

Capitolo 3 – Classificazione di massima degli impianti nucleari, dei loro componenti e delle condizioni di carico

3.1 Classificazione degli impianti

Come già parzialmente anticipato, esistono sostanzialmente due possibilità per poter realizzare con combustibile a base di uranio una reazione a catena che possa autosostenersi:

- Miscelare con l'uranio naturale una sostanza (*moderatore*) avente un basso numero atomico (in modo tale che con un piccolo numero di urti provochi un rapido rallentamento dei neutroni di fissione) e basso assorbimento neutronico. Per un reattore ad uranio naturale anche le sostanze utilizzate come refrigerante, se diverse dal moderatore, devono possedere un basso assorbimento neutronico (e.g. reattori moderati a grafite e refrigerati a gas)
- Aumentare la percentuale dell' U^{235} rispetto a quella contenuta nell'uranio naturale: in tal modo si riducono le probabilità delle catture in campo epitermico per risonanza dell' U^{238} e contemporaneamente aumentano quelle delle fissioni con i nuclei di U^{235}

Nei reattori termici (cioè a spettro neutronico termico) eterogenei, gli elementi di combustibile nucleare possono essere di varie forme (a barrette, a lamine, etc.), vengono disposti spazialmente secondo determinate matrici e lo spazio tra questi elementi è riempito dal moderatore; in questo modo aumentano le fughe dei neutroni dal combustibile ed i neutroni stessi rallentano dapprima ad energie epitermiche all'interno del moderatore. I neutroni che sfuggono alle catture di risonanza da parte dell' U^{238} termalizzano poi mediante gli urti con i nuclei del moderatore e rientrano nel combustibile fissionando (tipicamente) l' U^{235} , il Pu^{239} o l' U^{233} .

Come già anticipato, il moderatore, per rallentare efficacemente i neutroni deve possedere elevata probabilità di collisione e bassa probabilità di assorbimento. La collisione di un neutrone con un nucleo avviene quasi sempre mediante un urto elastico; si osserva che lo scambio di energia per urto è tanto maggiore quanto più la massa del nucleo si avvicina alla massa del neutrone e pertanto il nucleo ideale per la moderazione dei neutroni potrebbe sembrare l'idrogeno (ottimo *potere di rallentamento*) che possiede all'incirca la stessa massa del neutrone. Però l'idrogeno ha anche una buona probabilità di assorbimento per i neutroni (da cui consegue un relativamente modesto *rapporto di moderazione*) e da ciò si deduce che è impossibile che possa autosostenersi una reazione a catena utilizzando uranio naturale e contemporaneamente idrogeno come moderatore. Usando quindi l'idrogeno come moderatore è indispensabile ricorrere all'uranio arricchito avente un adeguato *grado di arricchimento* (che rimane comunque assai inferiore a quello utilizzato in un reattore veloce, senza moderatore).

Le sostanze che principalmente si impiegano come moderatori nell'attuale tecnologia nucleare, tenendo conto delle loro caratteristiche nucleari e tecnologiche, sono:

- *acqua naturale (leggera)*
- *acqua pesante*
- *grafite*

L'acqua pesante è detta in questo modo in quanto l'idrogeno contenuto nella sua molecola è sostituito dal suo isotopo deuterio che, come noto, ha massa pari a circa il doppio di quella dell'idrogeno. L'acqua pesante si trova normalmente nell'acqua naturale, seppur in una percentuale bassissima (circa 156 ppm), e viene estratta con processi generalmente molto costosi. La grafite e l'acqua pesante, pur avendo un potere di rallentamento inferiore, risultano migliori come moderatori rispetto all'acqua naturale in quanto assorbono molto meno i neutroni (hanno, in definitiva, un miglior *rapporto di moderazione*).

