

NOTE INTRODUTTIVE SULLA SICUREZZA NUCLEARE

Eleonora BOMBONI *, Nicola CERULLO **, Guglielmo LOMONACO ***, Vincenzo ROMANELLO ****

* *Ingegnere Nucleare, Dottorato di Ricerca in "Sicurezza Nucleare e Industriale"*

** *Già Professore Ordinario di "Reattori Nucleari Avanzati" presso l'Università di Genova; già Professore Associato di "Impianti Nucleari" e libero docente confermato in "Fisica del Reattore Nucleare" presso l'Università di Pisa*

*** *Ingegnere Nucleare, Dottorato di Ricerca in "Ingegneria Elettrica e Termica", Assistant Professor presso l'Università di Genova*

**** *Ingegnere Nucleare – orientamento "Impianti Nucleari Innovativi", Dottorato di Ricerca in "Ingegneria dei Materiali", ricercatore presso il Karlsruhe Institute of Technology (KIT) in Germania*

LA FILOSOFIA DELLA SICUREZZA NEGLI IMPIANTI NUCLEARI

Obiettivi della Sicurezza Nucleare

Gli obiettivi della sicurezza nucleare[13] consistono nell'assicurare condizioni di localizzazione e di impianto tali da soddisfare principi di protezione adeguati, quali, ad esempio, i principi radioprotezionistici internazionalmente accettati. In particolare l'impianto nel sito scelto dovrà garantire che la popolazione ed i lavoratori non ricevano effetti sanitari da radiazioni superiori nei limiti stabiliti e che tali effetti siano, comunque, i più bassi ragionevolmente ottenibili in tutte le condizioni operative ed in caso di incidenti.

L'approccio di base della Sicurezza Nucleare

Nel settembre del 1989 [6] la IAEA (*International Atomic Energy Agency*) organizzò a Vienna una riunione per discutere delle filosofie di sicurezza da adottare per gli impianti nucleari occidentali. Si discuteva molto a quell'epoca sulla necessità di prevedere o meno dei piani d'emergenza in caso di incidente nucleare grave. L'approccio seguito fino ad allora era di tipo '*probabilistico*': ossia la frequenza di accadimento di tale evento doveva essere dell'ordine di migliaia o centinaia di migliaia di anni. Tuttavia ci si rese conto che alla popolazione poco importava se un incidente si fosse verificato oggi, e poi la prossima volta fra 1 milione di anni!

Fu così che la delegazione italiana, assieme a quella francese, proposero di passare ad un approccio di tipo '*deterministico*': ovvero di effettuare per ogni impianto un'analisi di sicurezza in modo da garantire che per qualsiasi incidente, per quanto grave (anche con fusione del nocciolo del reattore - il temuto *melt-down*), non ci sarebbe stato nessun effetto sanitario al di fuori della centrale. Era un principio già adottato in Francia ed in Italia, volto a disaccoppiare le motivazioni più squisitamente tecniche da quelle tipiche della protezione civile. Il principio fu accolto ed adottato dalla IAEA.

LA SICUREZZA NUCLEARE DEGLI IMPIANTI ESISTENTI E FUTURI

I reattori esistenti (Generation II)

Il principio di base del design 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: la matrice (attualmente ceramica) del combustibile, l'incamicatura, il circuito refrigerante (di cui fa parte il *vessel*), il sistema di contenimento.

Il contenimento esterno del reattore (assente nel caso del reattore di Chernobyl, in quanto il reattore era stato progettato per produrre Pu WG il che richiedeva un ricambio del combustibile molto frequente, cosa non effettuabile con un contenimento di tipo occidentale) serve sia per proteggere l'ambiente esterno dall'impianto (in caso di incidente e conseguente rilascio di prodotti radioattivi) che viceversa (attentati, incidenti aerei, inondazioni, etc.).

Un contenitore tipico della tecnologia occidentale (cilindrico con cupola emisferica) del tipo *Framatome N4* presenta le seguenti caratteristiche [2]:

- *diametro interno: 43,80 m;*
- *spessore: 1,20 m;*
- *altezza massima: 59,16 m;*
- *volume interno: 78.000 m³;*
- *spessore contenitore secondario: 0,055 m.*

Sia il contenitore che l'intercapedine prevista fra le due strutture di contenimento sono mantenuti in depressione in modo da minimizzare le perdite verso l'esterno (principio del doppio contenimento).

Può sopportare pressioni interne dell'ordine di 7 Kg/cm^2 (ovvero pari al primo picco di pressione in seguito a LOCA⁽¹⁾). Al suo interno sono contenuti una serie di spray che 'innaffiano' il reattore in caso di incidente, riducendo il quantitativo di prodotti radioattivi gassosi dispersi nel contenimento e contribuendo al raffreddamento.

Il circuito refrigerante del reattore rappresenta la seconda barriera fisica fra il rilascio dei prodotti radioattivi e l'esterno. Trattasi di un circuito di tubi di acciaio inossidabile austenitico (la Figura 1 mostra il dettaglio del circuito refrigerante di un reattore PWR (Pressurized Water Reactor)), che collegano fra loro il vessel, le pompe di circolazione, i generatori di vapore ed il pressurizzatore. Sono progettati prendendo in considerazione tutti i carichi relativi a tutte le condizioni operative in cui l'impianto potrebbe venire a trovarsi. La disposizione delle tubazioni consente una adeguata flessibilità in modo da consentire la limitazione delle sollecitazioni in seguito a particolari condizioni di esercizio. Sono previsti opportuni sistemi di vincolo (smorzatori detti anche *snubbers*), per limitare le sollecitazioni dinamiche in caso di sisma (la Figura 2 mostra il dettaglio di uno *snubber* per la limitazione delle sollecitazioni sismiche).



