

Titolo

Rapporto di sintesi delle attività effettuate a supporto del MSE-DGENRE

Descrittori
Tipologia del documento: Rapporto di sintesi delle attività effettuate a supporto del MSE-DGENRE

Collocazione contrattuale: Accordo di programma ENEA-MSE: tema di ricerca "Nuovo nucleare da fissione"

Argomenti trattati: Energia Nucleare

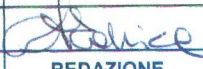


Sommario

Il documento presenta una sintesi delle attività svolte a supporto del MSE –DGENRE nonché l'elenco dei comitati e dei gruppi di lavoro internazionali in cui sono presenti delegati ENEA

Note

Copia n.


In carico a:

| | | | | | | |
|------|-------------|-----------|-----------|--|---|---|
| 2 | | | NOME | | | |
| | | | FIRMA | | | |
| 1 | | | NOME | | | |
| | | | FIRMA | | | |
| 0 | EMISSIONE | 23/9/2011 | NOME | O. Aronica | M. Sepielli | P. Meloni |
| | | | FIRMA |  |  |  |
| REV. | DESCRIZIONE | DATA | REDAZIONE | CONVALIDA | APPROVAZIONE | |

| | |
|---|----|
| Ciclo del combustibile nucleare | 12 |
| Elenco comitati e gruppi di lavoro internazionali in cui sono presenti delegati ENEA . | 20 |
| International Atomic Energy Agency (IAEA) | 22 |
| Introduzione | 3 |
| La Qualificazione | 9 |
| Nuclear Energy Agency (N.E.A) | 20 |
| Organismi Nazionali (UNICEN) | 23 |
| Reattori Evolutivi | 16 |
| Technical and Scientific Support Organizations (TSOs) | 4 |
| Ulteriori organizzazioni internazionali | 23 |

Indice

1. Introduzione
2. Partecipazioni al gruppo di lavoro per la stesura del documento “Strategia Nucleare”
 - 2.1 Technical and Scientific Support Organizations
 - 2.2 La Qualificazione
 - 2.3 Ciclo del combustibile nucleare
 - 2.4 Reattori Evolutivi
3. Elenco comitati e gruppi di lavoro internazionali in cui sono presenti delegati ENEA
 - 3.1 Nuclear Energy Agency (N.E.A)
 - 3.2 International Atomic Energy Agency (IAEA)
 - 3.3 Ulteriori organizzazioni internazionali
 - 3.4 Organismi Nazionali (UNICEN)

| | | | | | |
|--|---|------------------|----------------------|------------------|-----------------|
|  Ricerca Sistema Elettrico | Sigla di identificazione NNFISS – LP1 - 012 | Rev. 0 | Distrib. L | Pag. 3 | di 23 |
|--|---|------------------|----------------------|------------------|-----------------|

1. Introduzione

Scopo del documento è presentare una sintesi delle attività svolte a supporto dell'MSE- DGENRE nonché l'elenco dei comitati e dei gruppi di lavoro internazionali in cui sono presenti delegati ENEA.

2. Partecipazioni al gruppo di lavoro per la stesura del documento “Strategia Nucleare”

Nel seguito vengono riportati i contributi forniti da personale 'ENEA alla compilazione del documento “Strategia Nucleare” e per la Delibera recante la definizione delle tipologie degli impianti per la produzione di energia elettrica nucleare che possono essere realizzati nel territorio nazionale suddivisi per argomenti.

2.1 Technical and Scientific Support Organizations (TSOs)

Premessa

Gli usi pacifici dell'energia nucleare e delle radiazioni ionizzanti stanno attualmente attraversando un periodo di cambiamento senza precedenti. La natura e il ritmo di questo cambiamento è influenzata da fattori di tipo tecnologico, economico, ambientale, politico e sociale.

Questi fattori influenzano non solo il contesto imprenditoriale e governativo in cui opera l'industria nucleare, ma impattano anche gli altri soggetti interessati quali i media, le organizzazioni pubbliche e quelle internazionali. Questi sviluppi hanno già portato a significativi cambiamenti nel modo in cui le imprese nucleari sono organizzate e gestite.

