1000 in Europa.
- Risoluzione delle non-conformità rispetto agli EUR, rilevate durante la precedente fase 2D.
- Analisi delle problematiche relative al licensing dell'impianto in Europa. In tale ambito, Ansaldo Nucleare si è occupata dei seguenti aspetti del progetto:
 - valutazione dell'adeguatezza del layout dell'isola nucleare a fronte dei requisiti europei relativi alla protezione dagli incendi e alle vie di fuga;
 - smantellamento;
 - valutazione di tutti i materiali presenti nell'impianto e quantificazione delle loro masse, attraverso il modello tridimensionale creato dalla stessa Ansaldo;
 - impatto aereo;

- ri-progettazione dello *shield building*, tale da sopportare i carichi aggiuntivi dovuti ad un ipotetico impatto aereo; la nuova configurazione è stata verificata da un punto di vista strutturale, funzionale (valutazione delle performance del Passive Containment System) e radiologico (analisi dello *skyshine* attraverso le prese d'aria modificate e valutazione delle dosi sul piazzale);
- definizione del contenimento secondario;
- valutazione quantitativa delle possibili perdite dalle penetrazioni del contenimento primario e definizione delle stanze dell'*Auxiliary Building* che devono essere considerate contenimento secondario.

Inoltre, Ansaldo fornisce supporto alla progettazione del reattore AP1000 sin dal 1999. Durante il 2007 sono state effettuate attività di progettazione di dettaglio seguendo 2 linee principali:

- Riguardo il Combined Operating License, nell'ambito del programma NUSTART sponsorizzato dal DOE, sono state svolte attività nelle seguenti aree:
 - Progettazione del Containment Isolation System (CIS)
 - Progettazione di Moduli meccanici
 - Analisi di *Leak Before Break (LBB) and Class 1 piping*
 - *Steel frame* nel contenimento
 - Analisi di *Radiation Protection and Shielding*
 - Progettazione di *Fluid Systems*
 - Moduli strutturali
 - Layout del *Containment Building* e preparazione del modello 3-D.
- Per quanto concerne le attività di ingegneria di dettaglio per il progetto AP1000 - Cina, vengono condotte attività riguardanti:
 - Prosecuzione della progettazione del CIS
 - Analisi finali per *LBB and Class 1 & 2 piping*
 - Progettazione di sistemi
 - Ri-progettazione dello *shield building roof design* per sostenere il carichi da impatto aereo
 - Progettazione delle *PCS valve rooms, stairways and walkways*

Di seguito vengono riportati con maggior dettaglio i principali settori di attività di Ansaldo Nucleare.

AP1000 Cina

Il 24 Luglio 2007 Westinghouse Electric Co. ha firmato con la cinese State Nuclear Power Technology Corporation (SNPTC), un contratto per la costruzione di quattro impianti AP1000 in Cina, dei quali due nel sito di Sanmen (Zhejiang) e altre due nel sito di Haiyang (Shandong). L'avvio della costruzione del primo impianto è previsto per l'inizio del 2009, mentre l'esercizio commerciale è previsto per il 2013.

In tale ambito, Ansaldo Nucleare ha firmato con Westinghouse un importante contratto per la progettazione e la fornitura di componenti innovativi da installare nella prima unità nel sito di Sanmen.

Il contratto, acquisito in *joint venture* con Ansaldo Camozzi Energy Special Components (ora Mangiarotti Nuclear, v. paragrafo 4.1.4), prevede:

- progettazione del contenitore metallico dell'edificio reattore, una struttura cilindrica con fondi ellissoidali di circa 40 m di diametro e 75 m di altezza, che previene qualsiasi rilascio di radioattività all'ambiente, provvedendo anche al raffreddamento del reattore a seguito di un incidente (funzione del tutto innovativa rispetto ai tradizionali impianti PWR che utilizzano, a questo scopo, complessi sistemi di pompe e scambiatori);
- progettazione e la fornitura delle penetrazioni meccaniche di attraversamento del contenitore metallico, nonché dei due passaggi stagni per il personale e dei due passaggi componenti;
- supervisione delle attività realizzative del contenitore, effettuate in sito da sottofornitori cinesi della Westinghouse;
- progettazione e fornitura dello scambiatore per la rimozione in emergenza del calore di decadimento, componente rilevante per la sicurezza dell'impianto, anch'esso di concezione passiva.

In parallelo al suddetto contratto, è stato anche sottoscritto, con la State Nuclear Power Technology Corporation cinese, un contratto per il trasferimento delle tecnologie di progettazione e realizzazione del contenitore metallico. Il contratto, che si articolerà in corsi di formazione di personale cinese sia in Italia che direttamente in Cina e in assistenza di personale specialistico Ansaldo alle attività manifatturiere effettuate da società cinesi, consentirà alla *joint venture* italiana di partecipare anche alla realizzazione delle ulteriori centrali di questo tipo che la Cina intende realizzare nei prossimi anni.

European Research Programme for the Transmutation of High Level Nuclear Waste in an Accelerator Driven System (IP-EUROTRANS)

Nell'ambito del VI Programma Quadro Euratom, questo progetto integrato europeo (2005-2009) è il più rilevante nell'area Waste Management (costo totale del progetto 43 milioni di €), raggruppa 51 organizzazioni (comprendendo industrie, centri di ricerca e università) provenienti da 14 differenti paesi europei. EUROTRANS mira alla dimostrazione della fattibilità tecnico economica della trasmutazione mediante ADS a livello industriale. È articolato in cinque sottoprogetti che spaziano dal progetto di dettaglio di un ADS sperimentale da 100 MW, al progetto preliminare di un trasmutatore dimostrativo ADS di alcune centinaia di MW; da esperimenti di accoppiamento fra i tre sistemi fondamentali che compongono un ADS (acceleratore, target e sistema sottocritico), ai dati nucleari rilevanti per la trasmutazione; dalle tecnologie dei materiali e del refrigerante per l'ADS sperimentale (piombo-

bismuto) e il trasmutatore industriale (piombo), allo sviluppo e irraggiamento in reattore di matrici di combustibile per la trasmutazione.

In particolare, Ansaldo Nucleare coordina il sottoprogetto "Sviluppo dei progetti XT-ADS ed EFIT". In quest'ambito, sono stati sviluppati:

- il progetto concettuale di EFIT (European Facility for Industrial Transmutation), reattore da qualche centinaio di MW, raffreddato con piombo, capace di produrre energia e bruciare attinidi minori a costi ragionevoli;
- il progetto dettagliato del simulatore XT-ADS (Experimental Transmutation in an ADS), da costruirsi nel breve termine per testare le principali caratteristiche (componenti e schemi operativi) di EFIT.

Ansaldo Nucleare ha progettato i principali componenti/sistemi di entrambi i reattori ed effettuato le analisi funzionali.

European Lead-cooled System (ELSY)

Nell'ambito del VI Programma Quadro Euratom, Ansaldo Nucleare è il coordinatore di questo progetto (2005–2009) per lo sviluppo di un reattore veloce competitivo, refrigerato a piombo (è uno dei sei concetti selezionati dal Generation IV International Forum). Il progetto prevede lo sviluppo concettuale del sistema e l'effettuazione di alcune prove sperimentali presso il Centro ENEA del Brasimone, essenziali per verificare la praticabilità dell'utilizzo del refrigerante piombo come fluido primario. Ansaldo ha progettato i principali componenti/sistemi ed effettuato le analisi funzionali.

Assistenza tecnica allo smantellamento dell'impianto Superphenix

Ansaldo Nucleare partecipa alle seguenti attività svolte nel sito dell'impianto:

- rimozione degli elementi di combustibile dal core,
- installazione di elementi scaldanti intorno alle piscine,
- studi dettagliati per il taglio delle tubature a grande diametro,
- studi sulla deposito finale del sodio.

International Reactor Innovative and Secure (IRIS)

Come già ricordato nel paragrafo 1.3.3, il progetto IRIS viene portato avanti da un Consorzio di Industrie, centri di ricerca e università e ha lo scopo di sviluppare un PWR di tipo innovativo e di piccola taglia, caratterizzato da un sistema primario integrato, che cioè incorpora in un unico *vessel* il *core*, i generatori di vapore, le pompe e il pressurizzatore, con notevoli benefici sia dal punto di vista della sicurezza che dei costi.

In tale ambito, Ansaldo Nucleare è coinvolta nella progettazione di componenti quali il generatore di vapore (a tubi elicoidali) e l'Emergency Heat Removal System.

Impianto per lo stoccaggio di rifiuti liquidi ad alta attività presso il Centro di Ricerca ENEA di Saluggia

Il contratto (firmato con Sogin nell'ottobre 2003) prevede la realizzazione "chiavi in mano" di tre contenitori di acciaio inossidabile e relativi sistemi di trasferimento, interconnessione e campionamento, per lo stoccaggio di rifiuti liquidi ad alta attività. L'impianto è contenuto entro una costruzione capace di resistere a sisma ed eventuale impatto aereo. Le attività di costruzione sono terminate nel 2006. Nel 2007 sono state effettuate le prove a freddo e sono state preparate le procedure per la gestione dell'impianto, la cui entrata in esercizio è prevista per il 2008.

Progetto Ignalina

Il contratto (firmato nel 2006) prevede la progettazione, fornitura e supervisione per il processo di installazione, *licensing* e *commissioning* di un'unità di recupero (RU1), un impianto di separazione (LSF) e un edificio di controllo (CB) finalizzati al recupero dei rifiuti solidi nell'ambito dello smantellamento dell'impianto di Ignalina (Lituania). Le attività in carico ad Ansaldo (progettazione delle opere civili e di sistemi e apparecchiature quali macchinario per la separazione, sistema di ventilazione, monitoraggio radiologico, raccolta rifiuti liquidi, ecc.), sono state completate nel 2007. È iniziata ora la fase di progettazione di dettaglio e del *procurement* dei componenti.

Supporto ingegneristico al mantenimento in sicurezza dei siti nucleari italiani

Sono state svolte attività di supporto ingegneristico ai fini del mantenimento in sicurezza delle centrali di Garigliano, Latina, Caorso, Trino Vercellese e per gli impianti di ricerca della Casaccia, Trisaia, Saluggia, nell'ambito del Progetto Strategico Sogin:

- stato degli impianti,
- revisione rapporto di sicurezza,
- proposta di adeguamento,
- revisione procedure.

Progetto IAMS (Integrated Automatic Monitoring System) per l'impianto di Chernobyl

L'obiettivo principale di IAMS è quello di approntare un sistema di monitoraggio integrato (nucleare, radiologico, strutturale e sismico) per il sarcofago del reattore di Chernobyl. Con tale sistema è possibile monitorare e avere informazioni continue sullo stato del sarcofago per mettere in atto preventive azioni protettive. Sono state completate tutte le attività di

procurement dei componenti e la preparazione del software per la gestione on line delle informazioni. Sono in fase di completamento le attività relative all'effettuazione dei test integrati.

4.1.3 Società Gestione Impianti Nucleari (Sogin)

Sogin S.p.A. (Società Gestione Impianti Nucleari) è stata costituita nel 1999 nell'ambito della riforma del sistema elettrico nazionale e ha come missione la disattivazione e lo smantellamento (*decommissioning*) degli impianti nucleari italiani e la gestione dei relativi rifiuti radioattivi, fino alla rimozione di ogni vincolo di natura radiologica dai siti in gestione. Sogin è impegnata anche in attività di ricerca, consulenza, assistenza e servizi in campo nucleare, energetico e ambientale, in Italia e all'estero. Al momento della sua costituzione è stato conferito a Sogin il ramo nucleare (e successivamente parte di quello ambientale) di Enel, incluse le quattro centrali nucleari italiane dismesse di Trino, Caorso, Latina e Garigliano (fig. 4.2) con i relativi terreni, infrastrutture e il personale qualificato e specializzato. Sogin opera secondo gli indirizzi strategici formulati dal Ministero dello Sviluppo Economico. Nel corso del 2003, sono stati affidati temporaneamente in gestione a Sogin anche gli impianti di ricerca sul ciclo del combustibile di proprietà ENEA (l'impianto Eurex di Saluggia, gli impianti Opec e Ipu della Casaccia, l'impianto Itrec di Rotondella). L'impianto di fabbricazione del combustibile di Bosco Marengo è stato acquisito nel 2005. Il 30 maggio 2006 è stato sottoscritto l'Atto di affidamento in gestione a Sogin degli impianti ENEA di ricerca del ciclo del combustibile nucleare, che consolida i rapporti fra Sogin ed ENEA.

Nel 2004 il Ministero delle Attività Produttive ha definito i nuovi indirizzi strategici e operativi per Sogin prevedendo, fra l'altro, la possibilità di esportare il combustibile irraggiato ai fini del ritrattamento e lo slittamento al 2024 del completamento delle operazioni di *decommissioning*. Nel corso dello stesso anno, Sogin ha acquisito la partecipazione di maggioranza (60%) di NUCLECO SpA (il restante 40% è di proprietà ENEA), società leader nel campo della caratterizzazione radiologica e della gestione dei rifiuti radioattivi.

Nel Novembre 2006 è stato stipulato l'Accordo intergovernativo Italia-Francia che ha posto le basi per l'accordo commerciale fra Sogin e AREVA sul trasporto e il ritrattamento in Francia del combustibile irraggiato ancora presente in Italia (a eccezione di quello a uranio-torio nel Centro Ricerche ENEA Trisaia). Il contratto Sogin -AREVA è stato perfezionato nella primavera 2007 e prevede il ritrattamento di 235 tonnellate di combustibile nucleare dei siti di Caorso, Trino e Garigliano. Il completamento delle operazioni di *decommissioning* prevede lo stoccaggio dei materiali radioattivi, prodotti dall'esercizio degli impianti e dallo smantellamento, presso un idoneo deposito. In vista del trasferimento al deposito nazionale, lo stoccaggio dei

materiali, opportunamente trattati e condizionati, avviene presso i siti di produzione, in condizioni di massima sicurezza. Inoltre, Sogin sta provvedendo a dotare gli impianti di ulteriori depositi dove stoccare, in maggior sicurezza, i rifiuti esistenti e quelli che saranno prodotti dallo smantellamento. Le attività di mercato in conto terzi consistono prevalentemente in attività di consulenza, assistenza e servizio nei settori nucleare, energetico e ambientale. Tali servizi sono principalmente resi:

- alla Commissione Europea, nell'ambito del programma di assistenza ai Paesi dell'Est Europeo (Programma PHARE), ai Paesi dell'ex Unione Sovietica (Programma TACIS - ora INSC), per il miglioramento della sicurezza delle loro centrali nucleari; Sogin è inoltre un attore chiave nelle attività di *decommissioning* e *waste management* del centro di ricerca europeo di Ispra;
- a Società operanti nel settore energetico, quali ad esempio ENEL ed EdF;
- al Dipartimento della Protezione Civile, con l'installazione della nuova Rete Accelerometrica Nazionale.

A tali attività si aggiungono quelle avviate nella Federazione Russa in base all'Accordo italo-russo "Global partnership", ratificato il 31 Luglio 2005. L'accordo conferisce a Sogin il ruolo di coordinamento e gestione delle attività di smantellamento di parte dell'arsenale nucleare russo esistente, e della gestione sicura dei rifiuti radioattivi e del combustibile nucleare esaurito di origine militare.

Fig. 4.2 – Mappa degli attuali siti nucleari italiani

(fonte: Sogin)



Le principali attività svolte da Sogin nel 2007 hanno riguardato:

- primo trasporto in Francia del combustibile irraggiato di Caorso (fig. 4.3), cui sono seguiti, a intervalli regolari, ulteriori trasporti nel 2008;
- trasferimento del combustibile irraggiato dalla piscina dell'impianto Eurex di Saluggia alla adiacente piscina dell'impianto Avogadro, allo scopo di permettere la decontaminazione e il successivo svuotamento e bonifica della prima;
- realizzazione del Nuovo Parco Serbatoi per i rifiuti liquidi ad alta attività di Saluggia (fig. 4.4), predisposto per accogliere nella massima sicurezza i rifiuti liquidi ad alta attività ancora presenti sul sito, prima di procedere alla loro solidificazione nell'impianto CEMEX;
- caratterizzazione e trattamento dei rifiuti pregressi a Casaccia e Trisaia; attività che prosegue nel 2008;
- realizzazione di una barriera idraulica per la cosiddetta "fossa irreversibile" del sito di Trisaia, che ospita rifiuti prodotti nel corso delle attività di ricerca del sito ENEA, in attesa del suo definitivo smantellamento;
- completa rimozione dell'amianto dal reattore di Caorso;
- apertura del cantiere per la realizzazione della Stazione Gestione Materiali a Caorso, per il trattamento e il condizionamento dei materiali prodotti dallo smantellamento;
- accelerazione delle attività di smantellamento della centrale di Trino Vercellese secondo il nuovo obiettivo temporale di rilascio del sito entro il 2013, anziché il 2018;
- avvio della rimozione dell'amianto dall'edificio reattore del Garigliano;
- avvio dell'adeguamento a deposito per rifiuti radioattivi dell'edificio che ospitava i diesel di emergenza dell'impianto del Garigliano.

I principali obiettivi delle attività Sogin nel 2008 per gli impianti nazionali in *decommissioning* sono i seguenti:

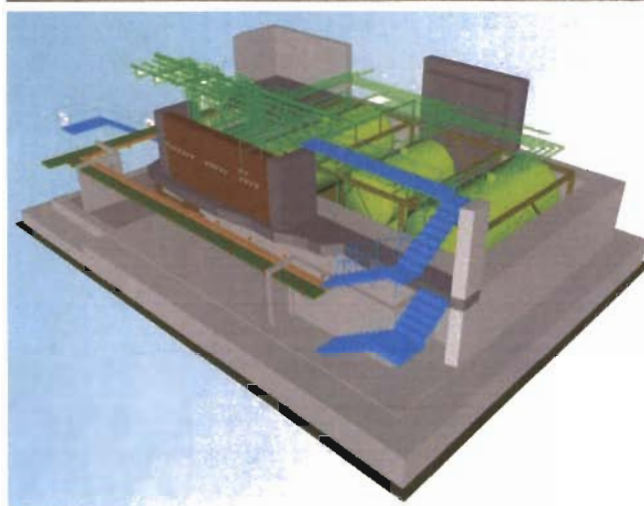
- completa rimozione dell'amianto dalla centrale di Latina;
- completamento della Stazione Gestione Materiali di Caorso;
- completa demolizione delle Torri di raffreddamento RHR (Residual Heat Removal) di Caorso;
- smantellamento delle strutture e degli impianti del sistema Off-Gas (estrazione incondensabili dal condensatore) di Caorso;
- esecuzione di sette trasporti in Francia di combustibile irraggiato da Caorso, nell'ambito del contratto di ritrattamento con AREVA;
- svuotamento e bonifica della piscina dell'impianto EUREX di Saluggia;
- avvio dell'iter di committenza per l'impianto di cementazione rifiuti liquidi ad alta attività (CEMEX) di Saluggia;
- avvio delle attività di smantellamento dell'impianto di Bosco Marengo;
- realizzazione del nuovo deposito per rifiuti radioattivi a Garigliano e

- Latina per consentirne il temporaneo stoccaggio in sito;
- avvio dei lavori di smontaggio delle condotte superiori del circuito primario di Latina;
 - demolizioni di opere civili interne all'edificio turbina di Latina;
 - apertura del cantiere per la realizzazione del sistema di estrazione e trattamento fanghi radioattivi di Latina;
 - caratterizzazione e trattamento dei rifiuti pregressi negli impianti di Casaccia e Trisaia;
 - realizzazione del mock-up del sistema di condizionamento del cosiddetto "prodotto finito" (soluzione liquida di uranio-torio) a Trisaia;
 - avvio delle attività di adeguamento a deposito per rifiuti radioattivi dell'edificio OPEC2 di Casaccia per ospitare i rifiuti pregressi e quelli prodotti dallo smantellamento.