Figura 1



Figura 2

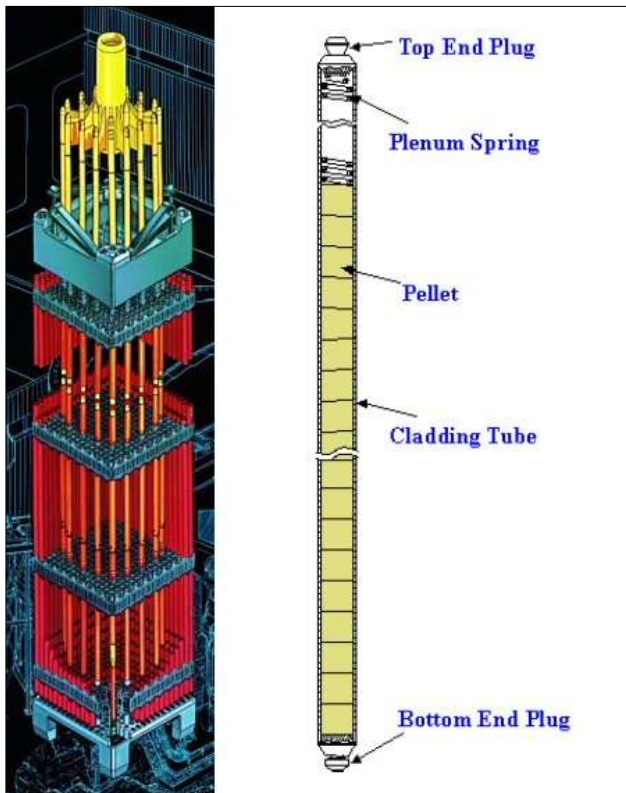


Figura 3

Procedendo nell'analisi delle barriere che si interpongono fra i prodotti di fissione e l'esterno si incontra l'incamiciatura (*cladding*) del combustibile (la Figura 3 mostra il dettaglio dell'elemento combustibile di un PWR). Compito di quest'ultima è quello di contenere, anche strutturalmente, le *pellet* di ossido di uranio che costituiscono il combustibile nucleare. Normalmente sono realizzate in lega di zirconio (zircaloy-2 o zircaloy-4), ma in alcuni casi anche in acciaio inossidabile. Trattasi di leghe resistenti alla corrosione. Gli elementi di combustibile vengono chiusi alle estremità con tappi saldati elettronicamente (EBW), dopo essere stati riempiti di gas elio a pressioni dell'ordine di $20\div 30 \text{ Kg/cm}^2$, consentendo così anche la verifica certa e semplice del grado di tenuta delle guaine. Nella zona superiore della barretta viene lasciato un volume pari al 5 % del totale per consentire la raccolta dei gas prodotti dalla fissione nucleare.



Figura 4

Ultima barriera infine al rilascio dei prodotti radioattivi verso l'esterno può essere considerata la stessa matrice ceramica che compone il combustibile nucleare (la Figura 4 mostra il dettaglio delle pellet di uranio). Il combustibile nucleare infatti (generalmente uranio) si presenta nella forma di ossido (UO_2) in polvere di diverse granulometrie, sinterizzate al 95% della densità teorica dopo pressatura a freddo. Tale materiale presenta notevole stabilità ad alta temperatura ed una adeguata resistenza alle radiazioni. Presenta punto di fusione pari a $2.865\text{ }^\circ\text{C}$, ed è inerte ad attacco chimico con acqua calda. Presenta ottime capacità di ritenzione dei gas di fissione fino a $1.000\text{ }^\circ\text{C}$.

A tali barriere ingegneristiche di tipo passivo si aggiungono poi una lunga serie di sistemi di sicurezza, attivi e passivi, atti a prevenire o gestire le più svariate condizioni incidentali.

I dati riportati finora fanno principalmente riferimento ad impianti di tipo PWR.

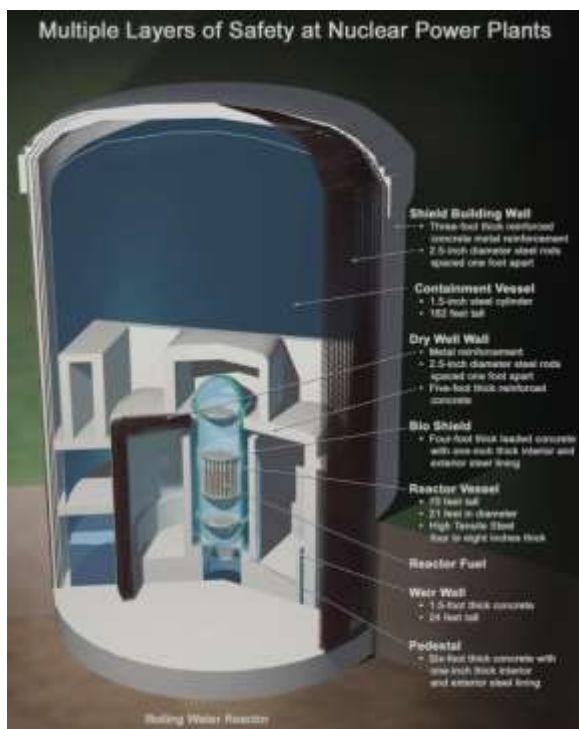


Figura 5

Come ulteriore esempio di impianto attualmente funzionante si riporta [1] di seguito l'illustrazione delle caratteristiche di sicurezza di un tipico impianto nucleare ad acqua bollente BWR (*Boiling Water Reactor*) (la Figura 5 mostra le barriere multiple in un convenzionale reattore BWR).

Si possono notare, nell'ordine (dall'esterno verso l'interno):

- edificio di contenimento in cemento armato dello spessore di circa 1 metro;
- maglia d'acciaio spaziata di circa 30 centimetri del diametro di circa 6 cm;
- liner metallico interno di contenimento dello spessore di circa 4 cm;
- parete del Dry Well (pozzo secco), con rinforzo in maglia metallica di circa 6 cm e parete di cemento armato dello spessore di circa 1,5 metri;
- schermo biologico, dello spessore di oltre un metro, con copertura metallica interna ed esterna di circa 2,5 cm;
- vessel del reattore, in acciaio al carbonio, dello spessore tipico dell'ordine di 20 cm;
- matrice ceramica del combustibile;
- Weir Wall (piscina di raccolta), dello spessore di circa mezzo metro;
- piedistallo, dello spessore di circa 2 metri, con ricopertura sia esterna che interna di 2,5 cm di acciaio.

Generation III e III⁺ (EPR e HTR)

I reattori nucleari delle *Generation III* e *III+* presentano delle caratteristiche innovative rispetto ai reattori della II generazione. L'obiettivo di questa tipologia di reattori è quello di 10^8 anni-reattore senza incidenti, ovvero, in altri termini, un reattore costruito all'epoca dei dinosauri (ossia all'inizio del periodo Cretacico superiore) avrebbe avuto meno del 50% della probabilità di essere soggetto ad un guasto dalla sua "costruzione" fino ad ora.