E' però essenziale che siano comunque mantenuti livelli elevati di sicurezza nucleare a livello mondiale durante questo periodo di intensi cambiamenti. Gli organismi di regolamentazione devono mantenere la loro efficacia, efficienza e indipendenza in tutti quei paesi che utilizzano l'energia nucleare, al fine di garantire che le attività nucleari siano condotte in modo sicuro e coerentemente con gli standard nazionali e internazionali.

La sicurezza nucleare e la radioprotezione sono basate su requisiti di tipo tecnico, gestionale, amministrativo, economico e organizzativo. A questo proposito, il ruolo e

la qualità delle competenze tecniche e scientifiche nel settore nucleare e dei sistemi normativi sono di fondamentale importanza.

Le TSOs, siano esse parte di un organismo di regolamentazione o di un organismo indipendente, stanno acquisendo sempre maggiore importanza nel fornire la base tecnica e scientifica per gli indirizzi e le attività riguardanti la sicurezza nucleare. Anche le stesse organizzazioni internazionali come l'IAEA e l'OCSE (NEA) usufruiscono del contributo delle TSOs. Alla luce di questo ruolo importante svolto dalle TSOs, è essenziale che queste ultime conducano il loro lavoro in linea con i più alti livelli di competenza tecnica, trasparenza e nel rispetto dei principi etici. Per migliorare le loro capacità in questi settori, è auspicabile che le TSOs incrementino la cooperazione tra loro e gli altri organismi competenti, sia sulla base di accordi ad hoc sia in un quadro di accordi regionali, multilaterali o istituzionali.

La IAEA e altre organizzazioni, riconoscendo l'importanza delle TSOs, hanno promosso la prima "International Conference on the Challenges faced by Technical and Scientific Support Organizations in Enhancing Nuclear Safety" tenutasi dal 23 al 27 Aprile 2007 a Aix-en-Provence in Francia. La conferenza ha dato l'opportunità al personale appartenente alle TSOs provenienti da diversi paesi e anche ad altre organizzazioni ed esperti, di discutere e comprendere meglio le responsabilità, il ruolo, i bisogni e le opportunità delle TSOs in vista delle nuove sfide nel campo della sicurezza nucleare e la radioprotezione.

Ruoli e funzioni delle TSOs

Come emerso anche dalla prima conferenza IAEA sulle TSOs, nel mondo esiste una concezione molto ampia di cosa sia una TSO. Inoltre nell'IAEA non è presente un servizio per la valutazione delle TSOs ed è risultato mancare una visione comune sui requisiti ai quali deve soddisfare una TSO.

Per quanto riguarda il sostegno agli organismi di regolamentazione e all'industria i ruoli principali sono:

- fornire le basi tecnico-scientifico per le decisioni normative (in alcuni paesi fornire valutazioni di sicurezza, lo svolgimento di ispezioni e la redazione di regolamenti),
- sostenere l'industria fornendo valutazioni sulle operazioni di impianto, risolvere problemi tecnici, e dare consulenza su importanti modifiche e
- dare supporto alle autorità nel campo della pianificazione delle emergenze.

Altro ruolo, spesso svolto dalle TSOs, è quello di fornire informazioni al pubblico su basi scientifiche e indipendenti da interessi politici ed economici e con la capacità di non utilizzare linguaggi specialistici in modo da rendere materie tecniche accessibili anche ai non esperti.

Per quanto riguarda il ruolo delle TSOs come supporto agli organismi di regolamentazione è evidente che la necessità di un vasto know-how e know-why in materia di scienza e tecnologia nucleari nel suo insieme e sugli aspetti tecnici degli impianti nucleari può essere mantenuto solo se le TSOs sono coinvolte nella concessione di licenze nucleari, in processi di supervisione e partecipano a grandi progetti di sviluppo e ricerca anche internazionali.

Il ruolo delle TSOs come supporto agli organismi di regolamentazione deve essere mantenuto in piena indipendenza. D'altra parte esistono pareri diversi su aspetti specifici sul come questa indipendenza debba essere attuata.