Fig. 4.3
Trasporto del combustibile
irraggiato di Corso
(fonte: Sogin)



Fig. 4.4
Nuovo parco serbatoi
dell'impianto EUREX di
Saluggia
(fonte: Sogin)



4.1.4 Mangiarotti Nuclear (MN, ex Ansaldo Camozzi ESC)

Nel dicembre 2007, la maggioranza del pacchetto azionario della Ansaldo Camozzi Energy Special Components (ESC) è stata acquisita dalla Mangiarotti SpA. L'ultimo atto in ordine cronologico del processo di acquisizione è stato il cambio di nome della Società, che, a partire da aprile 2008, è diventato Mangiarotti Nuclear (MN).

Mangiarotti Nuclear continua a operare nella propria sede di Viale Sarca a Milano, avendo mantenuto come missione la progettazione e la fabbricazione di componenti in pressione per l'industria nucleare, nonché di contenitori per il trasporto e lo stoccaggio di combustibile nucleare a fine vita e di scorie nucleari con diversi livelli di attività, grazie alle competenze sviluppate in oltre trent'anni di attività.

La MN, precedentemente sotto il nome di Ansaldo UCN e successivamente di Ansaldo Camozzi ESC, ha mantenuto e sviluppato per tutto l'arco di tempo successivo al referendum post-Chernobyl le proprie capacità progettuali e produttive, attraverso l'acquisizione di importanti commesse in Europa e Stati Uniti nel campo del *replacement* di componenti per impianti nucleari ad acqua pressurizzata (PWR) e bollente (BWR), in competizione con i più qualificati costruttori a livello mondiale quali Doosan (Corea), Mitsubishi (Giappone), ENSA (Spagna) e Framatome (Francia).

La capacità di operare nel campo dei componenti nucleari è stata resa possibile dal mantenimento delle certificazioni ASME che, acquisite per la prima volta a inizio anni 70, sono state costantemente rinnovate attraverso verifiche ispettive degli *auditors* ASME. In particolare, fra gli obiettivi più significativi raggiunti fra il 1998 e il 2007, vanno annoverati:

- Realizzazione di sei Generatori di Vapore (GV), per l'Arizona Public Service, destinati a sostituire i vecchi GV delle tre unità dell'impianto nucleare di Palo Verde (Arizona). Questi GV, con i loro 12.580 tubi ciascuno per un peso di 720 t, sono i più grossi mai realizzati nel mondo occidentale con dimensioni superiori a quelle originali, dato che il cliente aveva optato per un *uprating* in concomitanza con la sostituzione dei GV. La fabbricazione dei GV ha richiesto tempi man mano decrescenti grazie alla esperienza maturata, fino a raggiungere un tempo di realizzazione di tre anni per l'ultima coppia di GV, performance che ha ottenuto un riconoscimento ufficiale da parte del cliente. Per queste commesse, MN ha anche sviluppato tutte le analisi strutturali e fluidodinamiche a supporto della certificazione dei GV negli USA.
- Realizzazione di due GV per la Wisconsin Public Service per la centrale nucleare di Kewaunee (Wisconsin).
- Realizzazione delle parti principali di due GV per l'impianto nucleare di Krsko (Slovenia), avendo come committente Siemens e cliente finale NEK, l'ente elettrico sloveno.

- Realizzazione degli interni del Reactor Pressure Vessel per l'impianto di Ringhals (Svezia), commissionati da Siemens.

Relativamente al mercato interno, l'attività di MN si è concretizzata nella costruzione di componenti destinati alla Sogin per il trasferimento e/o lo stoccaggio di prodotti radioattivi, in alcuni casi con il supporto progettuale di Ansaldo Nucleare.

Con la ripresa del nucleare, che è diventata una realtà a livello mondiale, MN ha acquisito importanti ordini da AREVA, per la progettazione e realizzazione di recipienti in pressione per i sistemi di sicurezza nonché di *casks* per il nuovo impianto di Flamanville-3, e da Westinghouse, per la realizzazione di scambiatori e recipienti in pressione per i sistemi di sicurezza dei nuovi impianti AP1000 in Cina e USA.

Attualmente, MN è impegnata nella preparazione di numerose offerte per componenti nucleari per AREVA, Westinghouse e General Electric e, nel breve-medio termine, conta di aumentare significativamente il proprio portafoglio ordini.

Infine, a conferma dell'impegno e della vocazione nucleare di MN, è significativo ricordare la partecipazione al progetto IRIS che prevede la progettazione di dettaglio e la futura realizzazione del prototipo di Generatore di Vapore a tubi elicoidali.

4.1.5 SIET

La SIET, che ha sede a Piacenza all'interno della Centrale Levante di EDIPOWER da 800 MW_e, nasce nel 1983 per iniziativa di CISE (Centro Informazioni Studi Esperienze, di proprietà dell'Enel) ed ENEA con lo scopo principale di svolgere attività di termo-idraulica sperimentale nel campo della sicurezza degli impianti nucleari. Già dal primo anno di vita entrano, con partecipazioni ridotte, partner industriali (Franco Tosi, Ansaldo, Belleli, FBM). Attualmente gli azionisti di SIET sono: ENEA, ENel Ansaldo Energia, Finmeccanica e Politecnico di Milano.

Nel periodo 1984-95, grazie alle competenze specifiche del personale e alla rilevanza internazionale dei propri impianti sperimentali, la SIET ha partecipato a numerosi e importanti programmi di ricerca. Due programmi vanno citati 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.

A partire dal 1996, in seguito al ridimensionamento dell'interesse nazionale e

mondiale per il nucleare, la SIET ha affrontato un processo di diversificazione, indirizzando le attività "nucleari" verso il mercato estero (USA, Giappone, Corea del Sud, Brasile) e sviluppando nuovi settori, quali Certificazione di Prodotti Termotecnici, Metrologia, Ingegneria e Formazione, facendo tesoro delle competenze sviluppate come indotto delle attività "nucleari".

La SIET gestisce impianti sperimentali unici al mondo per dimensioni e specificità, indirizzati alla R&S nel campo della termoidraulica e termomeccanica di componenti e sistemi per la produzione di energia (Generatori di Vapore, Valvole di Regolazione, Condensatori, Eiettori a Vapore, Macchine a Fluido) ed è l'unica realtà nazionale che possiede impianti sperimentali di grande taglia in grado di simulare il comportamento termo-fluidodinamico di componenti e sistemi di reattori LWR, in particolare di generazione III e III+.

I partners/clienti SIET per queste attività sono: grandi imprese nazionali e estere: Ansaldo, Westinghouse, General Electric, Mitsubishi, Toshiba, TEPCO (Tokyo Electric Power Company), Hitachi; e prestigiosi enti di ricerca o organizzazioni internazionali: ENEA, Politecnico di Milano, Politecnico di Torino, Università di Pisa, DOE (Department Of Energy, USA), MIT (Massachusetts Institute of Technology), TIT (Tokyo Institute of Technology), OECD (Organisation for Economic Co-operation and Development), CEA (Commissariat à l'Energie Atomique), Università di Zagabria, FZJ (Forschungszentrum Jülich, Germania), ecc..

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).

I grandi impianti presenti in SIET sono:

- L'impianto GEST (GEnerator Separator Test), figure 4.5 e 4.6, permette di verificare il funzionamento e le performance dei separatori acqua-vapore, componenti di primaria importanza installati sia all'interno dei generatori di vapore di centrali nucleari di tipo PWR (Pressurized Water Reactor) sia all'interno dei reattori BWR (Boiling Water Reactor).

Questa facility può essere utilizzata anche per effettuare prove di verifica prestazionale, qualifica, sviluppo/ricerca su una vasta gamma di componenti meccanici in condizioni fluidodinamiche particolarmente gravose, nonché per test su sistemi di sicurezza passivi impiegati sugli impianti nucleari sia ad alta pressione per i circuiti primari e secondari, ad esempio l'Isolation Condenser System, sia a bassa pressione sul contenimento, ad esempio il Passive Containment System. Questi sono anche componenti tipici di reattori ad acqua bollente di generazione III e III+, come l'ESBWR (Economic Simplified Boiling Water Reactor) di progettazione GE-Hitachi.

**Fig. 4.5 – Impianto GEST
con vessel da 45 m³**
(fonte: Siet)



**Fig. 4.6 – Prove in GEST su Isolation
Condenser del reattore SBWR**
(fonte: Siet)



- L'Impianto SPES (Simulatore Pressurizzato per Esperienze di Sicurezza) è una struttura sperimentale simulante il circuito termoidraulico primario di una centrale nucleare di tipo pressurizzato; si tratta di un impianto di grandi dimensioni in grado di simulare e studiare il comportamento di un impianto reale in condizioni critiche o di incidente.

Tale struttura è stata utilizzata, negli anni 90, per un programma sperimentale, commissionato da Westinghouse, per la certificazione presso NRC (Nuclear Regulatory Commission, USA) di un impianto nucleare denominato AP600 (poi evolutosi nell'attuale AP1000), mediante la facility SPES2 tutt'ora esistente (v. figura 4.7).

Sulla base di tale esperienza, SIET, in collaborazione con le aziende interessate (Westinghouse, Ansaldo, ENSA) e gli Enti partecipanti al Progetto IRIS, tra cui ENEA, sta progettando le modifiche da apportare all'attuale facility SPES per effettuare le prove prestazionali del nuovo impianto IRIS (International Reactor Innovative and Secure, v. paragrafo 1.3.3), in particolare quelle richieste per la verifiche di affidabilità e sicurezza. La nuova facility, denominata SPES3 (v. figura 4.8), costituirà un simulatore fisico del reattore IRIS a piena scala in elevazione e in scala 1:100 in volume.

Nella prima fase operativa, su SPES3 saranno effettuati 15 transitori simulanti situazioni incidentali del reattore, allo scopo di verificare la capacità del sistema di sostenere situazioni di emergenza e, soprattutto, per la messa a punto dei codici di calcolo numerici per le verifiche di sicurezza del reattore.

- L'impianto IETI (Impianto per Esperienze Termo-Idrauliche) rappresenta uno storico impianto della SIET, realizzato negli anni 70.

Trattasi di una facility *multi-purpose* in grado di eseguire esperienze di scambio termico con acqua e vapore a elevate temperatura e pressione. L'impianto IETI è utilizzato per prove di crisi termica su simulatori di elementi di combustibile di reattori nucleari, per prove a elevatissimi flussi termici per applicazioni nel campo della fusione nucleare e per test su *steam-injector* per impieghi in sistemi di sicurezza passiva per reattori ad acqua.

Negli ultimi anni è stato utilizzato per prove di termo-fluidodinamica su tubazioni elicoidali, tipiche del generatore di vapore del reattore IRIS (v. figura 4.9).

Fig. 4.7 – Simulatore SPES 2

(fonte: Siet)



Fig. 4.8 – Vista 3D della facility SPES3 che simula la termo-fluidodinamica del Reattore IRIS

(fonte: Siet)

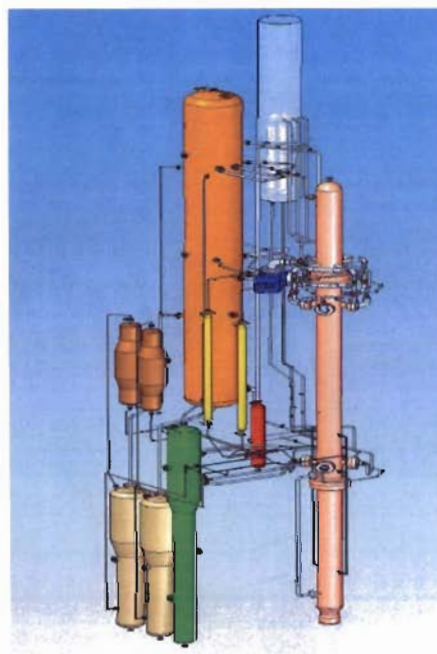
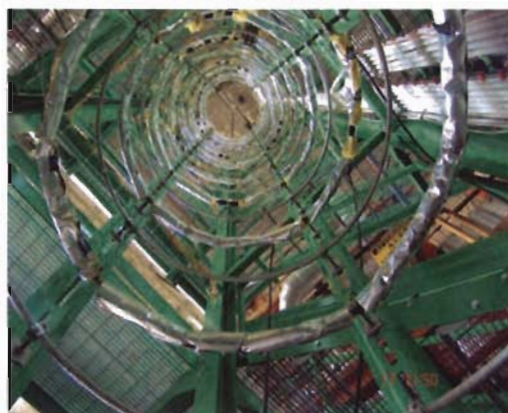


Fig. 4.9
Impianto IETI:
 prove su tubi elicoidali di GV
 (fonte: Siet)



4.1.6 CESI Ricerca

CESI Ricerca ha ereditato le risorse dedicate alla ricerca nucleare che, in passato, appartenevano a Enel, CISE e ISMES. L'attività di studio e ricerca che questo centro si prefigge in campo nucleare partono quindi da una esperienza pluridecennale e sono orientate agli aspetti di sicurezza legati ai sistemi nucleari di nuova generazione, concentrandosi essenzialmente sugli aspetti di:

- fisica del reattore e ciclo del combustibile;
- termofluidodinamica degli impianti;
- comportamento strutturale e materiali innovativi;
- simulazione e controllo degli impianti;
- schermatura e radioprotezione;
- gestione e trattamento dei rifiuti di esercizio;
- analisi di sicurezza;
- valutazioni di impatto socio-economico-ambientale.

L'esperienza maturata nel campo della sicurezza degli impianti elettro-nucleari, in particolare nei confronti delle fenomenologie che caratterizzano gli scenari incidentali severi, è inoltre valorizzata nel campo degli studi teorico-sperimentali nel settore della fusione nucleare mediante confinamento magnetico in collaborazione con il Dipartimento Fusione, Tecnologie e Presidio Nucleari dell'ENEA – Frascati.

Nel campo della fisica del reattore e della teoria neutronica del nocciolo vengono sviluppati modelli e metodi di calcolo che permettono la soluzione di svariati problemi connessi col progetto, l'analisi e la gestione di un reattore nucleare, consentendo di affrontare i più tipici aspetti dell'analisi di nocciolo. Per l'analisi dei transitori operazionali e per la verifica del sistema di controllo CESI Ricerca sviluppa modelli dinamici sia di impianti LWR che a metallo liquido, comprendenti l'isola nucleare, il ciclo termodinamico e il sistema di controllo e protezioni (figura 4.10).

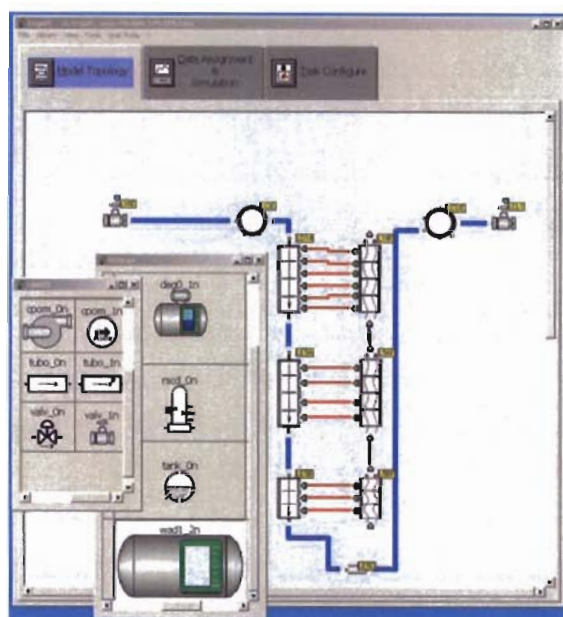


Fig. 4.10

Esempio di interfaccia grafica per la costruzione di un modello di impianto in ambiente LegoPC sviluppato da CESI Ricerca

Gli ambienti di simulazione utilizzati comprendono una libreria di modelli di componenti per impianti nucleari validati rispetto a dati sperimentali.

I principali obiettivi perseguiti con questi strumenti di simulazione sono:

- studi di controllo dei processi di impianto;
- progetto e verifica del sistema delle protezioni;
- verifica del progetto termoidraulico in condizioni transitorie;
- analisi di piccoli incidenti;
- addestramento del personale d'esercizio.

Negli ultimi decenni sono stati rilevanti gli sforzi della progettazione e della ricerca sulla sicurezza per evitare il danneggiamento dei componenti più delicati e impedire conseguenze radiologiche all'esterno delle installazioni. Questi sforzi hanno condotto allo sviluppo di soluzioni impiantistiche innovative, come quella del "core-catcher", per le quali la sicurezza è il principale obiettivo.

Da questo punto di vista, gli esperti di CESI Ricerca rappresentano un punto di riferimento storico per la ricerca industriale italiana del settore, e si sono impegnati nei progetti di ricerca internazionali dedicati alla realizzazione di reattori e di sistemi di sicurezza innovativi. Questo impegno si è già manifestato concretamente attraverso la partecipazione alle fasi progettuali in collaborazione con i maggiori costruttori di impianti elettronucleari, utilizzando strumenti di analisi avanzata e operando direttamente su installazioni sperimentali.

Poiché le analisi di sicurezza degli impianti devono poter spingere il loro grado di dettaglio alla valutazione delle situazioni più estreme, CESI Ricerca

utilizza in modo competente e critico gli strumenti messi a punto sia dagli organismi di controllo sia dalle utility e sviluppa modelli di simulazione originali che rappresentano lo stato dell'arte della ricerca nel campo dell'impatto radiologico.