In questo contesto si colloca l'EPR (*European Pressurized Reactor*), inizialmente sviluppato dalla francese *Framatome* e dalla tedesca *Siemens* [8] (attualmente, per la parte nucleare, fuse nell'*AREVA*). Le caratteristiche del progetto riguardano un incremento ulteriore della sicurezza nucleare ed una migliore competitività economica. Trattasi di un reattore da 1.600 MW_e , per un costo previsto di 3 miliardi di € (una centrale di questo tipo è già in costruzione ad Olkiluoto, in Finlandia). Il reattore può bruciare uranio arricchito fino al 5%, come anche i combustibili MOX (ossidi misti di uranio e plutonio). Il rendimento termodinamico è del 36%, burnup 60 GWd/t (contro i 33 GWd/t dei reattori tradizionali), fattore di utilizzazione fino al 92%, livello sismico 0,25 g, vita operativa 60 anni. Tale reattore potrebbe fornire energia elettrica al nostro Paese ad un costo di $2\div 2,5$ eurocent/KWh (applicando il modello di calcolo presentato in [9]). Tale filiera presenta delle ulteriori importanti innovazioni in merito alla sicurezza nucleare rispetto agli impianti tradizionali (la Figura 6 mostra i principali sistemi di sicurezza del reattore EPR [8]).

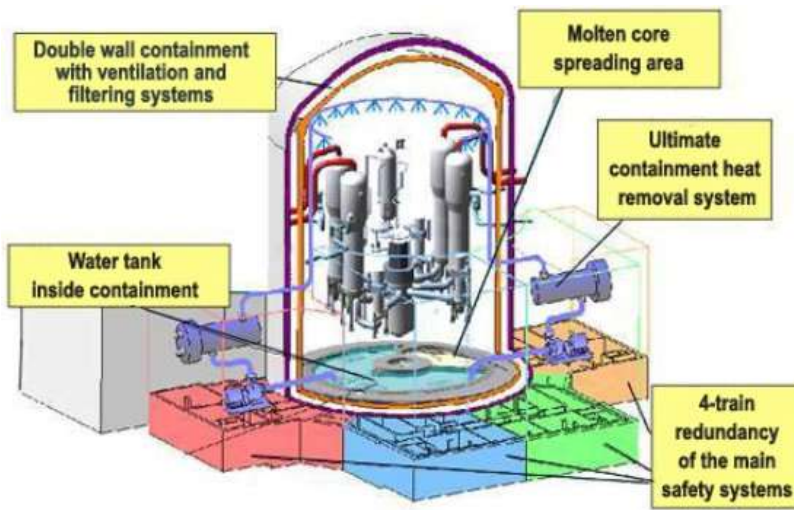


Figura 6

Fra gli altri sistemi della Generation III si può annoverare l'AP600 (*Advanced Passive*, da 600 MW_e) (la Figura 7 mostra il sistema di contenimento del reattore AP600 con sistemi di rimozione passiva del calore). Trattasi di un reattore a due *loop* (circuiti di raffreddamento), con margini di sicurezza più significativi e semplificazioni impiantistiche.

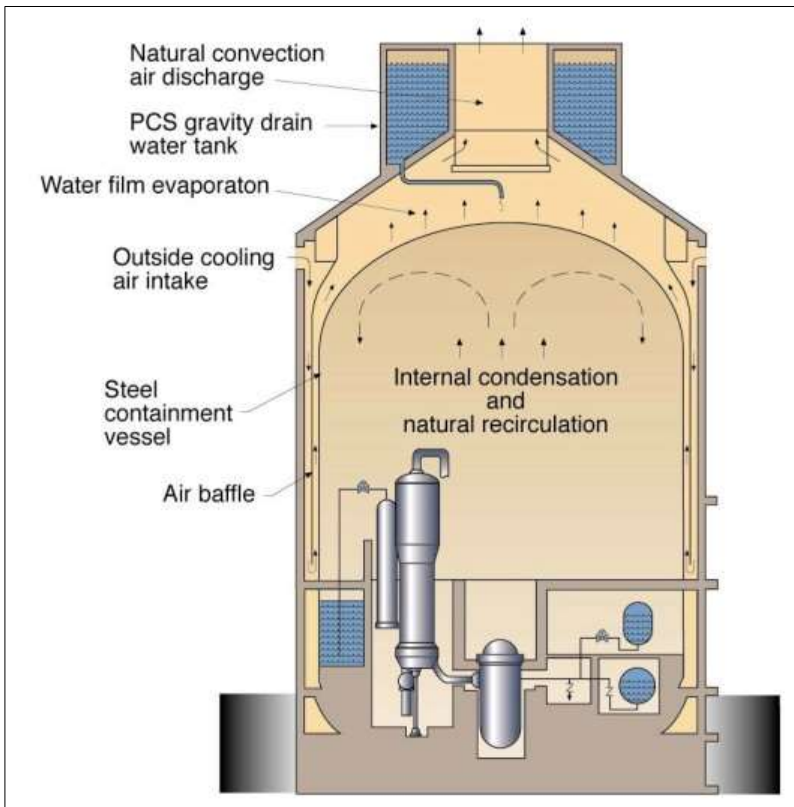


Figura 7

Il generatore di vapore è stato ingrandito per incrementare i margini operativi. La sua densità di potenza è stata ridotta del 30 % rispetto ai PWR tradizionali.

I sistemi passivi di sicurezza basano il loro funzionamento sulla l'azione della gravità, come nel caso della circolazione naturale, oppure sull'energia accumulata, come ad esempio quella dei gas compressi. Tali sistemi inoltre sono progettati per esplicare la loro azione per 72 ore dopo l'evento incidentale, indipendentemente dall'azione degli operatori. Sono previsti un insieme di sistemi iniezione di acqua borata (azionati da azoto compresso) passivi per lo spegnimento automatico del reattore in caso di necessità.

La rimozione passiva del calore è affidata anche all'edificio di contenimento, attraverso la circolazione naturale dell'aria (effetto camino) nell'intercapedine fra il guscio metallico e la parete di calcestruzzo. Un mezzo aggiuntivo per il raffreddamento è costituito da un deposito di acqua sulla cima dello schermo di calcestruzzo. Tale deposito è progettato per operare per 3 giorni, dopo i quali dovrebbe essere nuovamente riempito.