C'è chi ritiene che le TSOs debbano essere separate dalle autorità preposte alla sicurezza e dagli operatori industriali per poter garantire l'indipendenza. Altri ritengono che sia sufficiente la separazione funzionale anche se le modalità di questa separazione può variare da paese a paese. Una possibile soluzione potrebbe essere l'indipendenza finanziaria della TSO rispetto all'autorità di regolamentazione. Vi è quindi l'urgente necessità di chiarire lo status giuridico, e la credibilità delle TSOs, anche alla luce del fatto che nell'ambito della comunità internazionale nucleare non esiste, come già detto, un accordo generale su cosa possa definirsi una TSO. Per quanto riguarda l'indipendenza dei pareri forniti dalle TSOs essa dovrebbe essere fondata sul naturale rapporto tra le TSOs e i suoi clienti e non condizionata da rapporti di tipo organizzativo.

L'indipendenza del suo ruolo risulta tanto più critica in situazioni in cui un TSO fornisce consulenza sia per un organismo di regolamentazione sia per un progettista/gestore d'impianto nucleare. Questa necessità di essere indipendente pone numerosi aspetti da considerare quale quelli relativi alla legislazione, al finanziamento, a

questioni di competenza, come per esempio, se una TSO debba partecipare o meno a funzioni di regolamentazione e/o ispezione, ecc..

La questione più importante è quindi garantire la credibilità delle TSOs in termini non solo di indipendenza nei vari aspetti citati sopra, ma anche di competenza scientifica, trasparenza operativa, integrità tecnica, efficienza, responsabilità tecnica, ecc..

Risulta quindi auspicabile che la credibilità delle TSOs venga garantita da un accreditamento formale da parte di un organismo terzo.

In sede IAEA sarebbe opportuno che venissero approntati documenti espressamente dedicati alle TSOs (per esempio: Safety Standard o nuove guide IAEA) in cui venissero affrontati, sia pur tenendo conto delle differenze che esistono tra i vari paesi, per esempio, i seguenti argomenti:

- definizione di cosa debba intendersi per TSO,
- chiarimenti sulla terminologia in materia di TSOs,
- obiettivi e ruoli delle TSOs e relativi requisiti di qualificazione e di competenze tecniche,

- definizione dei diversi tipi di TSOs,
- allocazione di risorse umane e finanziarie,
- chiarimenti sui rapporti tra le TSOs e gli organismi di regolamentazione, l'industria, il pubblico e altri soggetti interessati,
- aspetti legali, tecnici, organizzativi e gestionali delle TSOs,
- chiarimenti sull'indipendenza e la responsabilità delle TSOs e
- attività delle TSOs nel contesto internazionale.

European TSO Network (ETSON)

Nell'ambito di EUROSAFE¹ nel maggio del 2006 è stata costituita la **rete europea delle TSOs ETSON (European TSO Network)** costituita inizialmente dagli organismi nucleari per la protezione contro le radiazioni IRSN (F), GRS (D) e AVN (B) poi estesa alla ÚJV (CZ) e VTT (FIN).

Tra le prime iniziative della rete europea ETSON vi è stata quella di definire cosa debba intendersi per TSO e quali debbano essere le sue caratteristiche. Innanzitutto, partendo dal presupposto che ancora oggi l'acronimo TSO è utilizzato da persone diverse per definire diversi tipi di organizzazioni è stato dato il seguente significato di TSO e cioè **Technical Safety Organisation**; questa scelta è dettata dalla necessità di distinguersi da altre organizzazioni che danno supporto tecnico ma non con un approccio dedicato alla sicurezza e con la visione di regolamentazione.

Le caratteristiche alle quali deve rispondere a una TSO per appartenere alla ETSON possono essere riassunte nelle seguenti qualità:

- La TSO è un ente pubblico o un'organizzazione privata senza scopo di lucro, che non ha
- azionisti.
- La TSO effettua le valutazioni di sicurezza con una visione di regolamentazione globale e di ampia portata.
- La TSO fornisce servizi a supporto alla propria autorità nazionale di regolamentazione nucleare nei campi della sicurezza nucleare, e/o la gestione dei rifiuti e/o di protezione dalle radiazioni.