Vengono simulati il comportamento termofluidodinamico di circuiti e ambienti dell'impianto, al fine di monitorare il rischio di rilascio di sostanze radioattive e mettere a punto opportune procedure di emergenza o modifiche progettuali.

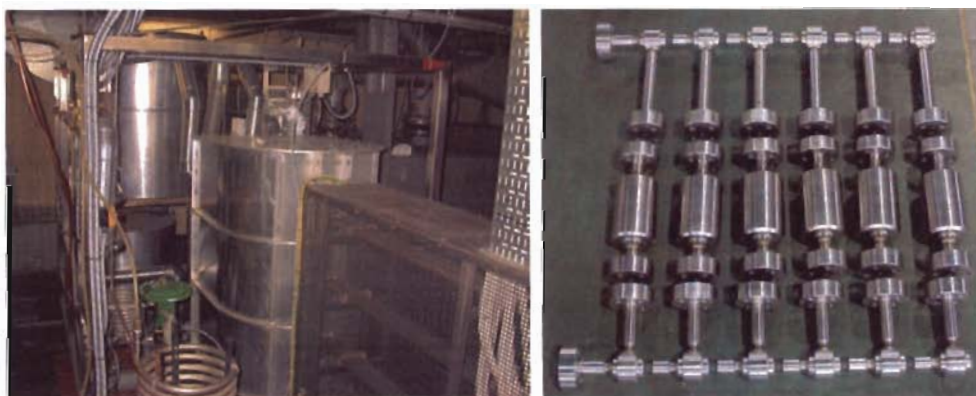
Particolare attenzione viene dedicata alla modellistica degli scenari più gravi, come gli incidenti con fusione del nocciolo, oppure esplosioni e incendi all'interno delle installazioni, in cui la chimica e il trasporto di vapori e aerosol gioca un ruolo determinante.

Grazie alle competenze ereditate da Enel e ISMES nel campo dell'ingegneria civile, CESI Ricerca è in grado di eseguire analisi di sicurezza che comprendono anche il comportamento delle strutture, degli impianti o dei componenti nucleari dal punto di vista della resistenza a sismi ed esplosioni.

Le installazioni sperimentali disponibili per test a piccola scala riguardano gli studi sul comportamento dei materiali in contatto con fluidi ad alta pressione e temperatura e l'interazione tra particolato radiotossico e/o infiammabile con flussi gassosi turbolenti. In particolare, l'installazione Ultra Super Critical Steam (USC), è dedicata allo studio delle fenomenologie chimico-fisiche e termoidrauliche in regime variabile all'interno di componenti in cui è presente vapore ad alta temperatura e pressione (50-750 °C e 50-400 bar), con la possibilità di monitorare gli effetti dovuti all'iniezione di additivi chimici (figura 4.11).

Fig. 4.11 – Componenti ad alta pressione e sezione-test per le misure di corrosione della facility Ultra Super Critical (USC) Steam

(fonte: CESI Ricerca)



L'apparato SOFFIA (Sospensione Ottenuta Facendo Fluire Improvvisamente Azoto), anch'esso a scala laboratorio (figura 4.12), è stato invece realizzato per misurare il rateo di mobilizzazione (risospensione) di polveri contaminate o infiammabili dovuto a flussi turbolenti di gas.

La caratteristica di SOFFIA è quella di poter eseguire un gran numero di test in breve tempo (uno ogni pochi minuti), sì da permettere la costruzione di database molto ampi per la realizzazione/validazione di modelli di aerosol rappresentativi.

In accordo con i ricercatori di ENEA Frascati, SOFFIA è già stato utilizzato per la misura sperimentale della mobilizzazione delle polveri contaminate all'interno degli impianti di tipo tokamak per lo studio della fusione nucleare.

Sul fronte delle risorse umane, attualmente nelle tematiche nucleari citate sono coinvolti 7 ricercatori laureati esperti, ai quali sono di continuo affiancati stagisti laureandi, dottorandi o contrattisti esterni. Le attività modellistiche fanno affidamento sia sulle stesse risorse interne sia sul supporto di università per quanto riguarda lo sviluppo, validazione e applicazione dei modelli, mentre si appoggiano su supporti esterni per quanto riguarda la costruzione e gestione degli aspetti prettamente informatici.

Fig. 4.12 – Impianto sperimentale SOFFIA, concepito per lo studio della risospensione delle polveri contaminate o infiammabili in situazione incidentali.

(fonte: CESI Ricerca)



4.1.7 NUCLECO

La NUCLECO S.p.A. è stata costituita nel 1980 a seguito di delibera del Comitato Interministeriale per la Programmazione Economica (CIPE); attualmente ha come azionisti Sogin S.p.A. al 60% ed ENEA al 40%.

La sede operativa della Società è all'interno del Centro ENEA della Casaccia. Occupa un'area di 35.000 metri quadrati di cui 8.000 coperti, e ha un organico di circa 70 unità.

Gli originari settori di attività della Società erano quelli della gestione dei rifiuti radioattivi e dello smantellamento degli impianti nucleari. Dal 1989, a seguito di altra delibera CIPE, la NUCLECO opera anche nel settore dei rifiuti speciali, tossici e nocivi, svolgendo attività di ingegneria, di bonifica di impianti e siti contaminati e di smaltimento dei rifiuti così prodotti.

Nel settore dei rifiuti radioattivi, la NUCLECO effettua attività di gestione relativamente a quelli a bassa e media attività. In particolare:

- Provvede, come operatore nazionale, alle richieste di conferimento di rifiuti radioattivi, prodotti da installazioni industriali, da ospedali, da laboratori di analisi medica e da attività del ciclo del combustibile, con attività di classificazione e confezionamento dei rifiuti in contenitori omologati per il trasporto su strada e con trasporto al Centro NUCLECO direttamente con propri automezzi autorizzati o tramite vettori autorizzati convenzionati. L'attività è svolta dal 1986 e negli ultimi anni ha riguardato un volume di 400-600 metri cubi per anno.
- Provvede, per la tipologia di rifiuti radioattivi consentita dal D.Lgs. 230/95 (rifiuti con radionuclidi a vita breve), alle attività di deposito di decadimento, caratterizzazione radiologica e smaltimento per incenerimento, come rifiuti pericolosi ospedalieri, sulla base di una specifica autorizzazione dell'ex Ministero Attività Produttive (oggi Ministero per lo Sviluppo Economico).
- Tratta e condiziona in matrice di cemento tutti i rifiuti radioattivi conferiti al Centro Nucleco, tramite l'esercizio degli impianti fissi, producendo manufatti conformi alla normativa di legge per il trasporto su strada di materiale radioattivo. Gli impianti, di proprietà ENEA, sono:
 - impianto di trattamento di rifiuti solidi con supercompattazione (pressa da 1.500 tonnellate) di fusti da 200 litri, confezionamento di *overpacks* da 400 litri, cementazione e controllo finale, con operazioni completamente automatizzate (figura 4.13), che assicura una riduzione di volume pari a 5-6 volte quello iniziale;
 - impianto di smantellamento di grandi componenti per la riduzione di volume in fusti da 200 litri di attrezzature di grandi dimensioni con

tecniche remotizzate di taglio al plasma, tagli meccanici e pressatura (figura 4.14);

- impianto di trattamento rifiuti liquidi che, attraverso varie sezioni operative, consente di abbattere l'iniziale contaminazione radioattiva ai livelli di rilascio previsti dalla vigente legislazione (figura 4.15).



Fig. 4.13

ICS 42

**Impianto di compattazione:
pressa oleodinamica**

(fonte: NUCLECO)

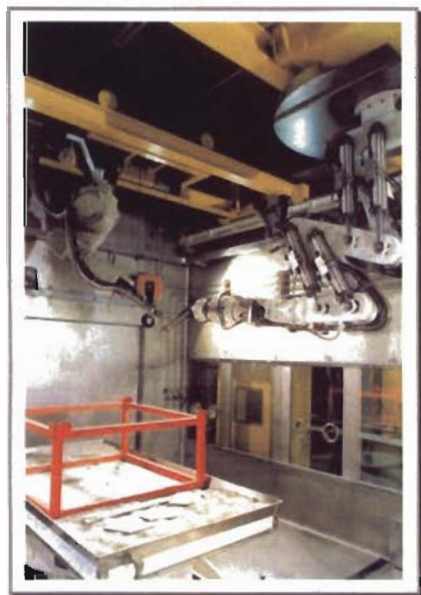
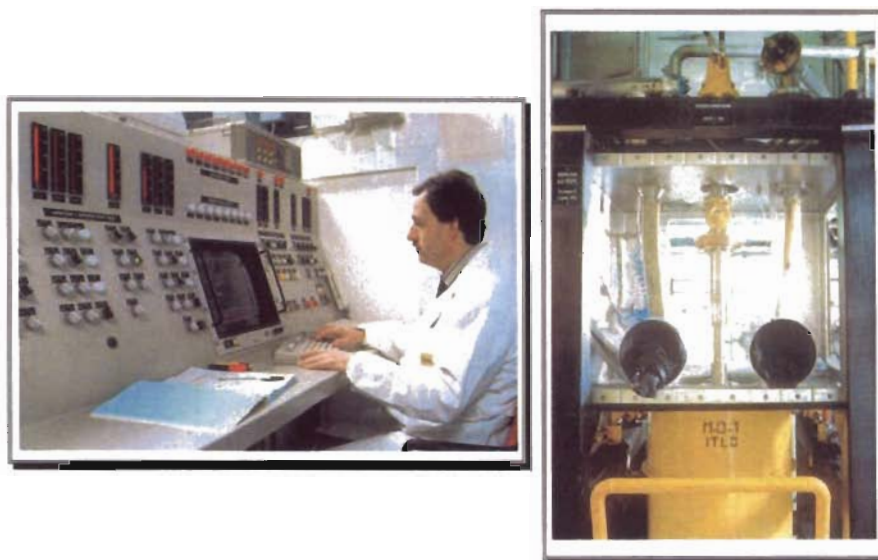


Fig. 4.14

ICS 42

**Impianto di smantellamento:
cella di pretrattamento con
telemanipolatore di potenza e torcia al
plasma**

(fonte: NUCLECO)

Fig. 4.15 – ITLD 22
Impianto trattamento liquidi: sala controllo e box cementazione fanghi
(fonte: NUCLECO)


- Esegue la caratterizzazione radiologica completa di materiale radioattivo, in colli o manufatti di varia forma e dimensioni, tramite analisi spettrometriche integrate, qualitative e quantitative, alfa beta e gamma, distruttive e non distruttive. Attrezzature disponibili (figura 4.16):
 - stazione di spettrometria gamma che utilizza due sistemi di misura basati su due metodi di scansione rispettivamente: NWAS, basato sul metodo di scansione segmentata di fusti, nota come “Segmented gamma scanner”, in grado di effettuare una spettrometria distribuita sull’asse del fusto in misura; MGAS, basato sul metodo di scansione, nota come “Open Geometry”, costituita da una attrezzatura trasportabile e configurabile su geometrie variabili di colli da misurare;
 - stazione di conteggio neutronico, che integra in una stessa camera di misura la possibilità di effettuare interrogazioni neutroniche con utilizzo di un generatore di neutroni e conteggio neutronico passivo, per ottenere la massa degli isotopi fertili e fissili.
- Effettua la qualificazione in laboratorio di processi di cementazione di rifiuti radioattivi in matrici omogenee, in conformità alle prove previste nella Guida Tecnica ENEA n. 26.
- Effettua il *decommissioning* di impianti e laboratori nucleari.

Fig. 4.16 – Impianto di caratterizzazione: catena di misura spettrometrica
(fonte: NUCLECO)



- Tratta e condiziona *in situ* rifiuti radioattivi detenuti presso Centri di ricerca o ex-centrali nucleari, tramite impianti mobili come:
 - unità MOWA, composta da una struttura trasportabile e schermata in grado di effettuare il condizionamento in matrice di cemento di liquidi, fanghi e resine a media attività in modo remotizzato in contenitori omologati da 200 o da 400 litri (figura 4.17);
 - unità di supercompattazione (superpack TM 2000), che consiste di una pressa trasportabile di 2.000 tonnellate di capacità collegabile ad un modulo, trasportabile separatamente con il sistema idraulico di alimentazione (figura 4.18).

Fig. 4.17 – Impianto mobile MOWA
(fonte: NUCLECO)



Fig. 4.18 – Impianto mobile di supercompattazione
(fonte: NUCLECO)


Inoltre, sia a causa della obsolescenza di impianti, sia per il progressivo ridimensionamento delle attività dell'industria e delle università in campo nucleare, la NUCLECO è stata anche chiamata a intervenire su numerose infrastrutture (reattori di ricerca, celle calde, laboratori, ecc.) provvedendo al relativo smantellamento e al trattamento, condizionamento e immagazzinamento del materiale radioattivo di risulta.

Nel settore dei rifiuti tossici e nocivi la NUCLECO ha acquisito una vasta esperienza relativamente, in particolare, all'amianto.

La pluriennale esperienza, maturata nel corso degli interventi in presenza di radioattività, permette alla NUCLECO di affrontare con elevata professionalità i rischi connessi con la bonifica di ambienti contenenti tale materiale.

I servizi offerti comprendono le attività di censimento, la gestione completa delle attività sanitarie e di ingegneria, i servizi in campo per la bonifica sia di impianti sia di edifici, il monitoraggio ambientale per il controllo della dispersione delle fibre libere durante tutte le fasi di lavoro.

4.2 Attività di Ricerca e Sviluppo: partecipazione a iniziative, programmi e progetti nazionali, europei e internazionali

L'Italia partecipa attivamente, attraverso l'azione sinergica di capacità accademiche e di ricerca, da un lato, e capacità industriali e realizzative, dall'altro, alle attività europee e internazionali di sviluppo tecnologico di:

- reattori a fissione di nuova generazione, più precisamente impianti di Generation III+, ovvero i cosiddetti reattori INTD (International Near Term Deployment) e di Generation IV, e relativi cicli del combustibile;

- sistemi sottocritici pilotati da acceleratore (ADS – Accelerator Driven Systems) per il bruciamento delle scorie radioattive;
- reattori a fusione per prospettive a più lungo termine, in particolare ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor), DEMO (Demonstration Power Plant) e IFMIF (International Fusion Materials Irradiation Facility).

Il ruolo di coordinamento delle attività di R&S in campo nucleare è affidato all'ENEA. Infatti, il Decreto Legislativo di riordino della disciplina dell'Ente per le Nuove tecnologie, l'Energia e l'Ambiente, del 3 settembre 2003, n. 257, stabilisce che «l'ENEA promuove e svolge attività di ricerca di base e applicata, ivi inclusa la realizzazione di prototipi e l'industrializzazione di prodotti, ... nel settore delle tecnologie e delle applicazioni nucleari, ... delle radiazioni ionizzanti: in particolare: l'Ente è responsabile del presidio scientifico e tecnologico in tema di energia nucleare». Il Presidio Nucleare dell'ENEA è ampiamente descritto nel documento elaborato dai Dipartimenti “Fusione, Tecnologie e Presidio Nucleari” e “Biotecnologie, Agroindustria e Protezione della Salute” dell'ENEA nell'ottobre del 2007 [66].

L'ENEA ha dunque, per legge, una funzione propositiva nei confronti del Governo e del Parlamento su quanto si dovrebbe fare in Italia nel settore dell'energia nucleare ed è anche chiamata a svolgere attività di R&ST in questo campo, a supporto della competitività del settore produttivo. Tale ruolo è stato recentemente confermato dal Ministro dello Sviluppo Economico che ha sollecitato l'Ente a contribuire allo sviluppo rapido delle competenze e delle infrastrutture tecniche e scientifiche necessarie, mediante:

- 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;
- l'analisi comparata delle attuali opzioni scientifiche e tecnologiche per la produzione di energia nucleare, sotto il profilo della sostenibilità e della convenienza, e la definizione dei requisiti minimi dei siti produttivi e di stoccaggio.

Occorre, inoltre, sottolineare che il Decreto 23 marzo 2006 concernente «l'approvazione del piano triennale della ricerca di sistema per le attività di R&S di interesse generale per il sistema elettrico nazionale e l'attribuzione del Fondo di cui al decreto 26 gennaio 2000», stabilisce che il Ministero dello Sviluppo Economico stipuli con ENEA un Accordo di Programma (AdP) triennale, siglato fra le parti il 21 giugno 2007, per lo svolgimento di attività relative alla produzione di energia elettrica e agli usi finali. Tale Accordo di Programma, coerentemente con i temi individuati dal “Piano Triennale della Ricerca di Sistema Elettrico e Piano Operativo Annuale”, prevede un finanziamento annuale di circa 6 milioni di € per attività nazionali da inquadrare nell'ambito di progetti internazionali sul nuovo nucleare da fissione.

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 generazione 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 e innovativi, il programma intende anche contribuire all'analisi comparata delle attuali opzioni scientifiche e tecnologiche per la produzione di energia nucleare, sotto il profilo della sostenibilità e della convenienza, e 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. È infine previsto il supporto all'Autorità di Sicurezza 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 e una valutazione delle varie iniziative e degli accordi di collaborazione internazionali nell'area dei sistemi nucleari innovativi e dei relativi cicli del combustibile avanzati. Sono previsti studi di scenario ed economici e di resistenza alla proliferazione. Verrà poi dedicata attenzione all'evoluzione dei criteri di sicurezza nucleare e alle nuove procedure di licensing. In questa linea si inquadrano anche le attività di R&S portate avanti nell'ambito del rinnovato accordo ENEA-CEA.

LP2 – Reattori evolutivi INTD (International Near Term Deployment). Tale linea rivolge particolare attenzione al progetto IRIS (*International Reactor Innovative and Secure*, v. paragrafo 1.3.3), che si presenta particolarmente consono alle capacità del sistema Italia e che è supportato da industrie nazionali quali Ansaldo Nucleare e Mangiarotti Nuclear. Le attività sono portate avanti nell'ambito di un accordo bilaterale fra l'ENEA (supportata dalla partecipata SIET) e l'Oak Ridge National Laboratory, supportato dalla Toshiba-Westinghouse. Sono previste, in particolare, le seguenti attività:

- progettazione, realizzazione e operazione di un circuito sperimentale, da installare presso la Società SIET S.p.A., che simula il sistema primario, il sistema secondario e gli effetti del sistema di contenimento del reattore IRIS. Questa prova integrale è considerata fondamentale per la certificazione del reattore IRIS;
- sviluppo di componenti e sistemi di IRIS su cui effettuare prove sperimentali presso laboratori italiani;
- effettuazione di analisi di sicurezza e di schermaggio del reattore;
- sviluppo di nuove metodologie e strumenti per la valutazione probabilistica di rischio in grado di ridurre il margine di incertezza e conseguentemente il conservativismo correntemente applicato, nonché

l'adozione, tramite un utilizzo di tipo *risk-informed* delle metodologie di cui sopra, di soluzioni progettuali innovative a livello di componenti, sistemi e strutture, in grado di migliorare la loro resistenza al carico sismico.