L'energia sviluppata nel processo di fissione (perlopiù energia cinetica dei prodotti di fissione e, in misura ridotta, dei neutroni emessi) si trasforma in calore e ciò avviene all'interno del nocciolo del reattore. Questa energia termica deve poi essere trasferita all'esterno del reattore per poter essere utilizzata e quindi un reattore nucleare può essere "paragonato" ad una caldaia.

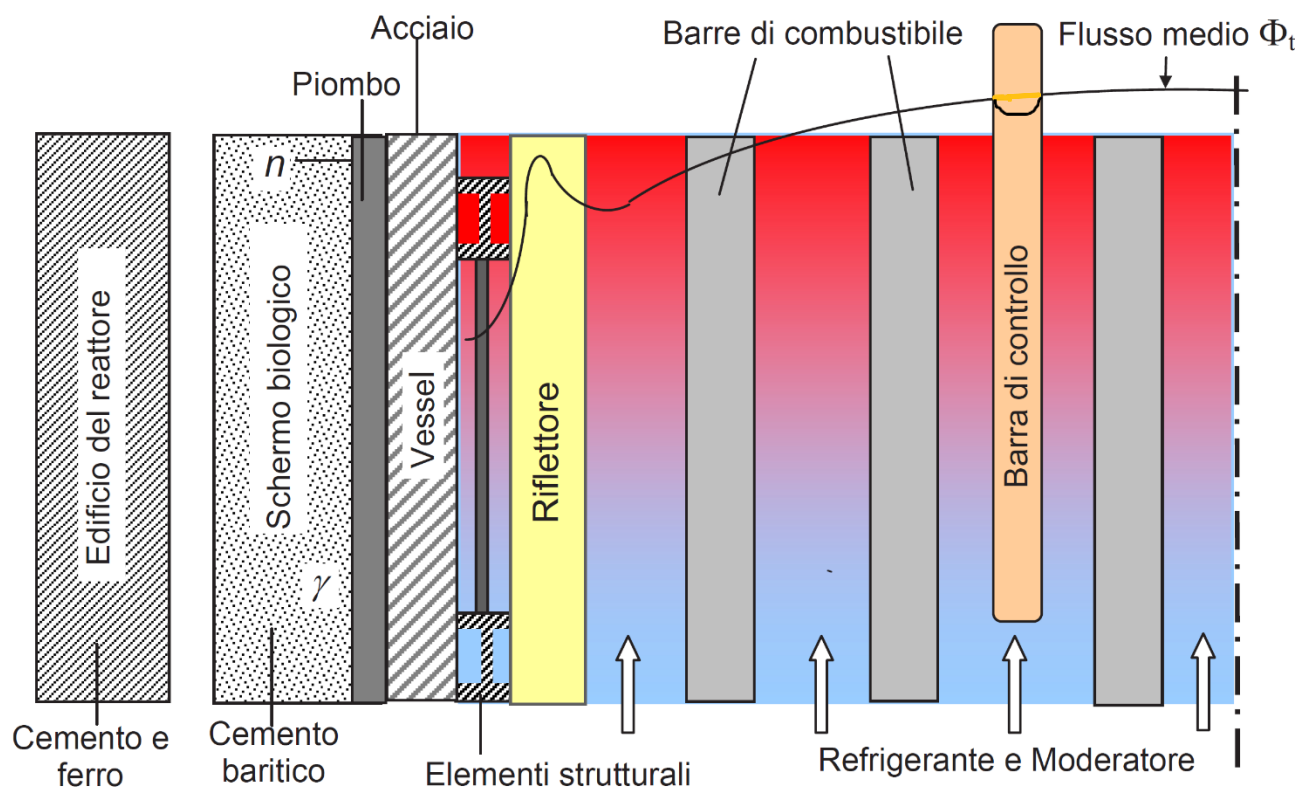


Figura 3.1 - Principali componenti tipici di un core di un reattore nucleare a fissione (vista in sezione)

Indichiamo quindi quali sono le parti principali che costituiscono un reattore nucleare (fig. 3.1):