In ogni caso, anche se questo non avvenisse l'edificio di contenimento raggiungerebbe la sua massima pressione entro 2 settimane, e sarebbe pari al 90 % della pressione di progetto. Si stima presenti un costo di installazione di 1.370 \$/KW. Oltre a quelli già descritti, fra i sistemi della Generation III c'è poi l'*SBWR* (*Simplified Boiling Water Reactor*), reattore da 600 MW_e, che unisce le sue caratteristiche di circolazione naturale e sicurezza passiva per rafforzare le misure di sicurezza e la semplificazione impiantistica. Anche in questo caso la potenza è stata ridotta del 25 % rispetto al BWR per incrementare i margini di sicurezza. La circolazione naturale (o meglio la ricircolazione) rappresenta la caratteristica più interessante di questa tipologia di reattori. Anche in questo caso molti dei componenti sono realizzati in fabbrica (invece che sul cantiere), consentendo minori tempi di realizzazione e costi. Infine, *last but not least*, fra i reattori della *Generation III* rientrano i reattori a gas ad alta temperatura *HTR* (*High Temperature Reactor*).

L'elemento fondamentale della sicurezza per i reattori HTR [12] è costituito dal fatto che gli esperimenti di surriscaldamento per simulare situazioni incidentali hanno indicato che i prodotti di fissione sono trattenuti praticamente del tutto (in assenza di acqua e di aria) nelle particelle TRISO per temperature inferiori a 1.600 °C. Inoltre la bassa densità di potenza tipica di questi reattori (qualche KW/l) fa sì che anche questa temperatura non venga mai raggiunta.

Generation IV

I reattori della futura generazione sono attualmente allo studio, e si suppone saranno commercialmente disponibili a partire dal 2030.

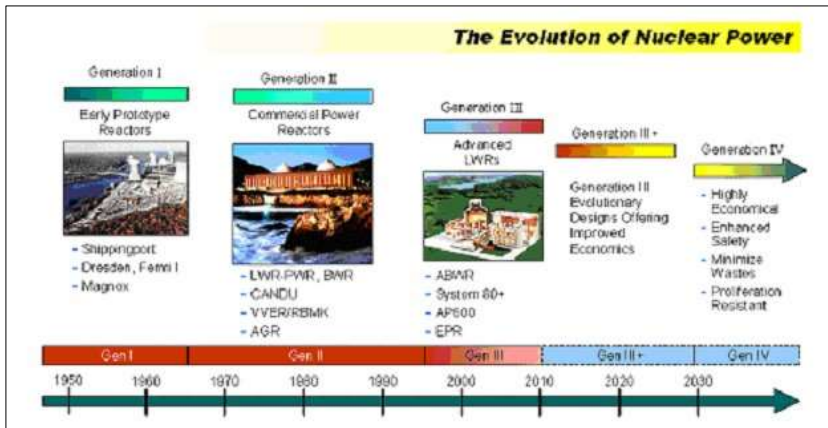


Figura 8

Difatti, per iniziativa del DOE (Department Of Energy), è nata alcuni anni fa la *Generation IV Initiative*: si tratta di un progetto a lungo termine, che si occupa di tutti gli aspetti connessi alla produzione di energia per via nucleare (nuovi reattori, cicli del combustibile innovativi, produzione di idrogeno e di acqua potabile, ecc.) e rappresenta la "naturale" evoluzione di questa tecnologia (la Figura 8 mostra l'evoluzione della tecnologia nucleare [15]).

Goals for Generation IV Nuclear Energy Systems
<i>Sustainability-1 Generation IV nuclear energy systems will provide sustainable energy generation that meets clean air objectives and promotes long-term availability of systems and effective fuel utilisation for worldwide energy production.</i>
<i>Sustainability-2 Generation IV nuclear energy systems will minimise and manage their nuclear waste and notably reduce the long-term stewardship burden, thereby improving protection for the public health and the environment.</i>
<i>Economics-1 Generation IV nuclear energy systems will have a clear life-cycle cost advantage over other energy sources.</i>
<i>Economics-2 Generation IV nuclear energy systems will have a level of financial risk comparable to other energy projects.</i>
<i>Safety and Reliability-1 Generation IV nuclear energy systems operations will excel in safety and reliability.</i>
<i>Safety and Reliability-2 Generation IV nuclear energy systems will have a very low likelihood and degree of reactor core damage.</i>
<i>Safety and Reliability-3 Generation IV nuclear energy systems will eliminate the need for offsite emergency response.</i>
<i>Proliferation Resistance and Physical Protection-1 Generation IV nuclear energy systems will increase the assurance that they are a very unattractive and the least desirable route for diversion or theft of weapons-usable materials, and provide increased physical protection against acts of terrorism.</i>

Tabella 1

Questo progetto è caratterizzato da quattro scopi fondamentali [15]:

- economicità di esercizio;
- sicurezza intrinseca e passiva anche nelle più severe condizioni incidentali;
- minimizzazione del volume di scorie e della loro radiotossicità;
- resistenza alla proliferazione.

In particolare, per ciò che concerne il secondo punto, sono richieste caratteristiche di sicurezza intrinseca "trasparenti", ossia comprensibili anche per i non esperti, si da aumentare, a meno di prese di posizione ideologiche, la confidenza dell'opinione pubblica nei confronti dell'energia nucleare. Gli scopi di tale iniziativa (fra cui un ruolo fondamentale è ricoperto dagli aspetti di sicurezza) sono riportati nella Tabella 1 (scopi della *Generation IV Initiative* [15]). La IV Generazione mira, in sostanza, ad un "nucleare sostenibile", capace di sfruttare al meglio le risorse disponibili nel rispetto dell'ambiente. Per ulteriori approfondimenti sull'argomento si invita a consultare [15].

PROCEDURA AUTORIZZATIVA PER L'AVVIO DI UN IMPIANTO NUCLEARE

Costruire una centrale nucleare non è una cosa semplice in quanto le autorità competenti sottopongono ogni nuova iniziativa a controlli accurati e completi. Le brevi note che seguono indicano, per sommi capi, i passi necessari per ottenere la Licenza di Esercizio degli impianti nucleari nel nostro Paese. Come è facile evincere gli enti coinvolti sono innumerevoli, mentre gli attori sono almeno tre:

l'Utility (che potrebbe essere, ad esempio, l'ENEL), il Costruttore (ad es. Ansaldo), e l'Ente di Controllo (ad es. APAT). Trattasi di entità separate e del tutto indipendenti; la realizzazione degli impianti è subordinata alla loro approvazione. Per chi volesse approfondire l'argomento si consiglia di consultare [5] e [13].