LP3 – Reattori innovativi di quarta generazione – Generation IV. Questa linea comprende attività che, complementari a quelle previste in GIF e nei già menzionati progetti europei ELSY, ESFR e RAPHAEL, sono dedicate allo sviluppo dei reattori Lead-cooled Fast Reactor (LFR), Sodium-cooled Fast Reactor (SFR) e Very High Temperature Reactor (VHTR) di IV generazione.

In particolare per il LFR sono previsti: lo sviluppo di tecnologie e l'ottimizzazione di componenti e sistemi operanti in piombo liquido; prove di irraggiamento presso il reattore veloce russo BOR-60 per la qualifica di materiali di guaina a contatto col piombo; attività di neutronica e termoidraulica di nocciolo e lo sviluppo di metodi per la progettazione di noccioli innovativi di LFR. È anche previsto il progetto concettuale di un dimostrativo di LFR, attraverso una collaborazione con l'Argonne National Laboratory.

Per il SFR sono previste attività di modellistica e analisi di sistema e sicurezza complementari a quelle effettuate dai soggetti italiani (ENEA, CIRTEN, CESI Ricerca, Ansaldo Nucleare e Del Fungo Giera Energia) nell'ambito del progetto europeo del VII Programma Quadro denominato ESFR – European Sodium Fast Reactor. In particolare le attività riguardano studi concettuali relativi alla semplificazione e all'ottimizzazione del reattore e dei sistemi e componenti del circuito primario, al miglioramento della sicurezza, allo studio di noccioli con prestazioni ottimizzate.

Nell'ambito, invece, degli sforzi a supporto dello sviluppo dei sistemi refrigerati a gas, sono previste prove sperimentali presso l'impianto dell'ENEA-Brasimone, al fine dello sviluppo e qualificazione di metodologie di calcolo per il progetto e l'analisi di sicurezza, in linea con gli obiettivi del progetto europeo RAPHAEL di progettazione di un VHTR europeo.

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 questa linea sono previste attività relative all'aggiornamento dell'Inventario Nazionale dei Rifiuti Radioattivi e 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 l'iter autorizzativo. Tale linea prevede il supporto all'Autorità istituzionale di sicurezza per l'iter autorizzativo, anche al fine di elevare il grado di pubblica accettazione dei reattori di nuova generazione. Ciò impone, in particolare, di dotare l'Autorità di modelli adeguati e potenti per le valutazioni dei documenti tecnici presentati dall'esercente. Tali modelli, passando per l'analisi del

sistema di contenimento, lo studio degli incidenti gravi e dei sistemi di protezione attiva e passiva e il corretto studio delle conseguenze di un ipotetico rilascio all'esterno dell'impianto, dovranno consentire una affidabile valutazione dei rapporti di sicurezza in ordine sia alla sicurezza nucleare che alla protezione sanitaria dei lavoratori e della popolazione.

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 dell'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 ci sia un continuo scambio di conoscenze, e una definizione concordata di priorità tematiche, di caratteristiche dei profili professionali richiesti, di strategie di comunicazione. Serve, pertanto, un potenziamento dell'università e del sistema degli studi di settore e un più forte collegamento tra il mondo accademico, quello della ricerca e il sistema industriale, che assicuri anche un più efficace trasferimento tecnologico dai laboratori alle aziende. In ultimo, occorre far tesoro e valorizzare l'esperienza nel campo della formazione e della comunicazione già acquisita e sistematizzata in altri Paesi che hanno alle spalle una lunga esperienza nell'uso dell'energia nucleare. Su questi temi, di primaria importanza per il rilancio dell'opzione nucleare in Italia, si ritornerà più ampiamente nel capitolo 5.

Infine, come richiesto dallo stesso AdP, l'ENEA garantisce, lungo tutto l'arco temporale del programma, il necessario supporto al MSE-DGERM per il coordinamento della partecipazione nazionale a progetti e accordi internazionali nel campo del nuovo nucleare da fissione e per la realizzazione della *road-map* italiana nel settore delle tecnologie a emissione zero che individui le priorità del settore a livello nazionale e ne favorisca l'integrazione su scala mondiale.

Il programma supporta, come previsto dal decreto, 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.

Gli obiettivi programmatici dell'intero programma sono a breve, medio e lungo termine, e precisamente:

- *a breve termine:* contribuire a ricreare le competenze del sistema Italia e le capacità industriali per partecipare pienamente alla ripresa del settore nucleare, e consentire all'Italia di partecipare a pieno titolo alle grandi iniziative di R&S internazionali/europee (GIF, GNEP, INPRO, SNETP, ecc., v. capitoli 2 e 3) sul nuovo nucleare;

- *a medio termine*: concentrare le risorse su un programma di dimensione internazionale quale l'IRIS Project, nel quale sia comunque possibile giocare un ruolo significativo anche a livello industriale (prova integrale del sistema, qualifica di componenti e sistemi, analisi sismiche di impianto, ecc.);
- *nel lungo termine*: sfruttare le competenze ancora esistenti per partecipare a pieno titolo allo sviluppo di reattori di quarta generazione quali il Lead Fast Reactor, il Sodium Fast Reactor e il Very High Temperature Reactor in ambito Euratom e GIF (prove sperimentali su componenti e sistemi, sviluppo metodi e progettazione core, analisi di sicurezza e sismiche, ecc.).

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 documento di orientamenti dell'Autorità per l'Energia Elettrica e il Gas del Piano Triennale 2009 - 2011 della ricerca di sistema elettrico nazionale.

Nel programma di ricerca sono coinvolti, oltre a ENEA, che svolge il ruolo di capofila, anche la sua partecipata SIET, il Consorzio interuniversitario CIRTEN, l'Università di Bologna e la società Del Fungo Giera Energia.

In parallelo all'Accordo di Programma MSE-ENEA e sulla scia dei precedenti programmi nazionali denominati TRASCO (Trasmutazione Scorie) I e II finanziati, fin dal 1999, dal Ministero dell'Università e della Ricerca, è in via di approvazione un programma biennale di R&S da 6,8 milioni di €, denominato TRASCO-III, anch'esso finanziato dal Ministero dell'Università e della Ricerca (MIUR) a valere sui fondi della Legge 297 e avente per oggetto la validazione e ottimizzazione su base sperimentale della configurazione di riferimento di sistemi nucleari sottocritici (cosiddetti ADS) e critici a spettro neutronico veloce per produzione di energia e minimizzazione dei rifiuti radioattivi. Tale programma, che vede come capofila Ansaldo Nucleare, prevede il forte coinvolgimento di ENEA e la partecipazione di INFN, CRS4, SRS Group e CIRTEN.

Per quanto riguarda la partecipazione ai progetti di R&S comunitari, va osservato che i vari soggetti italiani che operano nella R&S sul nucleare - ENEA, Ansaldo Nucleare, CIRTEN, CESI Ricerca, INFN ecc. - sono da sempre molto attivi nel reperire fondi comunitari dai Programmi Quadro (PQ) Euratom. In effetti, i progetti di R&S dei vari PQ europei parte Euratom rappresentano da sempre un importante fonte di finanziamento del sistema di ricerca italiano e la percentuale di ritorno dei fondi europei sulla fissione rispetto a quanto l'Italia versa all'Europa è sempre fra le più alte in relazione alle altre aree di R&S. Oltre a garantire una quota significativa delle risorse finanziarie disponibili nel campo della R&S nucleare (dell'ordine di circa 2 milioni di € all'anno), essi hanno anche permesso di conservare e ulteriormente sviluppare competenze di livello internazionale in tutti i campi

dell'energia nucleare da fissione e di creare una vasta rete di collaborazioni con i maggiori istituti di ricerca, università e industrie europee del settore. In alcuni casi hanno anche consentito di alimentare attività sperimentali a supporto della sicurezza, dei sistemi innovativi e della gestione dei rifiuti radioattivi effettuate su facility sperimentali realizzate mediante finanziamenti nazionali (impianti della SIET, facility del Centro ENEA-Brasimone, reattori di ricerca del Centro ENEA-Casaccia, impianti per lo studio della separazione degli attinidi e dei prodotti di fissione mediante simulanti, ecc.).

I progetti del VI e VII Programmi Quadro europei tuttora in corso che vedono la partecipazione di soggetti italiani sono:

- EUROTRANS: European Research Programme for the Transmutation of High Level Nuclear Waste in an Accelerator Driven System;
- ELSY: European Lead-cooled System (coordinatore Ansaldo Nucleare);
- RAPHAEL: Reactor for Process Heat Hydrogen and Electricity Generation;
- VELLA: Virtual European Lead Laboratory (coordinatore ENEA);
- ACSEPT: Actinide Recycling by Separation and Transmutation;
- ASAMPSA2: Advanced Safety Assessment Methodologies: level 2 PSA (European best practices L2 PSA guidelines);
- CARBOWASTE: Treatment and Disposal of Irradiated Graphite and other Carbonaceous Waste;
- GETMAT: GEn IV and Transmutation Materials.

Soggetti italiani, fra cui ENEA e Ansaldo Nucleare, fanno anche parte dei consorzi che hanno presentato i seguenti progetti del VII PQ, in via di negoziazione/contrattualizzazione:

- CDT: Central Design Team for a Fast Spectrum Transmutation Experimental Facility;
- CP-ESFR: Collaborative Project on European Sodium Fast Reactor;
- SARNET2: Severe Accident Research Network of Excellence - 2;
- SEALEX: Sealing System Performance: Modeling and Experiments.

Per quanto riguarda il prosieguo del VII PQ, argomenti già annunciati dalla Commissione Europea di sicuro interesse per il sistema di ricerca italiano sono:

- Long-term performance of Engineered Barrier Systems (EBS)
- Safety and competitiveness of existing and future nuclear installations
- Conceptual design of lead and gas cooled fast reactor systems
- Network for the development and implementation of the European Industrial Initiative in sustainable nuclear fission energy
- Thermal hydraulic issues and development of Computational Fluid Dynamic (CFD) codes for advanced reactor systems
- Viability study of V/HTR systems in support of SNE-TP
- Euratom Fission Training Schemes (EFTS) in nuclear energy and radiation protection

- Cooperation with Russia
- Reliability and Efficiency of High-Power Proton Accelerator Components and System Design for Continuous Operation of Transmutation Devices
- Support Experiments for Validation of Design Activities of Critical and Sub-critical Lead-Cooled Fast Spectrum Transmutation Facilities
- Fuel and Cladding for Advanced Reactors and Transmutation Devices

Infine, come già ricordato al capitolo 3, ENEA, Ansaldo Nucleare, Enel, Sogin, Del Fungo Giera Energia e CIRTEN sono membri attivi della European Sustainable Nuclear Energy Technology Platform e l'ENEA è nel *core group* della European Energy Research Alliance.

A livello internazionale, il sistema di ricerca italiano partecipa al Generation IV International Forum (GIF) tramite l'Euratom e all'iniziativa INPRO della IAEA, nonché a svariate iniziative della NEA e della IAEA (v. capitolo 2).

Attività di R&S sono anche portate avanti nell'ambito di accordi bilaterali con il Commissariat à l'Energie Atomique (CEA) francese, l'Oak Ridge National Laboratory e l'Argonne National Laboratory dello US-DOE, l'IPPE e il NIKIET russi, ecc..

4.3 Competenze e infrastrutture di ricerca esistenti

Nonostante le ridotte risorse finanziarie disponibili nel settore dopo il referendum del 1987 e il conseguente depauperamento di risorse umane e strumentali, l'Italia possiede tuttora rilevanti competenze specifiche e infrastrutture di ricerca di livello internazionale, conservate e sviluppate grazie alla partecipazione ai programmi MIUR sulla trasmutazione, al recente Accordo di Programma MSE-ENEA presentato nel paragrafo 4.2, ai progetti europei dei vari programmi quadro Euratom e alle attività di studio e consulenza presso organismi internazionali (OECD-NEA, IAEA, ecc.), nonché tramite l'acquisizione di alcune commesse nazionali e internazionali ricevute dall'industria (Ansaldo Nucleare, Sogin, ecc.) e da altri organismi europei (CEA, IRSN, ecc.). Tali competenze e infrastrutture sono concentrate presso i Centri ENEA di Bologna, del Brasimone, della Casaccia (Roma) e di Saluggia, le sue partecipate SIET, CESI Ricerca e NUCLECO e presso le Università che fanno capo al CIRTEN (Consorzio Interuniversitario per la Ricerca Tecnologica Nucleare).

In sintesi tali competenze e infrastrutture di ricerca italiane consistono in:

- Capacità e competenze di sviluppo metodi, progettazione e analisi in settori quali: dati nucleari, fisica del reattore nucleare, termoidraulica di nocciolo, termoidraulica di impianto, analisi di scenario, di sistema e di sicurezza, combustibile nucleare, ciclo del combustibile, materiali strutturali, strumentazione e controllo, analisi strutturale.
- Grandi *facility* sperimentali e laboratori quali: gli impianti a metallo

liquido pesante CIRCE, LECOR, CHEOPE e LiFUS5 presso il Centro Ricerche ENEA Brasimone; i circuiti di prova ad acqua in pressione in grande scala presso la SIET di Piacenza (ad es. impianto SPES); il Laboratorio C-25 presso il Centro Ricerche ENEA Casaccia.

- Reattori nucleari di ricerca: reattori TRIGA e TAPIRO presso il CR ENEA Casaccia, reattore TRIGA a Pavia e reattore AGN a Palermo;
- Infrastrutture “fredde” per la qualificazione di matrici di condizionamento e per la caratterizzazione di rifiuti radioattivi: Laboratori CETRA e NDA C-43 (analisi non distruttive) presso il CR ENEA Casaccia;
- Infrastruttura “fredda” per caratterizzazione radiochimica: Laboratorio 1000 presso il CR ENEA Saluggia;
- Impianto sperimentale “freddo” PYREL per sperimentazione sul *partitioning* presso il CR ENEA Brasimone;

Nei successivi paragrafi si riporta, con maggior dettaglio, l’insieme delle competenze, capacità operative e infrastrutture di ricerca presenti in Italia.

4.3.1 Centro Ricerche ENEA Bologna

Presso il CR ENEA Bologna opera e ha sede la Sezione “Sistemi Nucleari Innovativi e Chiusura del Ciclo Nucleare” del Dipartimento Fusione, Tecnologie e Presidio Nucleari. Questa Sezione, che ha anche alcune limitate presenze presso i CR ENEA Casaccia e Frascati, è costituita attualmente da un nucleo di ricercatori e progettisti (circa 50 persone) che, nella maggior parte hanno in passato operato su attività ENEA di progetto e realizzazione di reattori nucleari a fissione, in collaborazione spesso con organismi internazionali (in modo particolare il CEA francese) e in stretta collaborazione con l’industria nazionale (in modo particolare Ansaldo Nucleare). Tale esperienza è stata, nel tempo, validata attraverso la partecipazione a progetti complessi di reattori veloci (PEC, Superphenix, PRISM) e termici (MARS, PIUS, SBWR, IRIS) acquisendo la piena capacità di affrontare la progettazione complessiva di nocciolo e di sistema. Nella citata Sezione è ancora presente un nucleo di persone in grado di assicurare la capacità di affrontare tutti i principali aspetti in cui si articola un’attività relativa a sistemi nucleari e a cicli del combustibile innovativi.

In particolare si è in grado di operare nelle discipline di seguito elencate:

- analisi di sistema e sicurezza (incluso analisi sismiche);
- fisica del reattore, fisica del target e ciclo del combustibile;
- termoidraulica e termomeccanica di nocciolo e di sistema;
- progettazione di target per sistemi ADS;
- studi di scenario legati all’intero ciclo nucleare;
- applicazioni non energetiche di fisica nucleare;
- *security* e resistenza alla proliferazione.

Occorre inoltre sottolineare la proficua collaborazione con ricercatori stranieri di alto livello, ospitati presso la Sezione, per integrare le risorse esistenti (neutronica, dati nucleari, termoidraulica 3D, termomeccanica). Conseguenza dell'origine "storica" di questo insieme di professionalità è il valore aggiunto costituito dalla capacità di gestire analisi e progettazione di un sistema nucleare complesso nella sua globalità, che è evidentemente cosa diversa dalla giustapposizione delle singole competenze. Questo sistema integrato di competenze costituisce un patrimonio unico nell'attuale situazione italiana.

4.3.2 Centro Ricerche ENEA Brasimone

Presso il CR ENEA Brasimone opera e ha sede la Sezione "Ingegneria Sperimentale" del Dipartimento Fusione, Tecnologie e Presidio Nucleari. L'attività di ricerca che si svolge presso la sezione riguarda prevalentemente lo sviluppo tecnologico di sistemi energetici innovativi, in special modo di tipo nucleare, quali sistemi sottocritici pilotati da acceleratore (ADS – Accelerator Driven Systems), per il bruciamento delle scorie radioattive, reattori a fissione di quarta generazione refrigerati a piombo (LFR – Lead Fast Reactor) e reattori a fusione. In particolare la Sezione ha acquisito negli anni numerose e specifiche competenze che sono essenzialmente riconducibili a:

- sviluppo di tecnologie da utilizzarsi in presenza di metalli liquidi pesanti;
- caratterizzazione e sviluppo di materiali per applicazioni in ambiente ostile (alta temperatura, carichi termo-meccanici elevati, ambiente corrosivo);
- termoidraulica di fluidi non convenzionali;
- sviluppo e analisi di componenti e sistemi;
- manutenzione remota.

A partire dal 1999 questa Sezione, assieme alle Sezioni "Sistemi Nucleari Innovativi e Chiusura del Ciclo Nucleare" e "Sorgenti di Radiazioni e Applicazioni di Radiazioni Ionizzanti", del medesimo Dipartimento, ha partecipato ai programmi nazionali TRASCO I e II, studiando diversi aspetti tecnologici legati all'utilizzo del piombo e della lega eutettica piombo-bismuto nei sistemi ADS e/o reattori veloci LFR. Dal 2000 al 2003 ha coordinato il progetto europeo TECLA, ottenendo risultati scientifici di primaria rilevanza. Nel 2006 ha iniziato il coordinamento del progetto VELLA che si pone l'obiettivo di riunire in maniera omogenea le infrastrutture di ricerca esistenti nei diversi Paesi, facilitando l'accesso alle infrastrutture più rilevanti e garantendo la creazione di uno spazio comune di ricerca nell'ambito delle tecnologie del piombo e sue leghe.