- **Combustibile:** esso è quasi sempre solido (praticamente fatta eccezione per il solo MSR, Molten Salt Reactor) ed è costituito dagli elementi fissili e fertili e dai materiali aventi una funzione strutturale. Nel combustibile avviene il processo di fissione e la maggior parte della trasformazione dell'energia di fissione in calore. La composizione del combustibile varia all'aumentare del tempo di irraggiamento neutronico. Il materiale fissile viene protetto da un rivestimento detto *guaina* o *camicia* la cui funzione è quella di impedire il rilascio dei prodotti di fissione essa può essere costituita da materiali "classici" come l'acciaio inox (e.g. AISI 304 o AISI 316) o *ad-hoc* per applicazioni nucleari, come la zircaloy; essa inoltre ha anche la funzione di elemento di sostegno strutturale. La durata del combustibile (per motivi neutronici ma, di norma, principalmente tecnologici) è assai inferiore a quella di tutto l'impianto nucleare e per questo motivo il combustibile deve essere periodicamente sostituito. Nei LWR, il tipo di combustibile più frequentemente impiegato è costituito da pastiglie sinterizzate di polvere di ossido di uranio (UO_2) leggermente arricchito inserite all'interno di un tubicino metallico avente un diametro di circa 1 cm detto *barretta* che, come anticipato, è generalmente realizzato in zircaloy (lega a basso assorbimento neutronico). In generale, le barrette vengono assemblate in strutture di forma quadrata, esagonale o circolare formando così l'*elemento di combustibile* (*assembly*)
- **Moderatore:** il suo scopo è quello di rallentare i neutroni emessi dalla fissione sotto la soglia di risonanza dell' U^{238} . Come già anticipato, i principali materiali moderanti sono l'acqua naturale, l'acqua pesante e la grafite. I primi due moderatori possono coincidere con il refrigerante. Il moderatore non c'è, ovviamente, nei reattori veloci

- **Riflettore:** questa sostanza circonda la zona dove avviene la reazione a catena; il suo scopo è quello di riflettere verso l'interno del nocciolo una parte di quei neutroni che fuggono verso l'esterno aumentando la popolazione dei neutroni all'interno del nocciolo e contribuendo così ad aumentare il numero delle fissioni. I materiali che costituiscono il riflettore devono possedere buone caratteristiche nucleari parzialmente simili a quelle dei moderatori, soprattutto in termine di potere di rallentamento; un basso potere di assorbimento risulta invece meno appetibile poiché un neutrone che sfugge dal reattore è comunque perso e può anzi essere dannoso in quanto foriero di dose aggiuntiva biologica e/o per i materiali (strutturali e non). Nei reattori termici il riflettore può coincidere (in tutto od in parte) con il moderatore
- **Refrigerante:** è un liquido o gas il cui scopo è quello di trasportare il calore causato dalla fissione nucleare, all'esterno del nocciolo in modo che possa essere utilizzato praticamente. Il refrigerante può coincidere con il moderatore e/o con il riflettore. Le sostanze principalmente impiegate sono l'acqua (naturale o pesante), il sodio liquido, il piombo (anche come eutettico piombo-bismuto) liquido, l'elio e l'anidride carbonica
- **Fluido motore:** è un fluido che trasporta l'energia termica al sistema di utilizzazione/conversione dell'energia. Nei reattori a ciclo indiretto è quasi sempre *vapor d'acqua*; in quelli a ciclo diretto tale fluido coincide con il refrigerante
- **Organi di controllo:** sono dei dispositivi (di norma *barre di controllo*) utilizzati per controllare la reazione di fissione. Essi sono dei forti assorbitori di neutroni (di norma) termici (come ad esempio boro, cadmio, etc.) che regolano le oscillazioni di potenza dei reattori. Infatti allontanando (generalmente mediante estrazione) le barre di controllo dal materiale fissile diminuiscono il numero dei neutroni assorbiti e quindi ci sono più neutroni disponibili per la fissione, mentre avvicinandole (tipicamente mediante inserzione) aumentano le catture neutroniche fino a raggiungere lo spegnimento della reazione a catena nel reattore
- **Organi strutturali:** organi meccanici di vario tipo che svolgono sia la funzione di sostegno che di contenimento come ad esempio la piastra su cui poggia il core, il recipiente in pressione (*vessel*) che contiene il nocciolo e tutti i sistemi ausiliari
- **Schermature:** sono delle strutture di protezione contro le radiazioni nucleari che si sviluppano nel nocciolo, il cui scopo è quello di ridurre i livelli delle stesse in modo da portare le dosi a livelli accettabili per l'uomo o per eventuali componenti ed apparecchiature. I materiali impiegati per questi schermi sono, di norma, l'acciaio ed il calcestruzzo (eventualmente addizionati con opportuni elementi ad-hoc per l'assorbimento di neutroni, etc.). Il primo è più usato nelle vicinanze del nocciolo, il secondo nella zona più esterna, dove, in alcuni casi, si può impiegare anche acqua o acqua borata

