

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

Felice De Rosa

*ENEA, Unità Sistemi Nucleari Innovativi e Chiusura del Ciclo Nucleare*

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

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

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

## Sicurezza nucleare

Gli incidenti alle centrali nucleari di Three Mile Island (Pa-USA) il 28 marzo 1979 e di Chernobyl (Ucraina) il 26 aprile del 1986, hanno evidenziato la necessità di correggere lo standard di sicurezza e le procedure operative delle centrali nucleari di seconda generazione, note ai più come "impianti commerciali", "impianti provati" o "impianti attuali". Va però evidenziato che i due incidenti non hanno nulla di confrontabile, sia per quanto riguarda gli eventi iniziatori, sia perché fanno riferimento a due tipi di impianti diversi, trattandosi di un PWR<sup>1</sup> di concezione americana e di un RBMK<sup>2</sup> di concezione dell'ex-URSS.

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

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

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

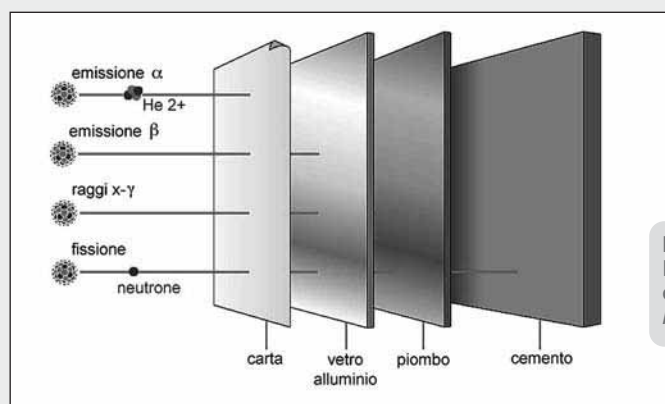
Vienna una riunione per discutere sulla filosofia di sicurezza da adottare per gli impianti nucleari commerciali occidentali. In quella sede si è molto dibattuto sulla necessità di prevedere piani d'emergenza efficaci e gestiti da personale preparato ad affrontare eventi incidentali nucleari gravi. Va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

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

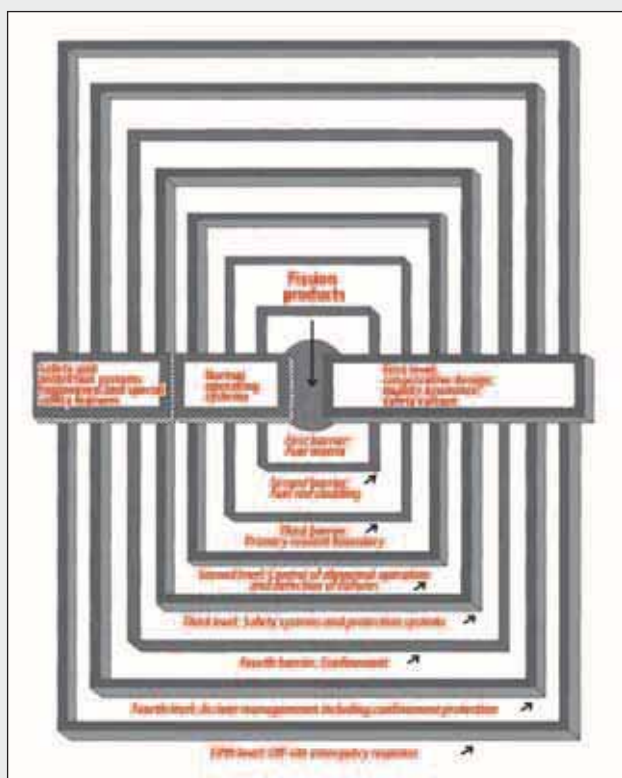
In *figura 1* sono mostrate le barriere e gli specifici materiali utilizzati per schermare i vari tipi di emissione.

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

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



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



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

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

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

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

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



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

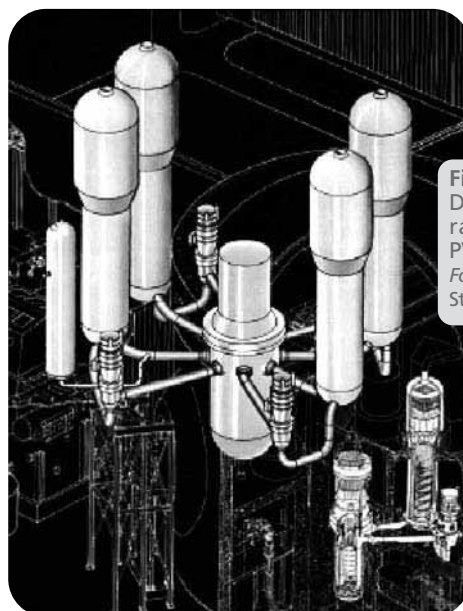
Se la pressione generata dal vapore in espansione è la forza dominante e di riferimento per il progetto del contenitore, allora esso verrà realizzato in forma sferica. Se invece si prende in conto prevalente il peso della struttura, allora il progetto del contenitore sarà orientato ad una realizzazione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