La Sezione "Ingegneria Sperimentale" inoltre, ancora una volta in sinergia con le altre due Sezioni prima citate, partecipa ai grandi progetti EUROTRANS, il

cui obiettivo primario è quello di realizzare, dimostrandone la fattibilità, un progetto concettuale per un trasmutatore industriale di scorie nucleari, che utilizzi leghe di piombo come materiale di spallazione e fluido refrigerante, ed ELSY, che ha lo specifico scopo di pervenire al progetto di un reattore veloce critico refrigerato a piombo, che sia sicuro e competitivo con le altre soluzioni proposte nell'ambito della Generation IV. Infine, ha fornito un significativo contributo allo sviluppo del progetto MEGAPIE, ovvero alla progettazione e realizzazione di un modulo di spallazione da 1 MW di potenza presso il Paul Scherrer Institute (PSI) in Svizzera.

Per quanto concerne le capacità tecniche, queste riguardano tanto apparati sperimentali e dispositivi, quanto laboratori di analisi e diagnostica di materiali.

Si riportano nella tabella 4.1 le *facilities* operanti presso il CR ENEA Brasimone nel campo del nucleare da fissione.

Tab. 4.1 – *Facilities* a supporto del nucleare da fissione operanti presso il CR Brasimone dell'ENEA

Facility	Attività principale
LECOR	Corrosione e protezione dei materiali
CHEOPE	Corrosione e protezione dei materiali
CIRCE	Controllo dell'ossigeno e purificazione
	Esperimenti di Gas Lift
	Integral Circulation Experiment
LiFUS 5	Interazione Pb/LBE – acqua
HeFUS 3	Caratterizzazione componenti refrigerati a elio in pressione

Una descrizione dettagliata degli apparati sperimentali elencati è riportata nel seguito.

Impianto LECOR

LECOR (figura 4.19) è un impianto di grossa taglia impiegato per la caratterizzazione della corrosione dei materiali strutturali (acciai e materiali non ferrosi) da LBE (Lead Bismuth Eutectics) fluente in ambiente riducente, cioè in condizioni di bassa concentrazione di ossigeno.

Impianto CHEOPE

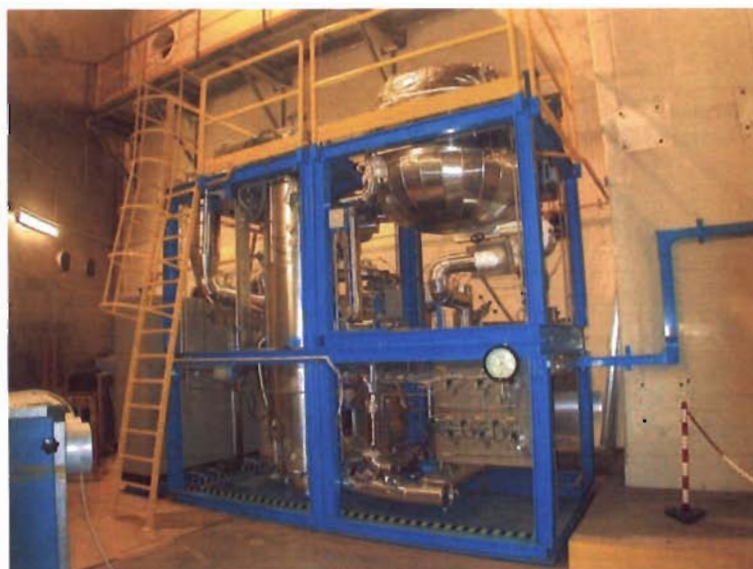
L'impianto sperimentale CHEOPE (figura 4.20), simile per configurazione a LECOR, ma operante in un ambiente caratterizzato da un'elevata concentrazione di ossigeno nel metallo liquido, è un apparato dedicato allo studio degli effetti della corrosione da Pb e Pb-Bi sui materiali strutturali candidati a essere utilizzati nei reattori ADS e LFR.

In CHEOPE vengono inoltre sperimentati e sviluppati sistemi e tecnologie avanzate per il controllo e il monitoraggio dell'ossigeno disciolto in matrici di Pb e Pb-Bi allo stato liquido.

Fig. 4.19 – Impianto LECOR nell'edificio sperimentale CPC1



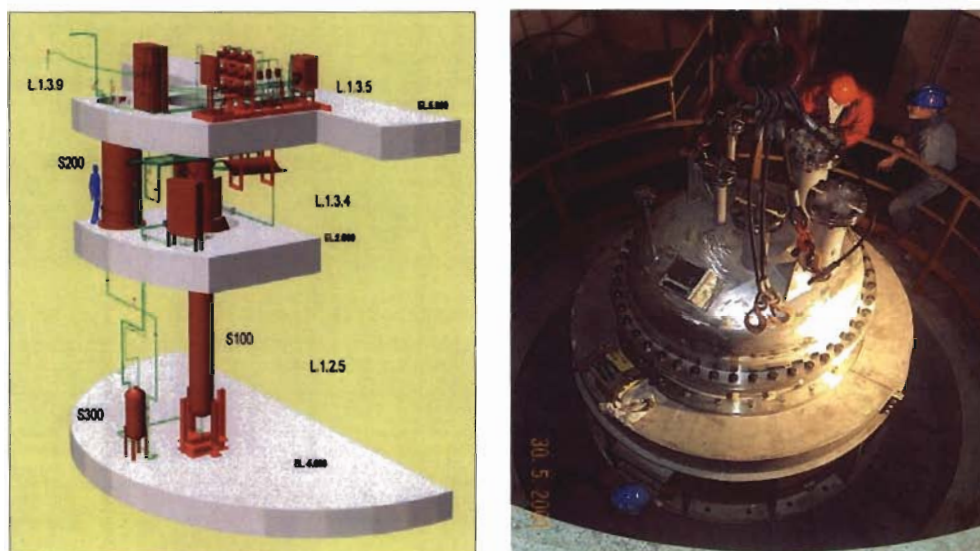
Fig. 4.20 – Impianto CHEOPE



Impianto CIRCE

L'apparecchiatura sperimentale CIRCE (Circolazione Eutettico, figura 4.21), per capacità il più grande impianto a piombo-bismuto realizzato in Europa, viene utilizzata per attività sperimentali essenzialmente di natura termofluidodinamica e di qualifica di componenti di grosse dimensioni in supporto allo sviluppo tecnologico dei sistemi ADS e dei reattori veloci refrigerati a piombo (Lead Fast Reactor, LFR).

Fig. 4.21 – Schema e vista dall'alto del grande impianto sperimentale CIRCE



Impianto LiFUS 5

L'impianto LiFUS 5 (figura 4.22) è un'apparecchiatura sperimentale progettata per lo studio delle fenomenologie di interazione tra leghe di piombo e acqua a elevato contenuto entalpico.

Originariamente utilizzato nell'ambito della ricerca per le tecnologie di fusione nucleare, in questi ultimi mesi LiFUS 5 ha iniziato a operare per i programmi di R&S connessi allo sviluppo dei sistemi ADS e LFR.

Impianto HeFUS 3

HeFUS 3 (figura 4.23) è un impianto sperimentale di grandi dimensioni, a oggi il più grande in Europa, utilizzato per la caratterizzazione termomeccanica di componenti refrigerati a elio in pressione.

È utilizzato prevalentemente per attività in ambito fusionistico (caratterizza-

zione di mock-up di TBM HCPB) ma permette anche di sperimentare componenti per il reattore a fissione di IV generazione VHTR.



Fig. 4.22

Vista e sinottico dell' impianto LiFUS 5



Fig. 4.23

Impianto HeFUS 3 a elio

4.3.3 Centro Ricerche ENEA Casaccia

Presso il CR Casaccia operano e hanno sede le Sezioni “Sorgenti di Radiazioni e Applicazioni di Radiazioni Ionizzanti” e “Esercizio Impianti Casaccia” del Dipartimento Fusione, Tecnologie e Presidio Nucleari. In particolare, alla prima afferiscono i due reattori nucleari di ricerca dell’ENEA denominati TRIGA e TAPIRO che, unitamente al reattore TRIGA di Pavia, costituiscono gli unici reattori nucleari in esercizio in Italia. Di essi viene data, nel seguito, una descrizione piuttosto ampia.

Il reattore TRIGA RC-1 del CR Casaccia

Il reattore nucleare di ricerca TRIGA Mark II, denominato RC-1, ossia Reattore Casaccia 1 (fig. 4.24), è stato costruito agli inizi degli anni 60 dalla General Atomics, con una potenza originale di 100 kW, aumentata a 1 MW nel 1966. Si tratta di un reattore del tipo a piscina con il nocciolo contenuto in un recipiente di alluminio e collocato all’interno di un cilindro riflettore di grafite, contornato da schermi di piombo.

Fig. 4.24
Reattore TRIGA RC-1 del CR Casaccia
 sala reattore e interno della piscina



Lo schermo biologico è realizzato con calcestruzzo avente uno spessore medio di 2,2 m. Il recipiente di alluminio è riempito di acqua demineralizzata con funzioni di moderatore dei neutroni, di refrigerante e di schermo biologico. Il controllo è garantito da quattro barre: tre con combustibile a seguire, di cui una con funzioni di sicurezza, e una di regolazione fine. La potenza termica prodotta durante il funzionamento è smaltita mediante circolazione naturale di acqua attraverso un circuito termoidraulico comprendente scambiatori di calore e torri di raffreddamento ad aria.

Il TRIGA RC-1 è dotato di tre postazioni di irraggiamento:

- Rastrelliera girevole – La rastrelliera girevole, denominata Lazy Susan, è situata nel riflettore di grafite che circonda il nocciolo del reattore, e consiste di 40 alloggiamenti per contenitori cilindrici di campioni (circa 2,5 cm di diametro e 9 cm di lunghezza) che possono essere irraggiati simultaneamente. Gli irraggiamenti di routine sono condotti nella rastrelliera: i campioni sono introdotti con un dispositivo *pick-up* attraverso un tubo di caricamento che collega la rastrelliera con il camminamento superiore del reattore. Esempi di materiali normalmente irraggiati sono campioni biologici, geologici e del settore agricolo, oltre a materiali target per la produzione di radioisotopi.
- Sistema di Trasferimento Pneumatico – Il sistema pneumatico di trasferimento (Rabbit), che consiste di un tubo metallico, una soffiante e una serie di elettrovalvole, può trasferire in pochi secondi una navetta contenente il campione da irraggiare dal nocciolo del reattore al laboratorio remoto. Il terminale di irraggiamento del sistema di trasferimento è alloggiato in una posizione esterna della griglia porta elementi del nocciolo. Il trasferimento rapido è utile per le indagini su campioni irraggiati che contengono radioisotopi a breve vita media.
- Canale Centrale – Un tubo vuoto di diametro interno 3,3 cm, disposto tra il ponte superiore del reattore e il centro del nocciolo, può essere utilizzato per irraggiare campioni nella posizione a più alto flusso neutronico.

Nella tabella 4.2 sono riportati i flussi neutronici nelle varie postazioni di irraggiamento.

Tab. 4.2 – Flussi neutronici nelle varie postazioni di irraggiamento del TRIGA RC-1 del CR ENEA Casaccia

Descrizione	Flussi Neutronici [$n \cdot cm^{-2} \cdot s^{-1}$]
Rastrelliera girevole (40 posizioni)	$2,00 \cdot 10^{12}$
Sistema di trasferimento pneumatico	$1,25 \cdot 10^{13}$
Canale centrale	$2,68 \cdot 10^{13}$
Collimatore alla colonna termica	$\sim 1,00 \cdot 10^6$
Collimatore al canale tangenziale passante	$\sim 1,00 \cdot 10^8$

Il reattore e le attrezzature sperimentali sono contornate da una struttura schermante di calcestruzzo. L'assieme nocciolo-riflettore è collocato al fondo di un contenitore di alluminio (190,5 cm di diametro). L'altezza complessiva del contenitore è di circa 7 m, pertanto il nocciolo è schermato da circa 6 metri di acqua. Il nocciolo, circondato dal riflettore di grafite, consiste di un assemblaggio di elementi di combustibile, barre di grafite e barre di controllo e regolazione. Sono presenti 127 posizioni divise in sette anelli concentrici (da 1 a 36 posizioni per anello). Le posizioni sono riempite da elementi di combustibile, grafite e barre di controllo secondo il livello di potenza desiderato. Una delle posizioni è occupata dalla sorgente di Am-Be necessaria per l'avviamento del reattore mentre due posizioni (quella centrale e una periferica) sono dedicate agli esperimenti di irraggiamento. Un sistema pneumatico assicura il rapido trasferimento di campioni tra la posizione periferica e la stazione terminale collocata nel laboratorio di Radiochimica.

Il diametro del nocciolo è di 56,5 cm e l'altezza è di 72 cm. La riflessione dei neutroni è assicurata da grafite contenuta in una scatola di alluminio che circonda il nocciolo, a sua volta circondata da 5 cm di piombo con funzioni di schermo termico. I componenti del nocciolo sono alloggiati tra due griglie di alluminio: la griglia superiore ha 126 fori per gli elementi di combustibile e le barre di controllo, oltre a un foro centrale per il canale di alto flusso. Il nocciolo del reattore è raffreddato per convezione naturale dell'acqua contenuta nella piscina del reattore.

L'elemento di combustibile consiste di un tubo di acciaio inossidabile (AISI-304, spessore 0,05 cm, densità $7,5 \text{ g/cm}^3$) con funzioni di contenimento primario, caratterizzato da un diametro esterno di 3,73 cm e una lunghezza totale di 72 cm, comprese le chiusure terminali. Il combustibile ha forma cilindrica (altezza 38,1 cm, diametro 3,63 cm e densità $5,8 \text{ g/cm}^3$) formato da una lega ternaria di uranio-zirconio-idrogeno (H-to-Zr con rapporto atomico 1,7 a 1; l'uranio, arricchito al 20% in U-235, costituisce l'8,5% in peso della miscela: il contenuto di uranio totale di un elemento è di 190,4 g, tra cui 37,7 g di fissile) con una barra metallica di zirconio al centro (altezza 38,1 cm, diametro 0,5 cm, densità $6,49 \text{ g/cm}^3$). Due cilindri di grafite (altezza 8,7 cm, diametro 3,63 cm, densità $2,25 \text{ g/cm}^3$) sono alloggiati sopra e sotto la parte di combustibile, con funzioni di riflettore superiore e inferiore. Alle estremità di ogni elemento sono presenti due terminali che ne consentono il posizionamento e l'estrazione dal nocciolo.

La barra di regolazione ha lo stesso aspetto morfologico della barra di combustibile: la sola differenza è che in luogo della lega ternaria uranio-zirconio-idrogeno è presente un assorbitore di neutroni (grafite miscelata a polvere di carburo di boro). Le barre di controllo sono con elemento a seguire: la geometria è simile alla barra di regolazione, con la parte inferiore di grafite sostituita da una barra di combustibile. Gli elementi di grafite sono simili agli elementi combustibile, con la grafite estesa a tutto il volume interno.

Il reattore TRIGA RC-1 può operare, alla piena potenza di 1 MW, con cicli giornalieri di 6 ore per 5 giorni alla settimana e per 40 settimane all'anno.

Il reattore veloce TAPIRO del CR Casaccia

L'impianto nucleare RSV TAPIRO (Taratura Pila Rapida a Potenza 0) è un Reattore Sorgente Veloce sperimentale situato presso il CR Casaccia (figure 4.25 e 4.26) e rappresenta uno dei quattro impianti nucleari di ricerca attualmente in esercizio in Italia. Il reattore veloce TAPIRO si differenzia dai due reattori TRIGA italiani (quello dell'ENEA sopra descritto e quello del LENA di Pavia) e da altri impianti simili per essere stato progettato e costruito interamente in Italia in modo completamente autonomo e originale; ciò gli ha conferito una struttura molto particolare (fig. 4.11) sia per la configurazione geometrica che per le condizioni di operazione e i parametri di esercizio.

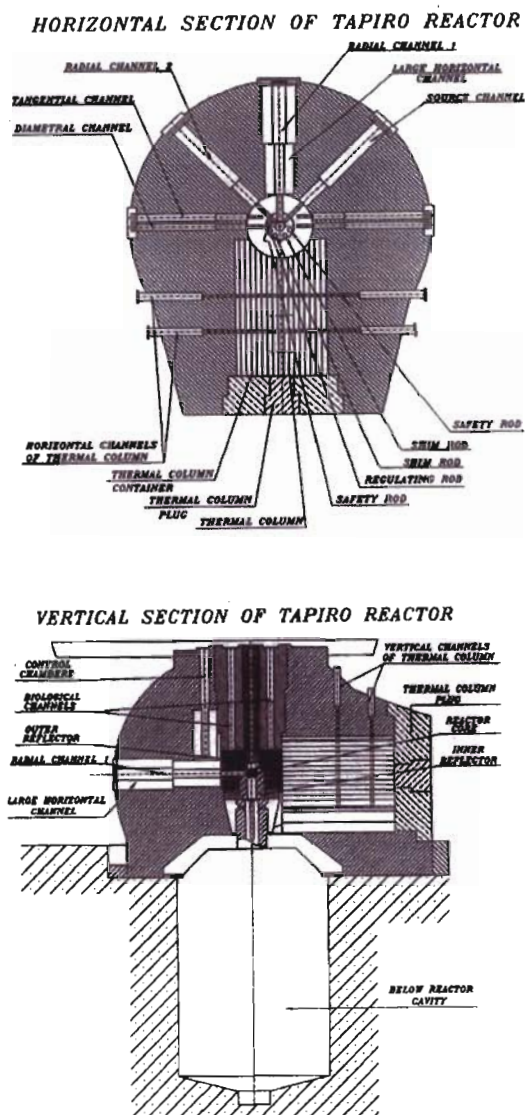
Il TAPIRO è in funzione dal 1971 ed è esercito dall'ENEA nell'ambito di un decreto ministeriale di autorizzazione all'esercizio che ne definisce i limiti di prescrizione oltre che le norme e le procedure di sorveglianza. Data la bassa potenza di esercizio (5 kW), tale tuttavia da rendere disponibile una elevata intensità di flusso di neutroni, il TAPIRO registra un consumo di combustibile del tutto trascurabile, valutabile in meno di un grammo di Uranio-235 per l'intero periodo di esercizio del reattore.

Fig. 4.25 – Il Reattore TAPIRO del CR Casaccia, sala reattore



L'accesso e l'utilizzo dell'impianto è riservato al personale professionalmente esposto secondo le procedure definite dalla direzione dell'impianto in accordo con l'Esperto Qualificato e nel rispetto della normativa vigente in materia di radioprotezione. Il TAPIRO rappresenta l'unico reattore veloce in Italia, e anche in Europa, in grado di fornire (per la presenza di numerosi canali di irraggiamento) fasci di neutroni veloci, epitermici e termici di grande interesse per le importanti ricadute delle tecnologie del nucleare da fissione in applicazioni non energetiche (ad esempio quelle in campo medico). Tali caratteristiche sono state sfruttate per la ricerca in alcuni ambiti di interesse nazionale e internazionale.