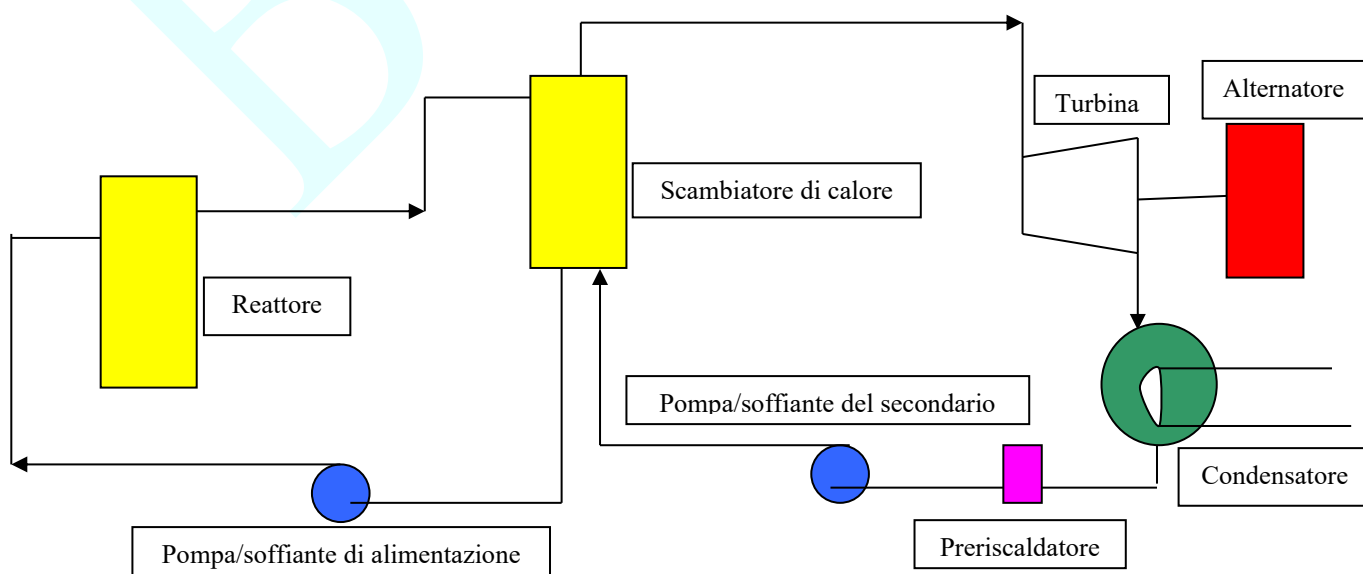


Figura 3.2 - Schematizzazione di un reattore nucleare a ciclo indiretto

Il trasferimento del calore dal nocciolo alle parti esterne del reattore e la successiva trasformazione in energia meccanica ed elettrica viene effettuata, di norma, secondo i due schemi generali riportati nelle fig. 3.2 e 3.3. Ovviamente, in entrambi gli schemi, il condensatore è presente solo negli impianti in cui il fluido motore sia soggetto ad un cambiamento di fase vapore/liquido.