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

Un contenitore tipico della tecnologia occidentale (cilindrico con cupola emisferica) è del tipo *Framatome N4* (diametro interno di 43,80 m; spessore di 1,20 m; altezza massima di 59,16 m; volume interno di 78000 m<sup>3</sup> e spessore del contenitore secondario di 0,055 m). Sia il contenitore, sia l'intercapedine presente fra le due strutture di contenimento, sono mantenuti in depressione in modo da minimizzare le perdite verso l'esterno (principio del doppio contenimento). Il contenitore può sopportare pressioni interne dell'ordine di 7 Kg/cm<sup>2</sup> (confrontabili a quelle generate durante il primo picco di pressione in seguito a LOCA). Il LOCA<sup>4</sup> è un incidente in cui si verifica perdita di refrigerante e rappresenta uno degli scenari peggiori a cui l'impianto possa andare incontro ai fini del mante-

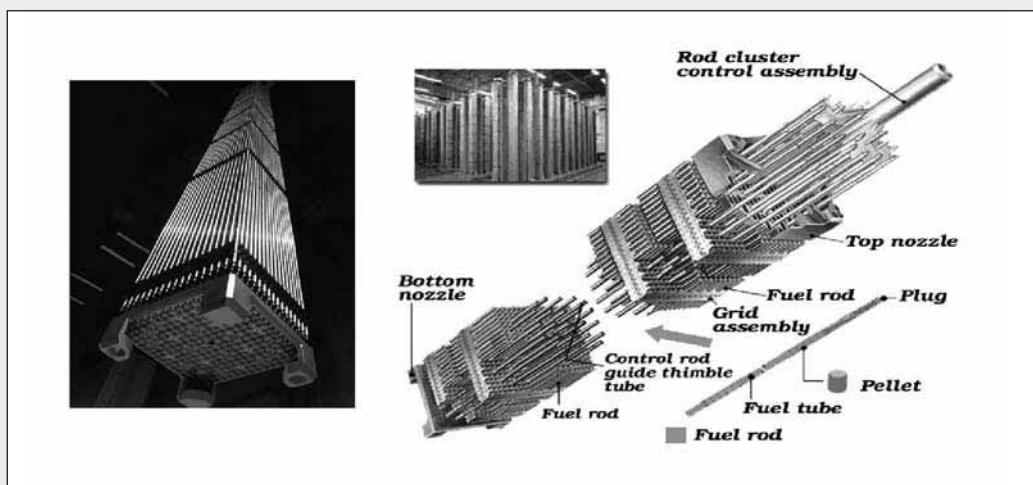
nimento della sicurezza nucleare. Va anche tenuto conto che dopo il normale spegnimento del reattore per mezzo delle barre di controllo, i prodotti di fissione continuano a decadere, generando calore. Dopo circa un'ora la potenza del reattore si riduce all'1% di quella di esercizio e allo 0,5% dopo un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

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



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

4. LOCA = Loss of Coolant Accident.



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

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

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



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

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

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

### I grandi incidenti: la scala INES

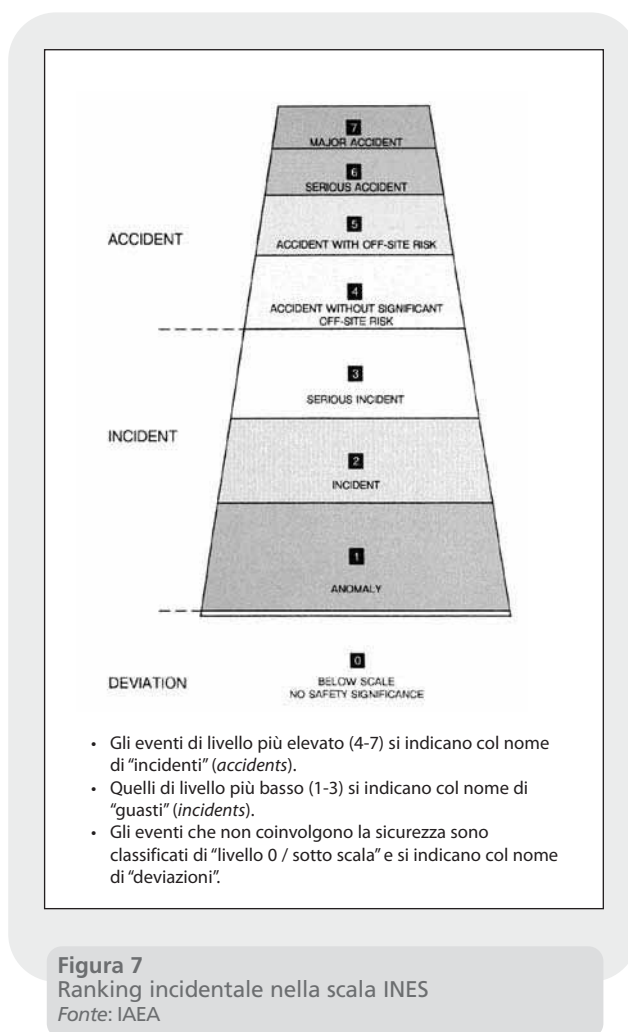
Il concetto di sicurezza nucleare può essere esteso anche a quei sistemi che, sebbene legati agli impianti per la produzione di energia, non sono direttamente finalizzati ad essa. Classificando ed indicizzando tutti gli eventi in cui si è registrato fallimento della sicurezza nucleare, è possibile imparare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

Con questo proposito è stata realizzata la scala INES<sup>5</sup> (*International Nuclear Event Scale*), che ha rappresentato il primo significativo strumento per comunicare, in modo coerente e rapido, la gravità degli eventi che interessano gli impianti nucleari e i sistemi, diretti od indiretti, ad essi connessi (figura 7).