Fig. 4.26
Sezioni orizzontale e verticale del reattore TAPIRO



Negli ultimi anni l'impianto è stato principalmente dedicato alla ricerca su un tipo di terapia antitumorale denominata BNCT (Boron Neutron Capture Therapy, terapia per cattura neutronica del boro), già inserita in programmi di ricerca cofinanziati da MURST e da MIUR.

Nella tabella 4.3 sono riportati i principali parametri di funzionamento del reattore TAPIRO.

Tab. 4.3 – Parametri di funzionamento del Reattore TAPIRO

data di costruzione:	gennaio 1964
1 ^a criticità:	aprile 1971
tipo di reattore:	sorgente di neutroni veloci
potenza massima:	5 kW
flusso neutronico massimo nel <i>core</i> :	$4,0 \times 10^{12} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$
flusso neutronico medio nel <i>core</i> :	$2,3 \times 10^{12} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$
flusso neutronico medio nel riflettore:	$1,3 \times 10^{11} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$
Core	
geometria:	forma cilindrica
dimensioni:	diametro = 12,6 cm, altezza = 11,5 cm
combustibile:	Lega metallica (U 98,5%, Mo 1,5%) arricchimento: 93,5% U ²³⁵ densità: 18,5 g·cm ⁻³
refrigerante	Elio
Riflettore	
geometria:	forma cilindrica
dimensioni:	diametro esterno = 80 cm altezza esterna = 72 cm
materiale:	rame
materiale degli elementi di controllo:	rame
numero degli elementi di controllo:	5
Schermo biologico	
geometria:	approssimativamente sferica
spessore:	175 cm
materiale:	calcestruzzo pesante borato

4.3.4 Centro Ricerche ENEA Saluggia

Presso il CR Saluggia opera e ha sede il "Laboratorio Caratterizzazione Rifiuti Radioattivi" del Dipartimento Fusione, Tecnologie e Presidio Nucleari.

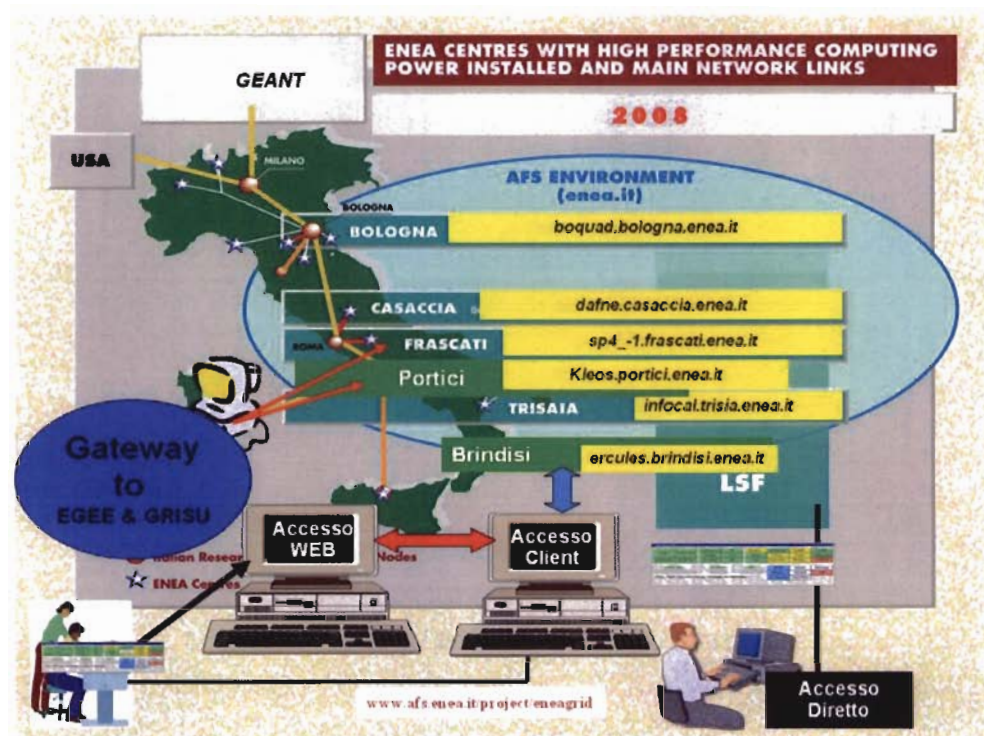
Prima della cessione degli impianti di ricerca del ciclo del combustibile a Sogin, l'ENEA gestiva il "Laboratorio di Caratterizzazione dei Rifiuti Radioattivi e Materiali Nucleari", una struttura tecnico-scientifica, presente nei

Centri ENEA di Casaccia e Saluggia, che finora è stata impegnata sulle attività di controllo dei materiali nucleari, di caratterizzazione dei rifiuti radioattivi primari e condizionati, sullo sviluppo dei processi di trattamento e condizionamento, sulla lotta contro il traffico illecito dei materiali nucleari e sulla salvaguardia dell'ambiente. Per lo svolgimento di questi compiti, il Laboratorio di Caratterizzazione dispone di personale qualificato e di infrastrutture localizzate in diversi Centri.

4.3.5 Infrastrutture ENEA di supercalcolo a supporto del nucleare

L'infrastruttura di calcolo e supercalcolo dell'ENEA, con oltre 3.500 CPU e 200 Terabyte di *storage*, è la seconda in Italia e la prima nel settore della ricerca (dato del giugno 2008). Essa è integrata in un sistema hardware e software denominato ENEA-GRID (v. figura 4.27 e tabella 4.4), ovvero una griglia computazionale già completamente funzionante e inserita nella più importante GRID europea della ricerca, attraverso il progetto EGEE coordinato dal CERN.

Fig. 4.27 – Visione di insieme infrastruttura ENEA GRID e modalità di accesso



In particolare ENEA-GRID include l'infrastruttura di High Performance Computing (HPC) CRESCO, figura 4.28, realizzata presso il Centro Ricerche ENEA di Portici (NA), ovvero un importante Polo di calcolo multidisciplinare per lo studio dei sistemi complessi di natura biologica, nucleare e tecnologica.

Tab. 4.4 – Risorse computazionali di ENEA-GRID

OS	#CPU/Core	Gflops	
AIX	>300	3.000	Frascati (258), Bologna (24), Portici (18), Brindisi (2)
Linux x86 32/64	>3.000	25.000	Frascati (140), Casaccia (54), Portici (2700), Trisaia (20), Brindisi (84)
Linux Alpha	80	100	Casaccia
IRIX	26	40	Frascati (8), Casaccia (4), Portici (1), Trisaia (8), Brindisi (1), Bologna (5)
Solaris	8	10	Trisaia (4), Casaccia (2), Bologna (2)
Windows 32/64	46	100	Frascati (4), Portici (34), Trisaia (4), Brindisi (4)
Mac OS X	14	60	Frascati (1), Trisaia (13)

Fig. 4.28 – Sala macchine Infrastruttura supercalcolatore CRESCO

CRESCO HPC hall



Il sistema principale di CRESCO è costituito da una piattaforma di calcolo di assoluta eccellenza, in grado di erogare una potenza superiore ai 25 Teraflops, corredata di una nuova classe di funzionalità GRID innovative. Si tratta di un sistema ad alte prestazioni costituito da oltre 2.500 CPU di ultima generazione che, sulla base delle misurazioni effettuate in sito, si è piazzato nella posizione n°125 nell'edizione della lista "TOP500 Supercomputer Sites" di Giugno 2008. Le potenzialità di ENEA-GRID sono tali da consentire lo sviluppo, in modo semplificato, di sistemi complessi per la simulazione integrata di processi sia di progettazione che modellazione fisica. La peculiarità principale risiede nella condivisione a livello geografico nazionale di uno spazio disco virtuale accessibile da tutte le risorse di calcolo. Questa peculiarità consente di condividere dati e informazioni fra codici che simulano componenti o aspetti diversi di processi su sistemi geograficamente distribuiti.

Data la complessità dei sistemi da simulare e integrare, questa base architetture costituisce uno strumento completamente innovativo a disposizione del mondo della ricerca, dell'industria e degli Enti certificatori. Non ultimo l'intero sistema è completamente accessibile in via remota e sicura.

Questa infrastruttura di calcolo è in grado di ospitare tutti i codici oggi disponibili sul mercato sia della ricerca che industriale. Su di essa è già operativo un vasto insieme di software utilizzati nel settore nucleare; molti di questi codici sono installati in modalità parallela il che consente tempi di esecuzione estremamente ridotti rispetto al caso sequenziale. I codici e i software di interesse nucleare attualmente installati sul sistema ENEA-GRID sono i seguenti:

- FLUKA: Codice Monte Carlo *multi purpose* ampiamente utilizzato in fisica delle alte energie, schermaggio, *radiation therapy*, dosimetria, ecc. Può trattare il trasporto adronico da 1 keV fino a 20 TeV, mentre per muoni, elettroni e fotoni copre il range da 1 keV a 1000 TeV.
- MCNPX: (Prodotto da LANL) Trasporto di radiazione Monte Carlo per diversi tipi di particelle a tutte le energie, utilizzato soprattutto per il trasporto ad alta energia.
- MCNP4C: (Prodotto da LANL) Trasporto di radiazione Monte Carlo per energie <20MeV. L'utilizzo di tale codice complica molto l'approccio ai calcoli di ciclo; se lo si utilizza occorre prevedere un accoppiamento in cascata con codici di trasporto deterministici (si veda più avanti la catena ERANOS).
- SP-FISPACT: Calcolo completo dei nuclei residui / attivazione per interazioni nucleari a tutte le energie (tenendo conto di decadimento / evoluzione). È stato messo a punto in ENEA modificando il codice FISPACT (codice attivazione per E<20MeV, UKAEA) per essere accoppiato con MCNPX.
- ERANOS: Sistema di codici sviluppato dal CEA-Cadarache. Il codice di cella

utilizzato dal sistema è ECCO. I codici di trasporto accoppiati sono VNM-VARIANT (esagonale 3D: Variational Nodal Method) e BISTRO (bidimensionale Sn: Bidimensional Sn Transport Optimisé). Il sistema permette i calcoli di ciclo, ma in un sistema ADS va accoppiato con un Montecarlo che gli fornisca la sorgente.

- DORT / TORT con BOT3P: codici di trasporto deterministico accoppiati con il codice BOT3P (prodotto da ENEA) che permette una “meshatura” molto fine del problema da trattare.
- TIESTE – NILO / TIESTE – MINOSSE: Codici, sviluppati da ENEA, di cinetica neutronica spaziale r-z a soluzione diretta e di cinetica punto. Accoppiamento cinetica neutronica – termoidraulica monofase/monocanale.
- TRANSURANUS: Codice prodotto da ITU per l’analisi di performance (rilascio di gas di fissione, *swelling*, rilocazione e densificazione pellets, *creep*, variazione concentrazioni fissile, deformazioni, calcoli termomeccanici guaina, ecc.) della barretta di combustibile in situazioni anche estreme di *burn-up*. Nella attuale versione può trattare combustibile a ossidi e a nitruri e non combustibile metallico.
- ANTEO: codice prodotto da ENEA. Permette, in sistemi raffreddati a Pb o Pb-Bi, di determinare, data la distribuzione di potenza, le distribuzioni di portata di nocciolo e di by-pass, le distribuzioni di portata negli elementi di combustibile e la relativa caduta di pressione, la distribuzione di temperatura 3-D negli assemblaggi.
- FLOW-3D, STAR-CD, CFX: codici commerciali per analisi termo fluidodinamiche tridimensionali.
- FLUENT: codice commerciale per analisi termofluidodinamiche tridimensionali.
- OPENFOAM: Codice per la simulazione fluidodinamica open source a grande scalabilità.
- ANSYS: codice commerciale per analisi termomeccaniche.
- RELAP5: codice per l’analisi di transitori di impianto operazionali e incidentali in sistemi ADS a acqua, Pb, Pb-Bi, Li.
- RELAP5/PARCS: codice sviluppato da ENEA per l’accoppiamento di RELAP5 con il codice di neutronica 3D con sorgente esterna PARCS. Il codice è stato validato sperimentalmente.
- MELCOR: codice per l’analisi di incidenti severi.
- COSI: Calcoli di scenario legati all’intero ciclo nucleare (reattori, impianti di fabbricazione, impianti di ritrattamento, stoccaggi temporanei, deposito finale, controllo della proliferazione).
- DVMOKUP, CATIA, Pro/ENGINEER: Ambienti virtuali 3D per la progettazione e visualizzazione dati complessi.
- AVS, IDL, Librerie grafiche 3D: visualizzazione dati scientifici.

4.4 Le attività di controllo sulla sicurezza nucleare, di radioprotezione e di metrologia delle radiazioni ionizzanti


4.4.1 ISPRA (ex APAT)

Il "Dipartimento nucleare, rischio tecnologico e industriale", nell'ambito delle competenze e dei fini istituzionali attribuiti all'ISPRA (ex APAT) dalla normativa vigente e ai sensi dell'articolo 2 del D.P.R. 8 agosto 2002, n. 207, svolge i compiti di autorità nazionale di controllo per quanto attiene alla sicurezza nucleare, alla radioprotezione, alle materie nucleari, alla protezione fisica passiva degli impianti e delle materie nucleari, nonché al trasporto delle materie radioattive e nucleari. Assicura altresì lo svolgimento degli adempimenti derivanti dagli obblighi internazionali dell'Italia sulle salvaguardie per le materie nucleari. In particolare, il Dipartimento svolge le istruttorie tecniche, formula i pareri alle Amministrazioni competenti ed emette le approvazioni e gli atti autorizzativi di competenza dell'Agenzia; esercita i controlli e la vigilanza sugli impianti nucleari e sulle installazioni di rilievo nazionale con radioisotopi e macchine radiogene, sul trasporto di materie radioattive e nucleari, sulla protezione fisica passiva di impianti e materie nucleari e sul rispetto del regime delle salvaguardie. Assicura le attività radiometriche necessarie per l'esercizio delle funzioni di controllo sulle attività nucleari e sulla radioattività ambientale.

Il Dipartimento assicura lo svolgimento dei compiti assegnati all'APAT dalla normativa vigente ai fini della predisposizione delle pianificazioni a fronte di emergenze nucleari e radiologiche. Il Dipartimento fornisce altresì il richiesto supporto tecnico alle Amministrazioni centrali, periferiche e territoriali, nel campo della gestione delle emergenze, in raccordo con le ARPA/APPA e in collaborazione con altri soggetti istituzionali coinvolti.

Il Dipartimento svolge le attività tecnico-scientifiche di competenza dell'Agenzia connesse all'individuazione e alla raccolta sistematica di dati e allo sviluppo di metodologie e criteri tecnici per la prevenzione e la valutazione dei rischi di incidente rilevante industriali, assicurando il supporto alle Autorità preposte all'assolvimento degli obblighi derivanti dall'applicazione delle Direttive UE in materia.

Fornisce supporto tecnico-scientifico alle autorità preposte alla valutazione, alla prevenzione e al controllo dei rischi tecnologici connessi in particolare all'uso delle sostanze chimiche e delle fonti di energia e ai cicli produttivi. Pianifica le attività e assicura che le stesse siano svolte sulla base di criteri omogenei e rintracciabili. Riferisce alla Direzione dell'APAT sulla programmazione delle attività e sull'adeguatezza delle risorse per farvi fronte nei tempi richiesti.

 Centro Ricerche Bologna	Sigla di identificazione FPN-P9LU-021	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 217 233
--	---	------------------	----------------------	---------------------------

4.4.2 Istituto di Radioprotezione (IRP) dell'ENEA

Attività IRP per la sorveglianza fisica di radioprotezione

Parte delle attività di radioprotezione nell'ambito di impianti nucleari a fissione sono riconducibili alle competenze richieste nel campo della sorveglianza fisica di radioprotezione secondo quanto previsto dal decreto D.Lgs.230/95, e successive modifiche e integrazioni, per la protezione dei lavoratori esposti, dell'ambiente e della popolazione.

Tali competenze sono svolte operativamente, per conto dell'ENEA, dagli Esperti Qualificati (EQ) dell'IRP che svolgono l'attività non solo per gli impianti a fissione ma in oltre 50 impianti e laboratori di diversa natura afferenti ai centri ENEA di Bologna, Brasimone, Brindisi, Casaccia, Frascati, Portici, Saluggia. L'IRP effettua una azione di coordinamento dell'attività degli EQ attraverso la condivisione di procedure comuni per le comunicazioni, le valutazioni, il formato dei documenti previsti dalla legge. Tale attività è basata su misure di radioattività per rivelare contaminazioni ambientali e/o individuali, misure di dosimetria individuale per esposizione esterna, sopralluoghi periodici di monitoraggio in ambienti di lavoro, valutazioni di rischio ai fini della classificazione degli ambienti di lavoro e dei lavoratori.

In particolare nel Centro Ricerca ENEA Casaccia è presente un elevato numero di locali e impianti con rischio da radiazioni ionizzanti: 30 Laboratori distribuiti in 20 Edifici, e due impianti nucleari, TRIGA e TAPIRO. Tale situazione ha richiesto l'effettuazione di un censimento delle aree classificate a rischio per l'impiego di radiazioni ionizzanti in relazione all'esposizione dei lavoratori.

Nel centro di Frascati l'attività di sorveglianza è finalizzata alla radioprotezione per gli impianti acceleratori e le macchine sperimentali per fusione nucleare.

Nel centro di Saluggia l'attività di sorveglianza è connessa alla presenza degli ex-impianti pilota per il ritrattamento del combustibile nucleare irraggiato (Ex-EUREX) con un monitoraggio costante dei radionuclidi legati al ciclo del combustibile.

Nel Centro Ricerche di Trisaia la sorveglianza fisica di radioprotezione è legata alla presenza dell'impianto Sogin ex-ITREC (in fase di *decommissioning*) impianto dimostrativo fattibilità della chiusura del ciclo nucleare uranio-torio e si attua nel mantenimento di una rete di sorveglianza radiometrica individuale e ambientale.

Per tutte le attività di sorveglianza fisica citate, che vedono il coinvolgimento diretto degli EQ, sono valutate le dosi alla popolazione, derivate dall'impiego di sorgenti radiogene, sia in caso di normale impiego, sia in caso di incidente.