Le procedure autorizzative per la costruzione e la messa in esercizio di un impianto nucleare nel nostro Paese (ed in generale in tutti i Paesi Occidentali) sono particolarmente lunghe e complesse.

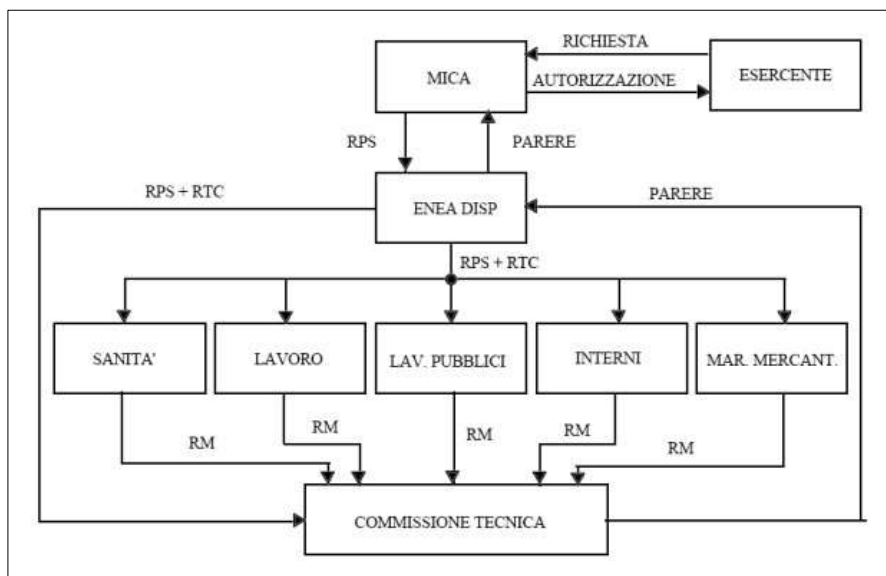
Si riporta di seguito in Tabella 2 il riassunto delle varie fasi dell'istruttoria per la messa in marcia di un impianto nucleare [5] assieme alla documentazione richiesta[5].

Fasi	Ente	Documentazione richiesta
1) Nulla osta di costruzione	MSE	a) Progetto di massima b) Rapporto preliminare di sicurezza
2) Costruzione parti rilevanti	APAT	Progetti particolareggiati
3) Prove non nucleari	APAT	Programma delle prove
4) Prove nucleari	APAT	Rapporto intermedio di sicurezza Regolamento di esercizio Manuale delle operazioni Certificazione esito favorevole prove non nucleari Programma generale delle prove Specifiche dettagliate delle prove Proposte di prescrizioni tecniche Organigramma del personale Piano di emergenza esterna
5) Licenza di esercizio	MSE	a) Certificazione esito favorevole delle prove nucleari b) Tutti i documenti già indicati al punto 4

Tabella 2

Fase A: Ottenimento da parte del richiedente del nulla osta di costruzione

Il richiedente trasmette al Ministero dello Sviluppo Economico (MSE) il *Progetto di Massima dell'Impianto* ed il *Rapporto Preliminare di Sicurezza*. Copia di tali documenti viene inviata dal MSE all'Ente di Controllo (APAT), il quale redige una relazione tecnica sul Progetto di Massima, che a sua volta viene inviata al MSE, che la inoltra ai Ministeri della Sanità, Lavoro, Lavori Pubblici, Interno e Beni Culturali. Questi ultimi entro 60 giorni devono esprimere un parere in merito al *Progetto di Massima* ed all'ubicazione dell'impianto, recepite dalla commissione tecnica dell'Ente di Controllo, che esprime quindi un parere tecnico finale.



Uno schema esemplificativo (i nomi dei Ministeri e degli Enti coinvolti risalgono a qualche anno fa) della procedura è riportato nella Figura 9 che mostra lo schema della procedura autorizzativa per l'ottenimento del nulla osta di costruzione (Legenda: RPS – Rapporto Preliminare di Sicurezza, RTC – Relazione Tecnica di Commento, RM – Relazione del Ministero).

Figura 9

In seguito a tale procedura il MSE trasmette al richiedente:

- autorizzazione e nulla osta alla costruzione;
- elenco dei componenti dell'impianto ritenuti rilevanti ai fini della sicurezza nucleare e della protezione sanitaria.

Fase B: Approvazione dei Progetti Particolareggiati

In seguito alla Fase A il richiedente trasmette all'Ente di Controllo i progetti particolareggiati delle parti dell'impianto, completi delle relazioni tecniche che ne dimostrino la rispondenza ai fini della Sicurezza Nucleare e della Protezione Sanitaria.

Fase C: Approvazione del Progetto delle Prove Combinate d'Impianto

Tali prove, di natura "non nucleare", sono antecedenti al caricamento del combustibile nucleare.

Al termine della costruzione delle parti d'impianto contenute nei Progetti Particolareggiati, il richiedente trasmette il Programma Generale delle Prove Combinate d'Impianto all'Ente di Controllo, il quale, sentita la commissione tecnica, provvede ad approvarle.

Fase D: Esecuzione delle Prove Combinate d'Impianto

La responsabilità per la corretta esecuzione di tali prove, in accordo col Programma approvato al precedente punto, ricade sul richiedente.

Assistono alle prove gli ispettori dell'Ente di Controllo. Successivamente in caso di idoneità quest'ultimo autorizza il caricamento del combustibile nucleare (fino a questo punto infatti si è gestito un impianto del tutto convenzionale).

Fase E: Approvazione del Piano d'Emergenza Esterno

Il Piano d'Emergenza Esterno contempla l'insieme delle azioni da compiere da parte delle autorità responsabili, in caso di incidente, per la pubblica incolumità. Con anticipo di almeno 150 giorni il richiedente invia all'Ente di Controllo i seguenti documenti:

- *Rapporto Intermedio di Sicurezza;*
- *Rapporto Tecnico.*

L'Ente di Controllo sottopone i documenti alla commissione tecnica. Il Rapporto Tecnico (entro 30 giorni) viene inviato al Ministero dell'Interno, che lo inoltra al Prefetto di competenza.