Nella fig. 3.2 (PWR, etc.) il refrigerante cede il calore asportato dal nocciolo del reattore al fluido motore, il quale a sua volta si espande in una turbina collegata ad un alternatore. In particolare, nei reattori PWR il fluido motore è vapor d'acqua e lo scambiatore è quindi un generatore di vapore.

Nella fig. 3.3 (BWR, etc.) il refrigerante ha la funzione anche di fluido motore ed il cambiamento di fase del refrigerante avviene direttamente nel circuito primario.

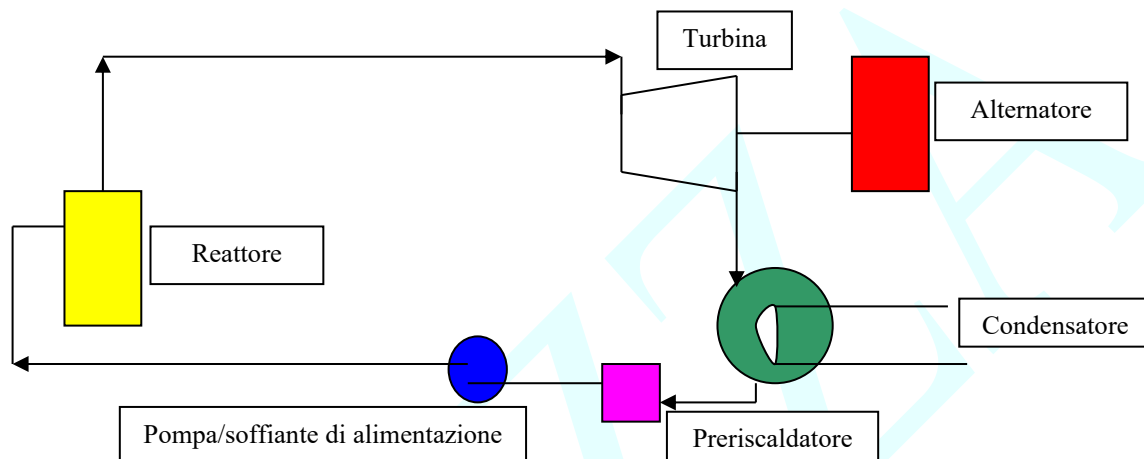


Figura 3.3 - Schematizzazione di un reattore nucleare a ciclo diretto

Le due schematizzazioni sono chiamate, rispettivamente, a *ciclo indiretto* ed a *ciclo diretto*.

Nei reattori veloci che utilizzano il sodio come refrigerante si interpone di norma fra il circuito primario e quello secondario (ciclo indiretto) un ulteriore circuito (anch'esso percorso da sodio liquido) il cui scopo è quello di impedire che, in caso di incidenti, si abbia contatto (e quindi potenziale reazione chimica) fra l'acqua del generatore di vapore ed il sodio del circuito primario (radioattivo).

Una completa classificazione di tutti i possibili tipi di impianto nucleare (filieri) è molto complessa e problematica: infatti, per identificare una filiera si cerca di mettere in evidenza tutte quelle caratteristiche che maggiormente differenziano gli impianti che ne fanno parte dagli altri; fra queste un sommario (ed incompleto) elenco (già parzialmente anticipato nei paragrafi precedenti) potrebbe essere il seguente:

- **Utilizzo:** generare energia, produrre idrogeno, desalinizzare, per propulsione o di ricerca
- **Energia dei neutroni che generano la maggior parte delle fissioni:** reattore termico o veloce
- **Materiale principale costituente il combustibile:** uranio arricchito o naturale, MOX, etc.
- **Forma chimica della matrice del combustibile:** ossidi, carburi, nitruri, ossicarburi, etc.
- **Stato fisico del combustibile:** solido o liquido
- **Refrigerante:** acqua naturale, acqua pesante, gas, metalli liquidi
- **Moderatore (se presente):** acqua naturale, acqua pesante, grafite
- **Ciclo termodinamico:** a vapore (diretto o indiretto), a gas

- **Contenitore del refrigerante:** recipiente in pressione o tubi in pressione
- **Disposizione del combustibile:** omogeneo, eterogeneo

Molti reattori aventi le caratteristiche sopra citate sono stati effettivamente progettati e costruiti in varie parti del mondo con un notevole impegno economico. Tuttavia, la maggior parte di questi progetti, dopo programmi di sviluppo e ricerca più o meno lunghi, sono stati abbandonati; quindi, almeno nel breve termine, solo poche filiere potranno realmente essere prese in considerazione per la loro realizzazione industriale ed esse sono principalmente: reattori (termici) ad acqua leggera e pesante, reattori (termici) refrigerati a gas (tipicamente elio) e reattori veloci (refrigerati a metalli liquidi o a gas).

3.2 Classificazione dei componenti

Una procedura seguita per aumentare l'affidabilità degli impianti nucleari è la classificazione (principalmente orientata alla sicurezza) dei componenti che li costituiscono.

Una prima tipologia di classificazione può essere effettuata sulla base della rilevanza dei componenti (sicurezza ed esercizio), una seconda in relazione alla sismica, una terza guardando ai livelli qualitativi, una quarta sulla base dei livelli di sicurezza.

3.2.1 Rilevanza

Sulla base della rilevanza si hanno componenti:

- a) rilevanti per la sicurezza;
- b) rilevanti per l'esercizio;
- c) non rilevanti per la sicurezza e per l'esercizio.

Un componente appartiene alla categoria a) quando una sua rottura implica un potenziale rilascio radioattivo oppure quando il suo malfunzionamento può compromettere una parte rilevante per l'impianto. Appartiene invece alla categoria b) quando un suo malfunzionamento potrebbe compromettere l'esercizio dell'impianto.

Le prescrizioni per i componenti classificati su questa base sono riportate nelle norme tecniche nazionali e/o internazionali (ASME o analoghe).

3.2.2 Sismica

Come si evidenzierà meglio nei successivi capitoli, i criteri adoperati per la realizzazione degli impianti nucleari sono particolarmente severi in considerazione della gravità delle conseguenze che potrebbero derivare in caso incidentale. Quindi le sollecitazioni di carattere sismico ricoprono una particolare importanza.

In termini generali, va ricordato che l'ingegneria sismica non può essere fondata sul metodo scientifico (galileiano) puro, in quanto l'oggetto di studio non è completamente riproducibile.

Dal punto di vista della caratterizzazione delle sollecitazioni di origine sismica, le frequenze proprie dei sismi sono dell'ordine degli Hz o della decina di Hz (cioè relativamente basse e con un range di variabilità abbastanza ristretto).

Spesso, in caso di sisma un gran numero di vittime non sono diretta conseguenza del sisma stesso ma provocate da effetti "secondari" (incendi, maremoti, etc.). Questi ultimi si aggravano quando le infrastrutture risultano già gravemente danneggiate dal sisma originario. Spesso il solo progettare con criteri antisismici (anche se con intensità massima del sisma ipotizzato inferiore a quella reale) riduce di per se i danni del sisma (a prescindere dalla sua intensità effettiva).