Su mandato del Governo italiano, di comune accordo con ISPRA (ex APAT) e Sogin, nei centri ENEA dove sono presenti impianti connessi al nucleare da fissione, l'IRP mantiene attiva una rete inserita nel sistema integrato di

sorveglianza ambientale IAEA ALMERA, relativo alle emergenze radiologiche e nucleari. La rete ALMERA propone interconfronti sulle diverse tecniche di misura e "proficiency tests" che devono essere superati per poter essere accreditati come laboratori di riferimento. Dal 2003 l'IRP ha partecipato periodicamente e superato tali test con i laboratori di Casaccia, Saluggia e Trisaia, con ottimi risultati.

Inoltre il Laboratorio di Radiotossicologia dell'IRP della Casaccia partecipa alle iniziative di intercalibrazione PROCORAD, riguardante la misura negli escreti di materiali radioattivi derivanti dai processi di fissione, quali i prodotti di fissione (ad es. Sr-90) e attinidi (ad es. Am e Pu). Tale capacità di intervento è legata sia alle condizioni di normale esercizio sia alle condizioni di incidente.

Infine, presso il laboratorio di radiobiologia IRP vengono condotte ricerche avanzate sui meccanismi alla base del danno indiretto da radiazioni ionizzanti con il fine ultimo di capirne le implicazioni per la radioprotezione.

Attività IRP nell'ambito degli studi di dosimetria per la dosimetria interna

L'Istituto di Radioprotezione opera da anni nel campo delle misure di dosimetria interna, fornendo prestazioni sia per utenti interni all'Ente che esterni. Il sistema integrato dei laboratori di IRP si suddivide in:

- Laboratorio misure in vivo (Whole Body Counter – WBC) di Casaccia, Saluggia, Trisaia e Bologna;
- Laboratorio misure radiotossicologiche di Casaccia, Saluggia, Trisaia.

Tenuto conto delle potenziali sinergie e della opportunità offerta dalla integrazione delle competenze e delle specializzazioni, anche in vista dell'eventuale necessità di affrontare situazioni complesse, a tale sistema afferiscono per altro, nella specificità dei compiti e delle attività, anche i laboratori IRP di misura della radioattività ambientale (Casaccia, Saluggia e Trisaia), nonché il Laboratorio misure di Spettrometria di Massa con ICP-MS (Casaccia). L'organizzazione dei laboratori consente di uniformare metodiche e procedure operative e razionalizzare dotazione strumentale, competenze e specializzazioni, con l'obiettivo di un potenziamento delle capacità di intervento e una sempre maggiore qualità del dato fornito.

L'insieme dei Laboratori di misura della contaminazione interna dell'Istituto di Radioprotezione costituisce a oggi un *unicum* in Italia sia per varietà che per qualità delle prestazioni fornite.

Attività IRP nell'ambito degli studi di dosimetria per la dosimetria esterna

L'attività decennale di IRP nel campo della dosimetria esterna consiste nella progettazione e qualificazione di sistemi di dosimetria individuale e ambientale per radiazione fotonica, neutronica e beta in grado di rispondere

nelle più diverse condizioni di esercizio.

La fornitura completa di dosimetri e la conseguente fornitura delle stime di dose costituisce un sistema integrato e autoconsistente. I dosimetri in grado di rispondere in termini delle grandezze operazionali ICRU, come richiesto dalla normativa vigente (D.Lgs. 230/95 e successive modifiche e integrazioni), sono il risultato di studi e ricerche sia sperimentali che computazionali effettuate presso il Centro di Taratura dell'Istituto di Radioprotezione di Bologna.

Per fronteggiare una situazione operativa attorno a impianti di potenza a fissione il servizio di dosimetria dell'IRP può fornire dosimetri a termoluminescenza per fotoni e beta, a termoluminescenza arricchiti in Li-6 per neutroni termici e per il range dei neutroni veloci ($E > 200$ keV), dosimetri a tracce in PADC (polimero organico commercialmente denominato CR-39).

Il Servizio di Dosimetria Personale nell'esercizio della sua attività ha sempre sviluppato e costantemente implementato nella routine, metodologie e procedure di assicurazione della qualità per garantire procedure qualificate e affidabili.

Inoltre la partecipazione periodica a interconfronti internazionali, con buoni risultati, ha permesso di verificare ulteriormente la prestazione complessiva del Servizio in termini di accuratezza e precisione del risultato dosimetrico fornito.

Attività IRP nell'ambito degli studi di dosimetria per la dosimetria numerica

Le attività di ricerca e sviluppo di IRP sono supportate da modellazioni numeriche con codici Monte Carlo in grado di trattare il trasporto della radiazione, in geometrie anche molto complesse, per fotoni, neutroni, elettroni e ioni. Tali metodiche consentono di ottimizzare il processo di progettazione e caratterizzazione di strumentazione di misura. Inoltre è possibile una definizione dettagliata degli spettri di radiazione dei luoghi di lavoro soggetti a esposizione alle radiazioni ionizzanti. Ciò può valere in particolare intorno ai reattori nucleari e nelle varie fasi del ciclo del combustibile nucleare allo scopo di valutare accuratamente anche i valori di dose associati.

4.4.3 Laboratorio Radiazioni Ionizzanti del Dipartimento Igiene del Lavoro dell'ISPESL

Il Laboratorio Radiazioni Ionizzanti del Dipartimento Igiene del Lavoro dell'ISPESL studia le condizioni di inquinamento da radiazioni ionizzanti negli ambienti di lavoro, e svolge attività di ricerca e consulenza finalizzate alla valutazione e riduzione del rischio nelle esposizioni professionali a radiazioni ionizzanti. Mette a punto e standardizza le metodologie di misura delle radiazioni ionizzanti, e in particolare rivolge un interesse speciale agli aspetti

metrologici, sia promuovendo la standardizzazione di protocolli operativi per il monitoraggio dell'esposizione, sia impegnandosi nello sviluppo di metodologie innovative di misura e nell'attività di taratura della strumentazione. A tale riguardo, preme evidenziare come il Laboratorio Radiazioni Ionizzanti stia allestendo un centro secondario di taratura per la calibrazione e la taratura degli strumenti di misura delle radiazioni ionizzanti, ai sensi del D.Lgs. 230/95 art. 107 comma 3, che, per operare ai sensi di legge, dovrà essere preventivamente riconosciuto e accreditato dal Centro Nazionale SIT.

Il Laboratorio annovera, tra i suoi compiti, il controllo della radioattività negli alimenti e bevande per uso alimentare umano e animale che espleta per il tramite la propria catena di misura di spettrometria gamma, nella quale si eseguono anche analisi non distruttive su materiali di diversa natura, al fine di determinare qualitativamente e quantitativamente e in modo simultaneo i radionuclidi in essi presenti

Il Laboratorio partecipa alla definizione delle norme relative all'impiego, a scopi industriali, radiodiagnostici e terapeutici delle sorgenti di radiazioni ionizzanti, e – per il tramite dell'istituendo Settore "Accertamenti ispettivi istruttorie autorizzative in Risonanza Magnetica e nelle Radiazioni Ionizzanti" – effettua ispezioni, ai fini della sicurezza, su installazioni sanitarie e industriali utilizzando apparecchiature che impiegano sorgenti di radiazioni ionizzanti, ivi compresi le diagnostiche mediche di Risonanza Magnetica Nucleare e le apparecchiature radiologiche a esse per legge correlate.

4.4.4 Istituto Superiore di Sanità (ISS)

L'ISS e in particolare il suo Dipartimento Tecnologie e Salute, è in grado di prendersi carico del problema della protezione sanitaria della popolazione associata alla produzione di energia nucleare nelle forme che gli sono già proprie, ovvero:

- supporto alla identificazione di siti idonei per la produzione di energia e lo stoccaggio dei rifiuti radioattivi;
- stime del rischio sanitario associato alla produzione di energia nucleare;
- studio e predisposizione di reti di sorveglianza per la radioprotezione della popolazione e dell'ambiente;
- consulenza per l'attività di monitoraggio ambientale effettuata dai laboratori regionali;
- ricerca e sviluppo di nuovi metodi di dosimetria biologica;
- supporto all'attività normativa;
- supporto per la corretta informazione della popolazione.

4.4.5 Istituto Nazionale di Metrologia delle Radiazioni Ionizzanti (INMRI)

L'Istituto Nazionale di Metrologia delle Radiazioni Ionizzanti (INMRI) svolge attività di ricerca e sviluppo sui metodi assoluti di misura delle radiazioni ionizzanti in relazione al ruolo assegnato all'ENEA dalla Legge N. 273, 11 agosto 1991. In base a questo ruolo, l'INMRI assicura a livello nazionale la funzione di Istituto Metrologico Primario e, a tal fine, deve realizzare i campioni nazionali primari nel settore delle radiazioni ionizzanti. L'esistenza dei sistemi campione sviluppati presso l'INMRI è il presupposto per garantire a livello nazionale la certificazione delle misure delle radiazioni ionizzanti e la loro riferibilità a livello internazionale.

L'INMRI assicura, inoltre, le funzioni assegnate all'ENEA dalla Legge 18 marzo 1988, n. 132, riguardante le procedure e le prove per l'omologazione degli strumenti di misura in ambito UE, e dai D.Lgs. 17 marzo 1995, n. 230 e D.Lgs. 27 maggio 2000, n. 241, riguardanti gli obblighi di taratura e i criteri di approvazione dei dosimetri delle radiazioni ionizzanti.

Oltre all'impegno istituzionale sullo sviluppo dei campioni nazionali di misura, l'attività dell'INMRI riguarda anche la ricerca e lo sviluppo sui metodi e i mezzi di misura delle radiazioni ionizzanti per le esigenze dosimetriche sia in campo medico che radioprotezionistico.

L'INMRI attua, inoltre, programmi di affidabilità delle misure delle radiazioni ionizzanti a livello nazionale (in collaborazione con ISPRA (ex APAT), ISS, e altri organismi pubblici) mediante periodiche campagne di interconfronti.

L'attività di ricerca e sviluppo dell'INMRI è affiancata da un'attività di servizi scientifici su commessa delle Pubbliche Amministrazioni e di alcune centinaia di soggetti pubblici e privati. Tali servizi scientifici (taratura e qualificazione di strumenti di misura) possono essere soddisfatti nel paese unicamente dall'INMRI o, limitatamente ad alcune tipologie di misure, anche da specifici centri di taratura accreditati (Centri SIT) e riferibili all'INMRI.

Il complesso delle attività svolte dall'INMRI, unico per sua natura a livello nazionale, è essenziale per l'affidabilità delle misure delle radiazioni ionizzanti nel paese soprattutto nei seguenti settori:

- radioterapia e radiodiagnostica medica;
- radioprotezione in campo ambientale, ospedaliero e industriale;
- trattamento, sterilizzazione e diagnosi di materiali mediante radiazioni ionizzanti.

Per lo svolgimento dei compiti istituzionali assegnati sono stati sviluppati presso l'INMRI i mezzi sperimentali per la misura di una vasta categoria di radiazioni ionizzanti. A tale scopo sono inoltre operanti diversi impianti d'irraggiamento e sorgenti radioattive di riferimento fra cui: un acceleratore di elettroni da 20 MeV, diversi irradiatori al Co-60 anche di elevata intensità, macchine a raggi X di varia energia, sorgenti neutroniche sigillate, sorgenti

radioattive campione costituite da una vasta categoria di radionuclidi (emettitori alfa, beta, gamma).

Il complesso di queste attrezzature sperimentali e delle competenze a esse associate è unico in Italia e consente di qualificare gli strumenti di misura delle radiazioni ionizzanti impiegati nel Paese per:

- dosimetria della radiazione X e gamma in campo protezionistico (basse dosi), in campo medico (dosi medio-alte) e in campo industriale (dosi elevate per la radiosterilizzazione di materiali);
- dosimetria della radiazione beta in campo medico e ambientale;
- dosimetria di particelle cariche di alta energia prodotte in acceleratori medicali di elettroni, protoni, ecc.;
- misure di contaminazione superficiale dovuta a radionuclidi;
- misure di attività dei radionuclidi (inclusi gli emettitori di positroni e i radionuclidi a breve vita media per gli esami clinici Pet, Spect, ecc.) mediante spettrometria gamma, spettrometria alfa e sistemi di conteggio alfa e beta;
- misure di radon in aria e in acqua;
- misure di fluenza di neutroni termici e veloci.

5. FORMAZIONE E SVILUPPO DELLE COMPETENZE NEL SETTORE NUCLEARE

Alla fine del 2007 lo “Steering Committee for Nuclear Energy” della Nuclear Energy Agency (NEA) dell’OCSE, sulla base dei risultati di numerosi studi internazionali (IAEA, Euratom e della stessa NEA) che mettono in evidenza il continuo declino nella formazione e nel training in vari campi del settore nucleare, raccogliendo la generalizzata preoccupazione espressa dagli stati membri, ha emesso uno “Statement ... regarding a government role in ensuring qualified human resources in the nuclear field” [67] che recita testualmente:

- Governments should regularly carry out assessments of both requirements for, and availability of, qualified human resources to match identified needs;
- Governments, academia, industry and research organisations should collaborate both nationally and internationally to enhance nuclear education and availability of nuclear expertise, including financial support to universities and scholarships to students.
- Governments, whether or not they choose to utilise nuclear power, should also encourage large, high-profile, international R&D programmes which attract students and young professionals to become the nuclear experts required for the future.

Più recentemente il “Working Group on Infrastructure Development” della Global Nuclear Energy Partnership (v. capitolo 2), ha sottolineato che lo sviluppo, qualitativo e quantitativo, di adeguate risorse umane è un elemento centrale per l’espansione del nucleare nel mondo e richiede urgente attenzione da parte sia dei Paesi che già posseggono infrastrutture nucleari sia di quelli che si avvicinano ora a questa impegnativa tecnologia.

D’altra parte la disponibilità di risorse umane altamente qualificate, unitamente a quella di un’industria manifatturiera, altrettanto qualificata, in grado di far fronte alla crescente domanda di grandi forgiati e componenti per gli impianti nucleari di potenza, rischia di essere il vero collo di bottiglia dell’ulteriore sviluppo del nucleare nel mondo.

Un Paese che intenda adottare o mantenere l’opzione nucleare per la produzione di energia elettrica dovrà, dunque, prioritariamente provvedere alla formazione altamente specialistica di laureati e tecnici nei vari settori coinvolti, garantendo il presidio delle varie fasi del processo (R&S, progettazione, realizzazione, *licensing*, conduzione dell’impianto e gestione dell’intero ciclo nucleare).

L’esigenza di formare operatori da impiegare in questo complesso settore ha guidato per decenni la didattica dei docenti dei vari corsi di laurea, in particolare di Ingegneria Nucleare, e di istituti di istruzione superiore.

La didattica universitaria e le attività di ricerca di Enti e Università hanno

riguardato diversi campi della tecnologia nucleare, che vanno dalla fisica nucleare alla fisica del reattore, dalla termofluidodinamica alla termomeccanica, dalla radioprotezione alle analisi di sicurezza, dalla progettazione impiantistica alla chimica nucleare, ecc.

Negli ultimi anni l'immagine percepita dal pubblico del settore nucleare è divenuta sempre più debole e poco attraente, fino a toccare livelli minimi in alcune nazioni come l'Italia. La scarsa considerazione pubblica verso questo settore, spesso generata da una non sufficiente informazione, ha poi portato ad un disinteresse generale e allontanamento degli studenti più brillanti da questo settore.

Il sentimento antinucleare, covato in particolare in Italia, ha giocato la sua parte, ma soprattutto la percezione di poche opportunità di lavoro, carriere bloccate e poco spazio per la ricerca, sono state le principali ragioni dello scarso interesse dei giovani verso questa disciplina. È difficile motivare un giovane ad avvicinarsi ad un percorso formativo che lo conduca a inserirsi in un settore così impegnativo, se non si riesce ad alimentare le sue giuste aspettative di un posto di lavoro e di una decorosa carriera, unitamente ad un trattamento economico soddisfacente e ad una appagante apertura verso la comunità internazionale.

Oggi, tuttavia, si sta assistendo ad un lenta ma continua ripresa di interesse verso il settore nucleare, anche alla luce del ruolo che esso potrebbe giocare nelle politiche energetiche rivolte all'adozione di sistemi "sostenibili" e competitivi.

5.1 Situazione nelle Università

In Italia, come nella gran parte del resto del mondo, le università hanno drasticamente ridotto i piani di studio che comprendono discipline legate al nucleare da fissione. Spesso gli argomenti e i temi relativi al settore nucleare sono trattati insieme ad altri e si creano corsi di carattere più generale, che includono il nucleare come una delle varie tematiche. Questi corsi, peraltro di frequente non graditi agli studenti, perdono quindi il contenuto specialistico di argomenti assolutamente imprescindibili nel settore nucleare.

A livello di laurea breve, sebbene il numero di posti disponibili sia rimasto praticamente costante, il numero di diplomi effettivamente rilasciati è diminuito in quasi tutti i paesi che rientrano nell'orbita occidentale, a eccezione della Gran Bretagna e del Giappone.

Nella laurea specialistica ci sono indicazioni contraddittorie da paese a paese e da università a università anche all'interno del medesimo paese. A livello di corsi di dottorato di ricerca, dove i posti sono pochi, in generale il numero dei diplomati è sostanzialmente stabile. Solo in Ungheria e negli Stati Uniti si è evidenziata una certa flessione.

In ogni caso, essendo comunque tendenzialmente in diminuzione il numero delle lauree tecniche, se non si adotteranno le opportune correzioni, nel prossimo futuro, sarà difficile reperire gli studenti per i dottorati.

La Formazione nucleare in Italia

In Italia il numero degli studenti e dei laureati in ingegneria nucleare è cresciuto con continuità dal 1957 fino all'inizio degli anni 80, con un picco di circa 300 laureati all'anno. Successivamente, soprattutto dopo il referendum dell'87, il numero dei laureati è andato via via diminuendo, fino a raggiungere l'attuale livello di circa 80-100 laureati all'anno in ingegneria con profilo nucleare (in media 10-20 all'anno per ogni università italiana che ha mantenuto corsi nucleari, ovvero circa l'1% del totale dei laureati).

Complessivamente il numero di laureati italiani in ingegneria nucleare è di oltre 5.000.

Nonostante l'abbandono del nucleare nel nostro Paese, la maggior parte di questi laureati ha trovato occupazione in industrie, università e centri di ricerca in Italia ma, soprattutto, all'estero.

In Italia lavorano comunque attualmente all'università in campo nucleare un centinaio di professori e ricercatori (15-20 per ogni Università).