Il Piano d'Emergenza Esterno viene compilato dal Comitato apposito della Prefettura, inviato all'Ente di Controllo, che sentita la commissione tecnica lo invia al Ministero dell'Interno entro 30 giorni. Quest'ultimo procede all'approvazione entro 10 giorni. Ad approvazione avvenuta il Ministero dell'Interno invia il Piano d'Emergenza esterno al Prefetto (che dispone tutte le misure necessarie in caso di necessità) ed al richiedente.

Fase F: Approvazione del Programma Generale delle Prove Nucleari

Il richiedente trasmette all'Ente di Controllo la seguente documentazione:

- *Rapporto Finale di Sicurezza;*
- *Regolamento di Esercizio;*
- *Manuale di Operazione;*
- *Programma Generale delle Prove con Combustibile Nucleare;*
- *Certificato di esito positivo delle prove non nucleari;*
- *Organigramma del personale preposto ed addetto all'esercizio dell'impianto (con relative patenti di idoneità);*
- *Proposte di Prescrizioni Tecniche.*

L'Ente di Controllo, sentita la commissione tecnica, provvede ad approvare il Programma delle Prove Nucleari.

Fase G: Esecuzione delle Prove Nucleari

Il richiedente è tenuto a presentare all'Ente di Controllo le specifiche dettagliate di ciascuna prova; quest'ultimo rilascia il permesso condizionandolo all'osservazione o meno di alcune prescrizioni. Per ogni prova deve essere compilato il relativo verbale, a cura del richiedente (che è responsabile della corretta esecuzione e dell'esattezza dei calcoli).

Fase I: Licenza di Esercizio

In seguito ad esito positivo delle prove nucleari il richiedente richiede la Licenza di Esercizio (quella che consente di 'accendere' ed 'usare' l'impianto) al MSE, che la rilascerà con validità annuale.

CONCLUSIONI

Dalle argomentazioni sopra esposte appare evidente come il tema della sicurezza nucleare abbia occupato un posto centrale nella progettazione degli impianti sin dall'inizio della loro storia. Esprimendosi in gergo automobilistico si potrebbe dire che gli impianti nucleari sono 'nati' con le cinture di sicurezza, gli airbag e le barre laterali. Appare dunque assolutamente ingiustificato il timore del pubblico verso lo sfruttamento di questa forma di energia (si ricordi che accendendo il 'fuoco' atomico l'uomo ha imparato a convertire la massa in energia 2 milioni di volte più efficacemente dell'uomo primitivo!), demonizzata da un'informazione sempre tecnicamente scorretta e di norma strumentalmente propagandistica, ideologica ed addirittura 'terroristica'. Le argomentazioni tecniche addotte nel presente documento cercano di fare chiarezza, seppur sinteticamente ed in maniera assolutamente non esaustiva, sulla tematica.

Comunque può essere invocata una dimostrazione insita nei fatti. La sostanziale assenza di incidenti rilevanti ai fini della protezione sanitaria in impianti di tipo occidentale a partire dall'accensione della prima pila atomica (ad opera di Enrico Fermi, il 2 dicembre 1942) (decine di migliaia di anni-reattore), costituisce una chiara evidenza di quanto si è cercato di esporre.

Si potrebbe obiettare indicando l'incidente di Chernobyl. Ma tale incidente è talmente al di fuori dell'attuale normalità, sia per il tipo di reattore che, essendo plutonigeno, non poteva essere dotato di un sistema di contenimento di tipo occidentale (anche altri reattori plutonigeni, quali Hanford (USA) e Windscale (UK), per lo stesso motivo, non possedevano alcun contenimento), sia per le manovre effettuate che, nella loro "mostruosità" tecnica, si possono paragonare, per le conseguenze, ad aver collocato e fatto esplodere nel reattore un ordigno di notevole potenza. Pertanto esso non può essere inserito nella casistica della sicurezza degli impianti nucleari.

Comunque se proprio lo si volesse prendere in esame si potrebbe concordare con la massima evangelica "oportet ut scandala eveniant". Infatti anche in questo caso estremo (completa assenza di contenimento e manovre sconsiderate) le conseguenze, seppur tragiche, sono state limitate e paragonabili, per numero di morti, a quelle delle strade italiane nell'arco di un week-end.

La diffusione su grandi distanze della radioattività (anche a bassissimi livelli) ha dimostrato inoltre una cosa importante e mai abbastanza sottolineata: l'estrema "visibilità" delle radiazioni nucleari. A differenza di altri inquinanti, noi siamo in grado di individuare anche livelli minimi ed assolutamente non pericolosi di radioattività e quindi di prendere tempestivamente tutte le contromisure eventualmente necessarie.

È questo un ulteriore argomento a favore dell'energia nucleare che risulta in ogni caso di gran lunga la meno inquinante di qualsiasi altra forma di energia su scala industriale, idroelettrica inclusa (inatti, nelle immediate vicinanze dei bacini idroelettrici il peso dell'acqua provoca un compattamento del terreno con conseguente emissione di gas radon aumentando notevolmente il valore della radioattività ambientale della zona. Inoltre la presenza di grandi bacini provoca una variazione sostanziale e spesso irreversibile del microclima locale).

APPENDICE A - CONSIDERAZIONI DI CARATTERE SISMICO

I criteri adoperati per la realizzazione degli impianti nucleari sono particolarmente severi in considerazione della gravità delle conseguenze che potrebbero derivare in caso incidentale. Tutte le strutture ed 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⁽²⁾ e B⁽³⁾ 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, etc.).

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 del terremoto causato dai terremoti di riferimento A⁽²⁾ e B⁽³⁾. A tal fine si procede ad una lunga serie di indagini preventive:

- a) Individuazione della provincia tettonica comprendente il sito e quelle limitrofe;
- b) Valutazione in base a studi litologici, stratigrafici e geologico-strutturali del comportamento dei materiali geologici in superficie c) ed in profondità durante i precedenti terremoti;
- d) Determinazione delle caratteristiche meccaniche (statiche e dinamiche) dei materiali sottostanti il sito;
- e) Elenco di tutti i terremoti storici che hanno interessato la provincia tettonica comprendente il sito;
- f) 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;
- g) Determinazione dell'attività delle faglie.