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

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

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



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

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

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

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

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

## Oltre la II Generazione

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

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

## Centrali di III Generazione

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

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

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

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

## La migliorata sicurezza di esercizio

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

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

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





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

Fonte: TVO (Teollisuuden Voima Oy), Finlandia

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

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

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

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

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

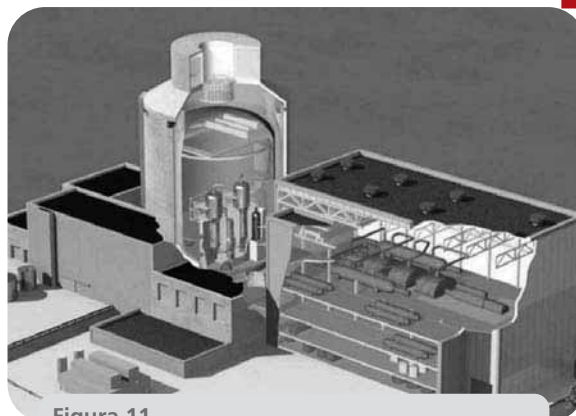
### Prototipi in costruzione

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

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



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



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

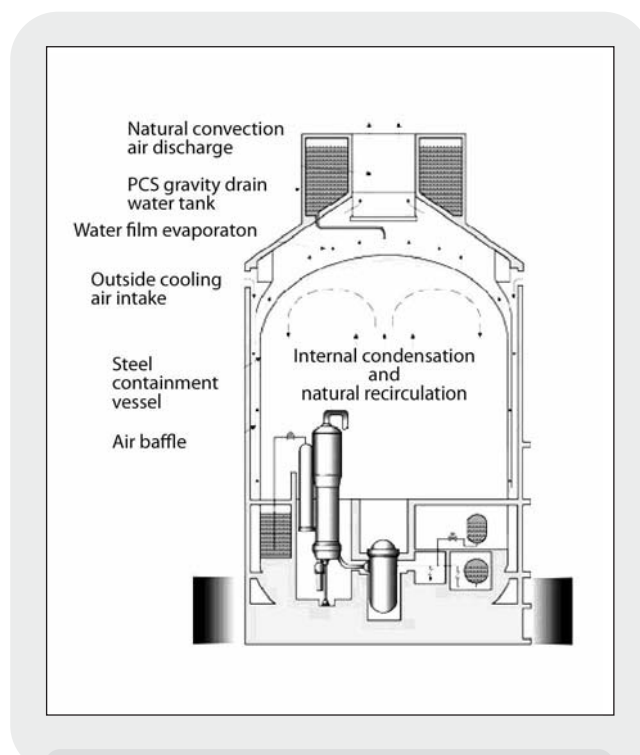
- doppia parete esterna in calcestruzzo armato, con uno spessore totale di 2,6 metri, progettata per resistere all'impatto diretto di un grosso aereo di linea.

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

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

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

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



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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

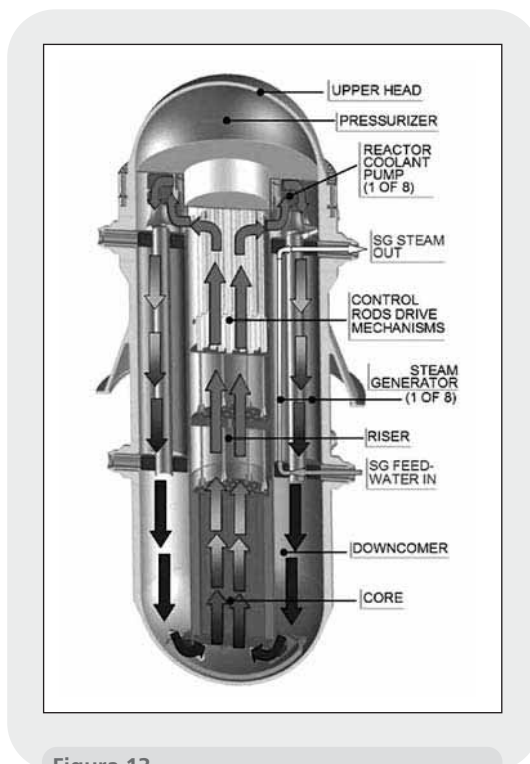
PRA = Probabilistic Risk Assessment; CDF = Core Damage Frequency; LRF = Large Release Frequency.

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

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

### Cosa fa l'ENEA nel campo della sicurezza nucleare

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



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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

## Bibliografia

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