L'attuale formazione nucleare universitaria in Italia può sostanzialmente sintetizzarsi nella maniera seguente (v. tabella 5.1):

- Esistono già sei università che impartiscono una preparazione nucleare di base¹. Il Politecnico di Milano è però l'unico che ha una laurea specialistica in energia nucleare. Le altre cinque - Politecnico di Torino e Università di Pisa, Roma "La Sapienza" (Roma1), Palermo e Bologna - impartiscono corsi nucleari in lauree simili, quali: Energetica, Sicurezza Industriale, Energie non convenzionali. A Bologna è stato recentemente istituito un master nucleare di II livello.
- Ci sono corsi di dottorato a tema nucleare, anche se numericamente esigui, in varie sedi universitarie: Milano, Pisa, Palermo, Bologna.
- Lauree di primo livello a tema nucleare non sono presenti in nessuna università, perché si è ritenuto che tre anni fossero troppo pochi per impartire una cultura specifica, né si poteva garantire un numero di allievi significativo.

Per quanto riguarda il futuro, va sottolineato che per la ripresa dell'intero settore, non occorre solamente potenziare i corsi di laurea in ingegneria nucleare, ma anche indirizzare parte degli ingegneri meccanici, elettrici, civili, strumentisti, ecc. verso la cultura e la conoscenza di base delle problematiche nucleari, cosa che in questo momento in Italia, purtroppo, succede solo in

¹ In particolare i Politecnici di Milano e Torino e le Università di Padova, Palermo, Pisa e Roma1 sono raggruppate nel CIRTEN "Consorzio Interuniversitario per le Ricerche Nucleari e Tecnologiche", fondato nel 1994.

alcuni casi sporadici.

Oltre alle università, concorrono alla formazione nucleare, sebbene principalmente da un punto di vista tecnico-pratico, l'ENEA, l'INFN, la Sogin, le industrie manifatturiere, gli elettroproduttori. L'attività formativa si concretizza attraverso l'istituzione di corsi interni, l'accoglienza di studenti per lo svolgimento di tesi, il finanziamento di borse di studio specifiche per corsi di dottorato presso le università. L'industria è in grado di sostenere stage, presso i propri impianti o organizzazioni straniere, facendo svolgere al candidato un'attività lavorativa (learning on the job).


Tab. 5.1 – Alcuni dati sulle università italiane con indirizzi nucleari

Sede	Università	Laurea di I livello	Laurea di II livello	Master	Dottorato	Dipartimento
Milano	Politecnico di Milano	Ing. Energetica Ing. Fisica Ing. Elettrica	Ing. Nucleare		Scienza e Tecnologia delle Radiazioni	Energia
Torino	Politecnico di Torino	Ing. Energetica	Ing. Energetica		Energetica	Energetica
Palermo	Università di Palermo	Ing. Energetica	Ing. Energetica e Nucleare		Tecnologie Nucleari, Chimiche e della Sicurezza	Ing. Nucleare
Pisa	Università di Pisa	Ing. Nucleare e della Sicurezza e Protezione	Ing. Nucleare e della Sicurezza Industriale		Sicurezza Industriale e Nucleare	Ing. Meccanica, Nucleare e della Produzione
Roma	Università di Roma "La Sapienza"	Ing. Energetica	Ing. Energetica		Energetica	Ing. Elettrica
Bologna	Università di Bologna	Ing. Energetica	Ing. Energetica	Progettazione e Gestione Sistemi Nucleari Avanzati	Ing. Energetica, Nucleare e del Controllo Ambientale	Ing. Energetica, Nucleare, e del Controllo Ambientale Ing. delle Costruzioni Meccaniche, Nucleari, Aeronautiche, e di Metallurgia

La ripresa del nucleare spingerà da un lato un maggior numero di giovani a scegliere la formazione nucleare "diretta" o "indiretta"², come peraltro avveniva nel lontano passato, dall'altro le varie organizzazioni su citate ad aumentare le risorse per realizzare tale formazione.

Infine, c'è sicuramente la necessità di reperire un numero sufficiente di docenti, perché molti non sono più disponibili a riorientare la loro attività didattica e alcune fondamentali materie, per esempio la fisica del reattore, non

² Con formazione "indiretta" s'intende quella ottenuta dopo una laurea convenzionale con corsi di specializzazione nucleare.

 Centro Ricerche Bologna	Sigla di identificazione FPN-P9LU-021	Rev. 0	Distrib. L	Pag. di 227 233
--	---	------------------	----------------------	---------------------------

costituiscono più corsi di insegnamento autonomi, anche all'interno delle università riportate nella tabella 1.

5.2 I programmi industriali e il training

In tutto il mondo l'industria del settore è in grado di adottare programmi di training finalizzati sia ai nuovi laureati, sia a personale interno in fase di aggiornamento professionale. Attualmente il cosiddetto *in-house training* è rivolto principalmente ai propri impiegati ed è pagato dalle stesse industrie. Il personale esterno deve pagare una quota di partecipazione. Attualmente si assiste (in Italia in modo alquanto sporadico) ad un generale aumento dell'*in-house training*, sebbene Belgio, Ungheria, Turchia e Spagna abbiano dichiarato una certa riduzione di questi corsi. Il profilo dei trainers indica un'età che va dai 41 ai 50 anni in molti Paesi occidentali. Sembra che in questo campo ci sia sufficiente ricambio, sia in termini di trainers, sia di personale da aggiornare professionalmente. Questo diventa meno vero se si inserisce nel settore industriale anche quello nucleare, in cui il pensionamento degli anziani e la non assunzione dei giovani, porta ad una riduzione dei corsi di aggiornamento e ad una riduzione dell'età media dei trainers.

BIBLIOGRAFIA

- [1] WNA, *Nuclear Power in the World Today*, <http://www.world-nuclear.org>
- [2] OECD-NEA, *Nuclear Energy Outlook 2008*
- [3] OECD-NEA, *Nuclear Energy Today*, 2003
- [4] NEI, *Resources & Statistics*, <http://www.nei.org/>
- [5] IEA, *World Energy Outlook 2008*
- [6] WNA website, *Energy Balances and CO₂ Implications*
- [7] *Intergovernmental Panel on Climate Change: Climate Change 2007*, <http://www.ipcc.ch>
- [8] V. Romanello et al., *Note Sulla Sicurezza Nucleare*, Università degli Studi di Pisa, Dip. Ing. Meccanica, Nucleare e della Produzione, NT1146, 2007.
- [9] US-NRC Regulations (10 CFR), Part 50
- [10] C. Polvani, *Elementi di radioprotezione*, Enea, Roma, 1983
- [11] M. Pelliccioni, *Elementi di dosimetria delle radiazioni*, Enea, Roma, 1983
- [12] IAEA, *Present and Future Environmental Impact of the Chernobyl Accident*, IAEA-TECDOC Series No. 1240, agosto 2001
- [13] UN Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation UNSCEAR, *Hereditary Effects of Radiation. Report to the General Assembly, with Scientific Annex*, 2001
- [14] 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
- [15] 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
- [16] Ugo Spezia, *Chernobyl 20 anni dopo il disastro*, 21mo Secolo, 2006
- [17] EPRI, *Aircraft Crash Impact Analyses Demonstrate Nuclear Power Plant's Structural Strength*, dicembre 2002
- [18] NRC News, *Nuclear Safety and Public Acceptance in the United States*, Nr. S-00-27
- [19] AREVA, *A turnkey EPR Project Olkiluoto 3*, settembre 2005
- [20] EdF, *Presentation Technique du Projet Flamanville 3*, novembre 2004
- [21] Westinghouse, *AP-1000 Ready to Meet Tomorrow's Power Generation Today*, 2007
- [22] The Generation IV International Forum, *A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems*, 2002
- [23] *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
- [24] K. Miller, *The IRIS Project Economic Update*, 13-th IRIS Meeting, Lithuania, Ap. 20, 2005
- [25] US-NRC Regulations (10 CFR), Part 100 - *Reactor Site Criteria*
- [26] B. Petrovic, *Revising the Need for Relocation and Evacuation Measures Unique to NPPs for Innovative SMRs*, IAEA RCM Meeting, Vienna, novembre 2005
- [27] IAEA-INPRO, *Guidance for the Evaluation of Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles - Report of Phase 1A of INPRO*, IAEA-TECDOC-1362, giugno 2003

- [28] Informazioni dettagliate sulla Joint Convention, compresi i rapporti nazionali, sono reperibili nel sito web della IAEA:
<http://www-ns.iaea.org/conventions/waste-jointconvention.htm>
- [29] Informazioni dettagliate sull'Euratom sono reperibili nel sito web della Commissione Europea:
http://ec.europa.eu/energy/nuclear/euratom/euratom_en.htm
- [30] Da "European website on Decommissioning of Nuclear Installations":
<http://www.eu-decom.be/siteentrance/index.htm>
- [31] WNA Report, *The New Economics of Nuclear Power*, dicembre 2005
- [32] WNA Report, *The Economics of Nuclear Power*, dicembre 2007
- [33] University of Chicago, *The Economic Future of Nuclear Power – A Study conducted at the University of Chicago*, agosto 2004
- [34] Massachusetts Institute of Technology, *The Future of Nuclear Power, An interdisciplinary MIT Study*, MIT 2003
- [35] The Royal Academy of Engineering, *The Costs of Generating Electricity*, marzo 2004
- [36] NEA-IEA Report, *Project Costs of Generating Electricity*, 2005
- [37] C. Mycoff, *Economic Comparison of Different Size Nuclear Reactors*, IAEA-TM "Review of Options to Break the Economy of Scale for SMRs", Vienna, 15 – 18 ottobre, 2008
- [38] WNA Report, *The Nuclear Fuel Cycle*, febbraio 2008
- [39] OECD-NEA&IAEA, *Uranium 2007: Resources, Production and Demand "The Red Book"*, 2007
- [40] IAEA, *Analysis of Uranium Supply to 2050*, 2001
- [41] WEC, *2007 Survey of Energy Resources*, 2007
- [42] Y. Sokolov, *Uranium Resources: Plenty to Sustain Growth of Nuclear Power*, IAEA, giugno 2006
- [43] WNA, *Mixed Oxide Fuel (MOX)*, febbraio 2008.
- [44] USAEC, *The use of Thorium in Nuclear Power Reactors*, WASH 1097, 1969
- [45] WNA Report, *Thorium*, febbraio 2008
- [46] ORNL, *Thorium as an Energy Resource*, Energy from Thorium website,
- [47] IAEA, *Multilateral Approaches to the Nuclear Fuel*, INFCIRC/640, febbraio 2005
- [48] IAEA, *Possible New Framework for the Utilization of Nuclear Energy: Options for Assurance of Supply of Nuclear Fuel*, GOV/INF/2007/11, luglio 2007
- [49] IAEA, *Proliferation Resistance Fundamentals for Future Nuclear Energy Systems*, STR-332, dicembre 2002
- [50] GIF, *Evaluation Methodology for Proliferation Resistance and Physical Protection of Generation IV Nuclear Energy Systems*, GIF/PRPPWG/2006/005, novembre 2006
- [51] GIF, *Generation IV International Forum*, <http://www.gen-4.org/>
- [52] INPRO, *International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles*, <http://www.iaea.org/OurWork/ST/NE/NENP/NPTDS/Projects/INPRO/index.html>
- [53] GNEP, *Global Nuclear Energy Partnership*, <http://www.gnep.energy.gov/>
- [54] *International Nuclear Fuel Centers Would Offer Unbiased Access*, RIA-Novosti, settembre, 2006
- [55] SNETP, *Sustainable Nuclear Energy Technology Platform*, <http://www.snetp.eu/>
- [56] IAEA, *Methodology for the assessment of innovative nuclear reactors and fuel*

- cycles*, IAEA-TECDOC-1434, febbraio 2005
- [57] *A Reliable Fuel Service Program in GNEP*, GNEP website, 2008
- [58] OECD-NEA, *Nuclear Energy Agency*, <http://www.nea.fr/>
- [59] IAEA, *International Atomic Energy Agency*, <http://www.iaea.org/>
- [60] Commission of the European Communities, *A European Strategic Energy Technology Plan (SET-Plan): towards a low carbone future*, COM(2007) 723
- [61] ENEF, *European Nuclear Energy Forum*, http://www.foratom.org/index.php?option=com_content&task=view&id=530&Itemid=1670
- [62] *Commission Decision of 17 July 2007 on Establishing the European High Level Group on Nuclear Safety and Waste Management*, 2007/530/Euratom
- [63] SNETP, *The Sustainable Nuclear Energy Technology Platform: A Vision Report*, EUR 22842, 2007
- [64] SNETP, *Sustainable Nuclear Energy Technology Platform: Strategic Research Agenda – Executive Summary*, novembre 2008
- [65] *The Seventh Framework Programme of the European Atomic Energy Community (Euratom) for nuclear research and training activities (2007 to 2011)*, http://cordis.europa.eu/fp7/euratom/home_en.html
- [66] Dipartimento Fusione, Tecnologie e Presidio Nucleare dell'ENEA, *Nota informativa per il CdA dell'ENEA: Presidio Scientifico e Tecnologico dell'ENEA per l'Energia Nucleare e relative appendici*, ottobre 2007.
- [67] OECD-NEA, *Statement by the NEA Steering Committee for Nuclear Energy regarding a government role in ensuring qualified human resources in the nuclear field*, 18 ottobre 2007

LISTA DEGLI ACRONIMI

ABWR	Advanced Boiling Water Reactor
ABR	Advanced Burner Reactor
AdP	Accordo di Programma
ADS	Accelerator Driven System
AECL	Atomic Energy of Canada Limited
AGR	Advanced Gas-cooled Reactor
AIS	Accumulator Injection System
ALWR	Advanced Light Water Reactor
AP-600	Advanced Passive 600 MW _e
AP-1000	Advanced Passive 1000 MW _e
BDBA	Beyond design basis accident
BWR	Boiling Water Reactor
CANDU	CANadian Deuterium Uranium
CCGT	Combined Cycle Gas Turbine
CDF	Core Damage Frequency
CEA	Commissariat à l'Énergie Atomique
CIRTEN	Consorzio Interuniversitario per la Ricerca Tecnologica Nucleare
CIS	Containment Isolation System
CISE	Centro Informazioni Studi Esperienze
COL	Combined Construction and Operating License
CTBT	Comprehensive Test Ban Treaty
DBA	Design Basis Accident
D ₂ O	Molecola dell'acqua pesante (D=deuterio)
DOE	Department of Energy
ECCS	Emergency Core Cooling System
EERA	European Energy Research Alliance
EII	European Industrial Initiative
ENEF	European Nuclear Energy Forum
ENSREG	European High Level Group on Nuclear Safety and Waste Management
EPP	European Passive Plant
EPR	European (o Evolutionary) Pressurized Reactor
EPRI	Electric Power Research Institute
EUR	European Utility Requirements
Euratom	European Atomic Energy Community
ESBWR	Economic Simplified Boiling Water Reactor
ESP	Early Site Permit
EPZ	Emergency Planning Zone
FMCT	Fissile Material Cut-off Treaty
FOAK	First-of-a-Kind
FOAKE	First Of A Kind Engineering
GAINS	Global Architecture of INS
GAR	Grid Appropriate Reactor
GDA	Generic Design Assessment
GE	General Electric
GEN-II	Generation Two
GFR	Gas-cooled Fast Reactor

GIF	Generation IV International Forum
GNEP	Global Nuclear Energy Partnership
GV	Generatore di Vapore
GW _e o GW	Giga Watt elettrico (1.000.000 kW _e)
HPIS	High-Pressure Injection System
HSEEA	Health Safety Executive Environment Authority
IC	Isolation Condenser
IAEA	International Atomic Energy Agency
IEA	International Energy Agency
IFMIF	International Fusion Materials Irradiation Facility
INC	International Nuclear Centre
INES	International Nuclear Event Scale
INFCE	International Nuclear Fuel Cycle Examination
INFN	Istituto Nazionale di Fisica Nucleare
INMRI	Istituto Nazionale di Metrologia delle Radiazioni Ionizzanti
INPRO	International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles
INS	Innovative Nuclear System
IPCC	Intergovernmental Panel on Climate Change
IRIS	International Reactor Innovative and Secure
IRP	Istituto di Radioprotezione
ISS	Istituto Superiore di Sanità
ISTC	International Science and Technology Center
ITER	International Thermonuclear Experimental Reactor
ITU	Institute for Transuranium Elements
IUEC	International Uranium Enrichment Center
LALN	Los Alamos National Laboratory
LBB	Leak Before Break
LCOE	Levelized Cost Of Electricity
LEU	Low Enriched Uranium
LFR	Lead-cooled Fast Reactor
LOCA	Loss of coolant accident
LPIS	Low-Pressure Injection System
LRF	Large Release Frequency
LWR	Light Water Reactor
MDEP	Multinational Design Evaluation Programme
MHI	Mitsubishi – Hitachi
MIT	Massachusetts Institute of Technology
MNA	Multilateral Nuclear Approach
MOX	Mixed Oxide Fuel
MSR	Molten Salt Reactor
MW _e o MW	MegaWatt elettrico (1000 kW _e)
NDT	Near Term Deployment
NEA	Nuclear Energy Agency
NEI	Nuclear Energy Institute
NERAC	Nuclear Energy Research Advisory Committee
NERI	Nuclear Energy Research Initiative
NRC	Nuclear Regulatory Commission
OECD	Organisation for Economic Cooperation and Development

O&M	Operation & Maintenance
ONU	Organizzazione delle Nazioni Unite
PLEX	Plant Life Extension
PHWR	Pressurized Heavy Water Reactor
PBMR	Pebble Bed Modular Reactor
PCCS	Passive Containment Cooling System
PQ	Programma Quadro
PRA	Probabilistic Risk Assessment
PR&PP	Proliferation Resistance and Physical Protection
PSAR	Preliminary Safety Analysis Report
PWR	Pressurized Water Reactor
R&S	Ricerca e Sviluppo
RBMK	Reaktor Bolshoy Moshchnosty Kanalny – reattore di grande Potenza a canali. Si tratta del reattore ad acqua bollente progettato nella ex-URSS
SBWR	Simplified Boiling Water Reactor
SCWR	Super Critical Water-cooled Reactor
SET-Plan	Strategic Energy Technology Plan
SFR	Sodium-cooled Fast Reactor
SNETP	Sustainable Nuclear Energy Technology Platform
Sogin	Società Gestione Impianti Nucleari
SPES	Simulatore Pressurizzato per Esperienze di Sicurezza
TEPCO	Tokyo Electric Power Co.
TMI-2	Three Mile Island – unit 2
TNP	Trattato di Non Proliferazione
TWh o TWh _e	TeraWattora elettrico (1 miliardo di kWh _e)
UoC	University of Chicago
URD	Utility Requirements Document
VHTR	Very High Temperature Reactor
VVER	Sta per PWR (Pressurized Water Reactor)
WEC	World Energy Council
WEO	World Energy Outlook
WNA	World Nuclear Association