Per le faglie si dovrà procedere a determinare:

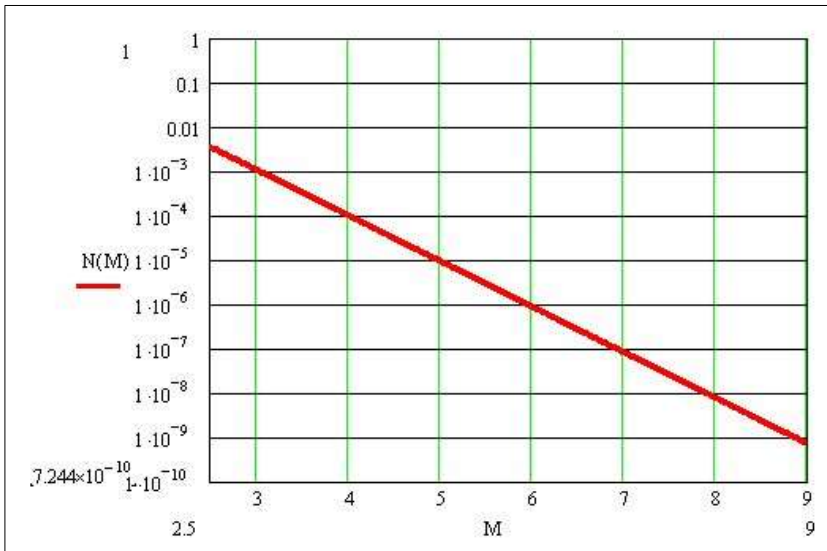
- la lunghezza della faglia;
- la relazione delle faglie con la strutture tettoniche della regione;
- la natura, l'entità e la storia geologica degli spostamenti lungo la faglia.

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.

Per una valutazione di primo approccio si possono adoperare relazioni che sintetizzino per una data zona sismica informazioni in merito alla frequenza e l'intensità dei terremoti. Per far questo si ricorre generalmente alla nota legge di *Gutenberg-Richter*.

$$(1) \quad N(M) = 10^A \cdot 10^{-BM}$$

in cui $N(M)$ indica il numero medio di terremoti con magnitudo maggiore di M che si verificano in un anno nella zona considerata, mentre per A e B si possono considerare, per regioni con caratteristiche simili a quelle del nostro Paese, rispettivamente i valori 6,13 ed 1,03.

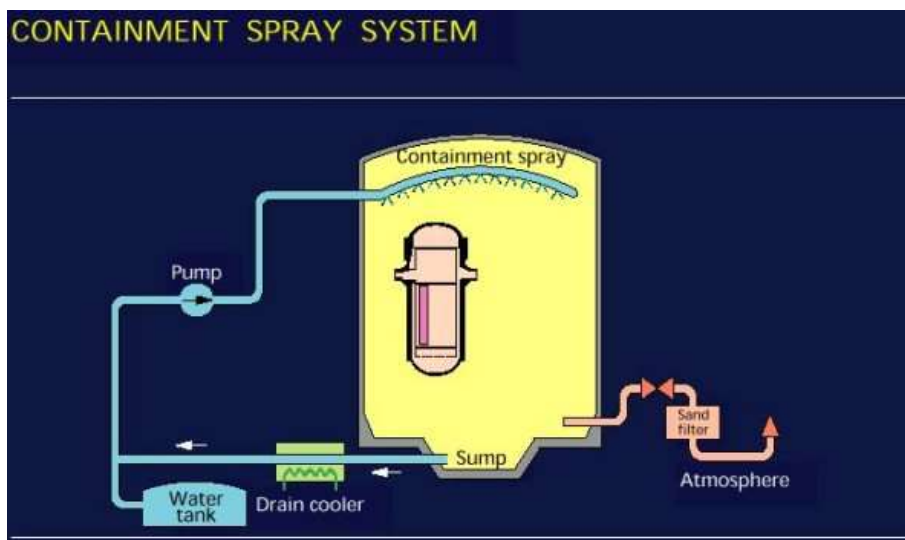


La relazione si riferisce ad un'area di 10^6 km^2 ; i valori ottenuti quindi andranno divisi per questo valore. In base alle considerazioni di cui sopra si ottiene il grafico della Figura A1 che mostra il numero medio di terremoti di magnitudo maggiore di M in funzione di M . Si può facilmente notare che il numero medio di terremoti del 5° grado della scala Richter (equivalente grosso modo al V° grado della Scala Mercalli) sul km^2 dell'impianto è dell'ordine di 10^{-5} , che scendono a 10^{-7} per terremoti di magnitudo 7 (circa equivalente al IX° grado della Scala Mercalli).

Figura A1

APPENDICE B – ALCUNI ESEMPI DI SISTEMI DI SICUREZZA DEGLI IMPIANTI ESISTENTI

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 par. 2 si aggiungono poi una lunga serie di 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*.



Uno dei suoi componenti è costituito dal sistema di spray (la Figura B1 mostra il sistema di spray di sicurezza all'interno del contenimento [3]), che attinge acqua ad 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.

Figura B1

Un altro esempio di queste salvaguardie sono gli ECCS (*Emergency Core Cooling Systems*) che rappresentano le 'cinture di sicurezza' degli impianti nucleari. La loro presenza garantisce un ulteriore importante apporto alla sicurezza.

Trattasi di una serie di sistemi che entrano in funzione in caso di incidente di perdita di refrigerante (LOCA) con conseguente depressurizzazione del circuito primario.