La base normativa per le definizioni dei terremoti in ambito nucleare è il 10CFR100 della NRC (poi ripreso anche dalla IAEA). Su questa base è possibile definire:

- Il terremoto base di esercizio (OBE): terremoto di intensità tale da essere ragionevolmente atteso durante la vita operativa dell'impianto (sulla base della storia sismica del sito) e che deve essere sopportato dall'impianto senza che sia pregiudicata la sua funzionalità futura
- Il terremoto base di progetto (DBE): terremoto con la massima intensità ipotizzabile (sulla base della storia sismica del sito) e che deve essere assorbito dall'impianto senza che sia pregiudicata la sua sicurezza
- Il terremoto di spegnimento sicuro (SSE): terremoto di intensità tale da causare sicuramente lo shutdown automatico dell'impianto

Per quanto riguarda la classificazione sismica dei componenti si hanno:

- a) componenti che devono resistere all'OBE conservando la loro capacità funzionale e che, inoltre, devono garantire la funzionalità dei sistemi correlati alla sicurezza ed al contenimento in caso di DBE o SSE;
- b) componenti che in caso di OBE devono garantire completamente la loro funzionalità.

Più nello specifico, 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 DBE ed OBE 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 ad acqua leggera (rispetto al quale quindi gli stessi sono progettati) è costituito dal massimo evento sismico assunto per quella zona in concomitanza alla (indipendente) troncatura a ghigliottina della tubazione primaria.

L'impianto nucleare sarà realizzato in modo tale che:

- Qualora si verifichi un sisma di intensità minore o uguale all'OBE, le conseguenze non siano tali da compromettere il normale esercizio
- Qualora si verifichi un sisma di intensità maggiore all'OBE sia garantito lo spegnimento dell'impianto. Prima della rimessa in funzione, il titolare della licenza di esercizio dovrà dimostrare agli organismi di controllo che nessun danno si è verificato alle strutture, sistemi e componenti classificati in categoria sismica
- Qualora invece si verifichi un sisma di livello DBE, sia assicurato il funzionamento di tutti i sistemi necessari per lo spegnimento del reattore e per mantenere 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 DBE e OBE. A tal fine si procede ad una lunga serie di indagini preventive:

- Individuazione della provincia tettonica comprendente il sito e quelle limitrofe
- Valutazione in base a studi litologici, stratigrafici e geologico-strutturali del comportamento dei materiali geologici in superficie ed 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 la provincia 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.

Per una valutazione di primo approccio si possono adoperare correlazioni che sintetizzino per una data zona sismica informazioni in merito alla frequenza e l'intensità dei terremoti.

Per far questo si ricorre generalmente a correlazioni come la legge di Gutenberg-Richter:

$$N(M) = 10^A \cdot 10^{-B \cdot M}$$

in cui $N(M)$ indica il numero medio di terremoti con magnitudo maggiore di M che si verificano in un anno nella zona considerata.

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 un grafico del tipo riportato in fig. 3.4.