¹ "EuroSafe" è un'iniziativa europea con il fine di promuovere la convergenza delle tecniche di sicurezza nucleare in Europa. Gli attuali partner sono le seguenti organizzazioni nucleari per la protezione contro le radiazioni: Bel V (Belgio), CSN (Spagna), GRS (Germania), HSE (Regno Unito), IRSN (Francia), SSM (Svezia), ÚJV (Repubblica Ceca), VTT (Finlandia). Esso è destinato a diventare il riferimento di tutte le principali organizzazioni europee per la sicurezza nucleare e la protezione dalle radiazioni.

- La TSO sviluppa e mantiene un alto livello di competenza nel suo settore di valutazione della sicurezza (conoscenze, competenze, esperienza, visione globale, etica, riferimenti).
- La TSO ha una propria “carta dei valori” che viene rispettata e attuata a tutti i livelli della sua organizzazione. La “carta” promuove valori quali: l'onestà, l'imparzialità, iniziativa, la coerenza nell'approccio alla sicurezza e il rispetto per tutti gli *stakeholder*.
- La TSO è un organismo indipendente. Ciò significa che è in grado di formare ed esprimere la propria valutazione tecnica in modo indipendente da interessi esterni.
- La TSO mantiene un adeguato “training” e un programma di gestione della conoscenza per il suo personale.
- La TSO mantiene un programma R & S che le consente di sviluppare nuove conoscenze e tecniche a sostegno delle sua missione e in modo indipendente dal giudizio di organizzazioni esterne.
- Codice etico: se una TSO offre servizi a un licenziatario nazionale o straniero, lo fa in completa trasparenza per quanto riguarda l'autorità di sicurezza nucleare del licenziatario, e deve essere in grado di dimostrare che non vi siano conflitti di interesse.

Va evidenziato che le attività di tipo TSO (come giudizi e valutazioni di sicurezza) sono svolte, in qualche paese, dall'autorità di sicurezza nucleare stessa. Cioè l'autorità di sicurezza può avere una “TSO interna”, in questo caso, per la ETSON, questo tipo di “TSO interna” non può essere etichettata come una TSO.

L'ETSON ha anche già iniziato a emettere delle Safety Assessment Guide e, in seguito alla conferenza citata in premessa, la IAEA sta attualmente preparando una Guida sul supporto tecnico e scientifico per gli organismi di regolamentazione. Un follow-up alla conferenza di cui sopra è previsto che si terrà in Giappone nel 2010.

Per i paesi che sono rappresentati nella ETSON esiste una netta separazione tra Autorità di Sicurezza Nucleare o più in generale tra una NRA (Nuclear Regulatory Authority) e una TSO. Per altri paesi quali per esempio la Gran Bretagna (Health and Safety Executive, HSE) e gli USA (United States Nuclear Regulatory Commission U.S.NRC) l'attività di supporto tecnico-scientifico e in particolare quello relativo alla sicurezza è compresa all'interno dell'organismo di regolamentazione.

Eventuale ruolo ENEA come TSO

L'ENEA possiede tuttora importanti competenze specifiche e infrastrutture di ricerca di livello elevato. Ciò è stato possibile, nonostante le conseguenze del referendum dell'87, grazie alla partecipazione in tutti questi anni, ai programmi MIUR

(trasmutazione), all'Accordo di Programma col MSE, a progetti europei ed EURATOM, ad attività di studio e consulenza presso organizzazioni internazionali quali OECD-NEA, IAEA, e non ultimo all'acquisizione di commesse ricevute dall'industria nazionale (Ansaldo Nucleare, Sogin. Ecc.) e da altri organismi europei (CEA, IRSN, ecc). Tali competenze e infrastrutture oltre a essere concentrate nei centri di ricerca dell'agenzia stessa sono presenti anche presso le partecipate SIET, ERSE e Nucleco. Inoltre in relazione al ruolo assegnato all'ENEA dalla Legge 11 agosto 1991 n. 273 sul sistema metrologico nazionale in ENEA è presente l'Istituto Nazionale di Metrologia delle Radiazioni Ionizzanti (INMRI) che assicura a livello nazionale la funzione di Istituto Metrologico Primario.