Se si prende a riferimento, ad esempio, un impianto PWR si hanno i seguenti sistemi:

- *HPIS (High-Pressure Injection System): 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 ad iniettare nel circuito acqua borata (un veleno neutronico che rallenta la reazione a catena);*
- *In caso di rottura di entità maggiore entra in funzione l'Accumulator Injection System: trattasi di contenitori di acqua borata tenuti sotto un battente di azoto alla pressione di 1,4÷4,1 MPa. In caso la pressione scenda al di sotto di tale valore le valvole si aprono automaticamente iniettando nel 'ramo freddo' del circuito acqua borata fredda. Trattasi di un sistema passivo, in quanto non necessita dell'intervento di pompe azionate elettricamente;*
- *Se la pressione si riduce ulteriormente entrano in funzione gli LPIS (Low-Pressure Injection System): tale sistema utilizza le pompe e gli scambiatori di calore del sistema di rimozione residua del calore. Sono, come gli HPIS, un sistema attivo, che richiede l'intervento di pompe azionate elettricamente.*

Le normative in merito alla progettazione degli ECCS sono severe: la NRC (*Nuclear Regulatory Commission*) richiede, in ogni caso, sia per reattori di tipo PWR che BWR [4], il rispetto, in caso di LOCA, delle seguenti condizioni (10 CFR 50):

- *la temperatura dell'incamiciatura non deve superare i 1.204 °C (limite al di sotto del quale la reazione dello zirconio con acqua per la formazione di idrogeno praticamente non avviene)*
- *l'ossidazione totale in seguito ad 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*

Ogni impianto nucleare dispone inoltre di almeno 2 *generatori Diesel di emergenza* (spesso però sono anche di più), pronti a partire in pochi secondi (se non già mantenuti in rotazione al minimo) ed a fornire elettricità ai sistemi ausiliari di sicurezza in caso di situazione incidentale e contemporanea messa fuori uso delle linee elettriche di alimentazione esterne (la Figura B2 mostra i dettagli di generatori diesel per impianti nucleari [3], mentre la Figura B3 mostra lo scudo di protezione da missili generati da tornado per la condotta di aspirazione [3]). Vengono testati almeno 1÷2 volte al mese, dispongono di riserve di aria compressa o di cartucce esplosive, e diverse volte all'anno vengono fatti funzionare per 24 ore per assicurarsi del loro funzionamento.



Figura B2



Figura B3

NOTE

(1) *LOCA: Loss Of Coolant Accident, ossia incidente da perdita di refrigerante. Rappresenta uno degli scenari peggiori cui l'impianto può andare incontro. Dopo lo 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% circa di quella di esercizio (allo 0,5 % dopo un giorno). Su 3.000 MWth si ottengono potenze di decadimento dell'ordine di 30 MWth, potenza consistente (pari a quella di circa 60 autotreni). Quest'ultima va smaltita, altrimenti la temperatura del combustibile continua a salire fino al danneggiamento 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.*

(2) **Terremoto di Riferimento A:** *terremoto che produce sul sito il massimo movimento vibratorio ipotizzabile considerando le caratteristiche geologiche e sismiche della provincia tettonica comprendente il sito e le zone limitrofe, assieme alle caratteristiche meccaniche dei materiali sottostanti.*

(3) **Terremoto di Riferimento B:** *terremoto che produce sul sito il massimo movimento del terreno che ragionevolmente potrebbe verificarsi durante la vita dell'impianto considerando le caratteristiche geologiche e sismiche della provincia tettonica comprendente il sito e le zone limitrofe, assieme alle caratteristiche meccaniche dei materiali sottostanti.*

RINGRAZIAMENTI E BIBLIOGRAFIA

Gli autori desiderano ringraziare per la cortese e preziosa collaborazione prestata l'Ing. P. Fornaciari ed i Proff. G. Forasassi e S. Paci.

- [1] Nuclear Energy Institute – http://www.nei.org/documents/multiple_layers_of_safety.htm
- [2] B. Guerrini, S. Paci – “*Appunti di Impianti Nucleari – Parte IIA: Filiera*” – SEU
- [3] The Virtual Nuclear Tourist – <http://www.nucleartourist.com/>
- [4] S. Glasstone, A. Sesonske – “*Nuclear Reactor Engineering*” – Chapman & Hall
- [5] B. Guerrini, S. Paci – “*Appunti di Impianti Nucleari – Parte I: Aspetti Generali*” – SEU
- [6] Ing. Paolo Fornaciari – Comunicazione privata

- [7] P. Fornaciari – *“Il petrolio, l’atomo e il metano – Italia nucleare 1946-1997”* – 21^{mo} Secolo, 1997
- [8] <http://www.aveva-np.com/scripts/info/publigen/content/templates/show.asp?P=1655&L=US>
- [9] V. Romanello, G. Lomonaco, N. Cerullo – *“I Veri Costi dell’Energia Nucleare”* – DIMNP, NT1127(2006) – <http://www2.ing.unipi.it/~d0728/GCIR/Costi.pdf>
- [10] V. Romanello, G. Lomonaco, N. Cerullo – *“La Sistemazione in Sicurezza delle Scorie Nucleari”* – 21^{mo} Secolo, n. 3 Luglio 2005 – <http://www2.ing.unipi.it/~d0728/GCIR/La%20sistemazione%20in%20sicurezza%20delle%20scorie%20nucleari.pdf>
- [11] V. Romanello – *“Analisi di alcune peculiari potenzialità degli HTR: la produzione di idrogeno ed il bruciamento degli attinidi”* – Tesi di Laurea in Ingegneria Nucleare – Relatori: Prof. N. Cerullo, Prof. G. Forasassi, Prof. B. Montagnini, Ing. G. Lomonaco – <http://etd.adm.unipi.it/theses/available/etd-10152003-181233/>
- [12] G. Lomonaco – *“I recenti sviluppi dei reattori a gas ad alta temperatura. La collocazione di questi impianti nel futuro panorama energetico mondiale. Il programma europeo HTR-N e l’attività di ricerca svolta dal DIMNP nel suo ambito”* – Tesi di Laurea in Ingegneria Nucleare – Relatori: Prof. N. Cerullo, Prof. G. Forasassi, Prof. B. Montagnini – <http://www.tesionline.it/default/tesi.asp?id=10251>
- [13] G. Petrangeli – *“Sicurezza Nucleare”* – ETS, Pisa 2003
- [14] G. Lomonaco – *“Problematiche di sicurezza nella produzione di idrogeno mediante impianti HTR”* – Tesi di Laurea in Ingegneria della Sicurezza Industriale e Nucleare – Relatori: Prof. M. N. Carcassi, Prof. N. Cerullo – <http://www.tesionline.it/default/tesi.asp?id=10361>
- [15] E. Bomboni – *“Le scorie nucleari: analisi della loro possibile riduzione mediante cicli del combustibile innovativi”* – Tesi di Laurea in Ingegneria Nucleare – Relatori: Prof. N. Cerullo, Prof. G. Forasassi, Ing. G. Lomonaco, Ing. V. Romanello – <http://etd.adm.unipi.it/theses/available/etd-06122006-143839/>