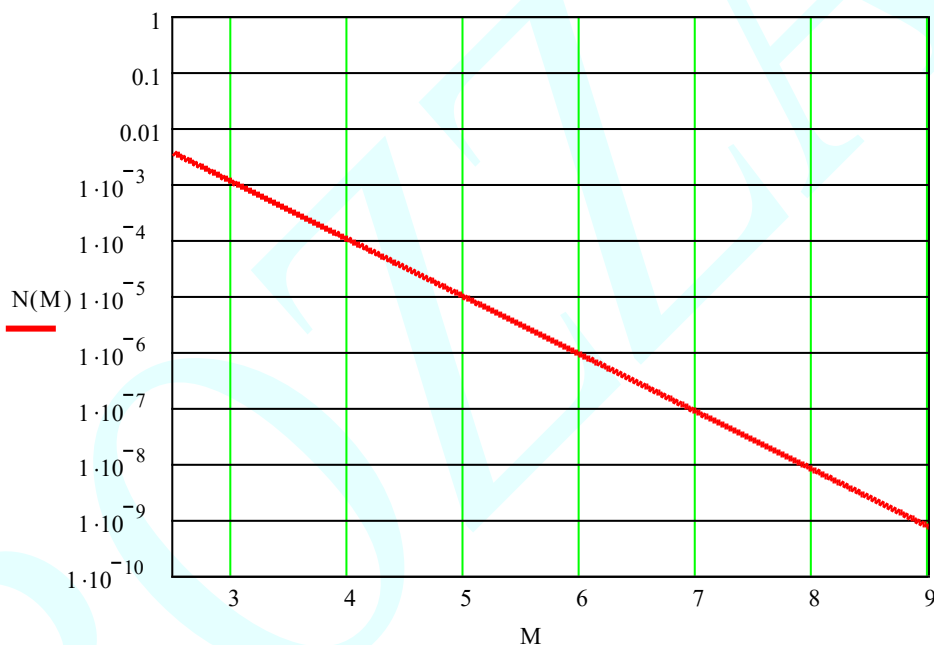


Figura 3.4 - Numero medio di terremoti di magnitudo maggiore di M in funzione di M

Nell'esempio riportato in fig. 3.3, 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).

3.2.3 Qualità

Sulla base dei livelli qualitativi è possibile distinguere componenti:

- allo stato dell'arte della qualità e della tecnologia
- caratterizzati da requisiti meno stringenti che in a)
- caratterizzati da requisiti minimi accettabili per la funzione da svolgere e che garantiscano la sicurezza
- la cui rilevanza per la sicurezza è modesta e che vengono progettate con le caratteristiche più stringenti fra quelle richieste per il campo convenzionale

3.2.4 Sicurezza

Sulla base dei livelli qualitativi è possibile distinguere parti di impianto:

- a) il cui malfunzionamento può essere causa di pericolo per la popolazione;
- b) la cui rottura può avere conseguenze potenzialmente pericolose solo per il personale dell'impianto;
- c) rilevanti per la sicurezza ma non comprese nelle categorie a) e b).

3.3 Classificazione delle condizioni di carico

Le condizioni di carico si possono suddividere in:

- a) *normali* (normal o operating) che si verificano durante la normale operatività (con probabilità di accadimento $P = 1$);
- b) *d'esercizio* (upset) che si possono verificare facilmente e non comportano l'arresto dell'impianto (con probabilità di accadimento $P \sim 10^{-1} \div 10^{-2}$ eventi/(reattore·anno));
- c) *di emergenza* (emergency) che comportano l'arresto dell'impianto e la sua ripartenza solo dopo riparazioni e/o sostituzioni di parti danneggiate (con probabilità di accadimento $P \sim 10^{-2} \div 10^{-4}$ eventi/(reattore·anno));
- d) *di incidente o limite* (faulted) nel qual caso è necessario che l'impianto si debba spegnere (ma senza dover necessariamente garantire il riavvio) e mantenere in uno stato di sicurezza per la popolazione (come da normativa radioprotezionistica e di sicurezza); sono riconducibili all'equivalente di un incidente base di progetto (con probabilità di accadimento $P \sim 10^{-4} \div 10^{-6}$ eventi/(reattore·anno)).

In generale, la tendenza attuale (soprattutto per gli impianti di nuova costruzione) è quella di cercare di mantenere l'incidente e le sue conseguenze strettamente entro i "confini" dell'impianto.

Chiaramente specifici studi/verifiche sulle sollecitazioni/condizioni di carico andranno fatti per i casi più probabili. Le analisi di queste condizioni di carico rientrano nel rapporto preliminare di sicurezza (PSAR).

L'impianto deve essere progettato per ciascuna delle potenziali condizioni di carico (considerando anche potenziali combinazioni di carichi). A ciascuna condizione di carico corrispondono adeguati coefficienti di carico, in parte definiti dalla normativa, in parte stabiliti dal costruttore (sempre nel rispetto della normativa). Le condizioni limite possono essere stabilite prendendo a riferimento il carico massimo, le deformazioni, le tensioni primarie, le tensioni ammissibili, etc. I coefficienti saranno tanto più conservativi quanto più probabile è la condizione di carico presa a riferimento.