In vista del nuovo programma nucleare e quindi di un processo di ricostituzione di una rete di conoscenze tecniche, scientifiche e industriali in materia nucleare e in un nuovo quadro normativo e regolamentare sarebbe opportuno per il Paese fare una rapida ricognizione delle capacità nucleari esistenti ai fini di costituire operativamente e giuridicamente una Istituzione che possa affiancare la nuova Agenzia per la sicurezza nucleare con il minor aggravio economico e la maggiore rapidità, in una funzione simile, facendo l'esempio più vicino e con le debite proporzioni, a quella che in Francia ha l'IRSN per l'ASN.

Da tale ricognizione appare che indubbiamente l'ENEA è l'ente pubblico che massimizza tali possibilità con la minima spesa. Entro l'ENEA andrebbe creata questa nuova Istituzione con una apposita legge da approvarsi nel più breve tempo, contemporaneamente a un periodo transitorio di pratiche collaborazioni con l'ASN da avviarsi con appositi e mirati accordi.

L'ENEA oltre ad avere le citate competenze avrebbe le auspiccate caratteristiche di indipendenza tecnico-scientifica, funzionale e finanziaria per svolgere tale compito.

2.1.1 La Qualificazione

Premessa

I componenti e i **sistemi di sicurezza di una centrale elettronucleare** devono essere progettati, realizzati ed eserciti in modo da mantenere le prestazioni richieste in tutte le condizioni operative, incluse quelle incidentali, e per tutta la durata in esercizio dell'impianto di produzione.

Per poter soddisfare questo fondamentale requisito, tutti gli "attori", (quali: progettisti, fornitori, sub-fornitori, qualificatori, ecc.) coinvolti a vario titolo nella realizzazione di tali componenti e sistemi devono rispettare specifici programmi di **Garanzia della Qualità e Controllo di Qualità** atti a controllarne le fasi di:

- progettazione
- produzione
- **qualificazione**
- trasporto
- installazione
- esercizio

- manutenzione
- prove periodiche di funzionamento

Processo di Qualificazione nucleare

La qualificazione nucleare è un processo di verifica a cui devono essere sottoposti tutti i componenti e i sistemi che svolgono funzioni di sicurezza in una centrale elettronucleare.

Per sistemi di sicurezza s'intendono tutti quei sistemi che devono garantire sia la sicurezza del reattore (spegnimento e rimozione del calore residuo) sia evitare significativi rilasci di materiale radioattivo all'ambiente esterno (isolamento del contenimento).

Lo scopo del processo di qualificazione è appunto quello di dimostrare la capacità dei componenti e sistemi di sicurezza di svolgere la loro funzione “*tutte le volte che gli viene richiesta*” e in “*tutte le condizioni di esercizio*” previste in un impianto elettronucleare.

L'attività di qualificazione è regolata da norme nazionali e internazionali² che prevedono la possibilità di utilizzare diversi metodi di verifica:

- prove di tipo
- analisi
- esperienza di esercizio
- combinazione dei metodi precedenti.

Nella qualificazione per *prove di tipo* le prestazioni di un (o più) prototipo del componente o del sistema vengono verificate, secondo una ben definita sequenza di prove, nelle condizioni ambientali e di esercizio previste per l'impianto elettronucleare.

Nella qualificazione per *analisi* le prestazioni del componente o del sistema vengono verificate mediante l'impiego di teorie e modelli analitici.

Nella qualificazione per *esperienza d'esercizio* le prestazioni del componente o del sistema vengono confrontate sia con la documentazione sia con i dati raccolti durante l'esercizio in condizioni analoghe a quelle per cui è richiesta la qualificazione.

Il metodo col minor margine d'incertezza e quindi quello preferito dalle norme è la qualificazione attraverso *prove di tipo*.

In questo metodo uno o più prototipi, scelti secondo opportuni criteri, del componente o del sistema vengono sottoposti a un *programma di qualificazione* basato su di una sequenza di prove rappresentativa di tutte le condizioni di servizio. La sequenza e i requisiti delle singole prove sono scelti in modo da simulare delle condizioni d'esercizio e ambientali conservative rispetto alle peggiori condizioni previste dal progetto.

Il *programma di qualificazione* viene sviluppato sulla base delle indicazioni riportate nel rapporto di analisi di sicurezza dell'impianto. In particolare sono recepite le seguenti informazioni:

- gli eventi base di progetto
- le funzioni di sicurezza

² I riferimenti normativi per il processo di qualificazione non sono più univoci come un tempo anche se quelli americani sembrano essere prevalenti. Inoltre le Autorità di Sicurezza adottano la normativa di riferimento secondo la propria cultura. Ci sono però a livello internazionale spinte verso l'armonizzazione ma si ritiene che il processo sarà lungo.

- i sistemi e componenti da qualificare in quanto svolgono funzioni di sicurezza
- le condizioni ambientali, in ogni ambiente dell'impianto, presenti nei possibili scenari di servizio, normale, anormale, di evento base di progetto, di incidente severo e di post-evento.

In base a queste informazioni *programma di qualificazione* prevede:

- l'identificazione dei componenti e sistemi che svolgono funzioni di sicurezza
- le specifiche funzionali del componente e del sistema da qualificare
- le descrizioni delle condizioni ambientali di servizio
- il piano delle prove
- la documentazione comprovante l'esecuzione e i risultati della qualificazione

Il *piano delle prove* descrive nel dettaglio le prove da eseguire e deve evidenziare la relazione tra le specifiche alle quali deve rispondere il componente e il sistema e i risultati che si sono misurati nelle prove. Pertanto nel *piano delle prove* saranno contenute le seguenti informazioni:

- la descrizione del componente o del sistema
- il numero dei campioni da provare
- i requisiti di montaggio, di connessione e in generale tutti i requisiti di interfaccia
- la o le procedure utilizzate per simulare l'invecchiamento del componente o sistema
- le condizioni ambientali e operative da simulare durante la prova
- le caratteristiche da misurare, i margini di prova e i criteri di accettazione
- i valori limite delle caratteristiche da misurare
- i requisiti dei dispositivi utilizzati nella prova
- le manutenzioni e sostituzioni ammesse durante la prove
- la sequenza delle prove da eseguire sul prototipo(i)
- la documentazione di prova.

Nella qualificazione per *prove di tipo* vengono considerati opportuni margini in modo da ottenere ulteriori garanzie di sicurezza rispetto ai risultati della prove. Tali margini possono essere ottenuti aumentando la severità dei profili di prova in termini di: aumento del numero di cicli, aumento delle durate o incremento del valore delle variabili fisiche in gioco.

Inoltre il prototipo viene sottoposto alla sequenza di prove più severa in cui potrebbe trovarsi durante la sua vita qualificata prima di essere esposto agli eventi base di progetto. Il prototipo sotto qualificazione deve essere rappresentativo di quello realmente installato in campo in termini di: progetto, materiali processo produttivo.

Una **tipica sequenza delle prove di tipo previste per la qualificazione nucleare** è riportata nella tabella seguente

1) **Acquisizione dati di base**

2) **Prove funzionali durante l'invecchiamento da agenti fisici**

Temperatura

Umidità

Cicli di temperatura/umidità

Vibrazioni

Irraggiamento

Irraggiamento incidentale

Compatibilità elettromagnetica

Suscettibilità elettromagnetica condotta e radiata

3) Prove funzionali durante le fasi incidentali

Sisma

Caduta d'aereo

Incidente base di progetto

Laboratori di qualificazione

Come già detto, il metodo con il minor margine di incertezza e che, per questo, è quello adottato nella grande maggioranza dei casi è il ricorso alle *prove di tipo*. Questo implica la necessità di condurre attività sperimentali di misura e prove in laboratori adeguati.

Presso il Centro Ricerche ENEA della Casaccia (Roma) sono concentrati, in un unico sito, un complesso di importanti laboratori e infrastrutture sperimentali di prova in cui è **possibile condurre l'intero processo di qualificazione nucleare di componenti e sistemi inerenti la sicurezza nucleare**, effettuando tutte le prove riportate sopra nei seguenti laboratori: **Laboratorio di Prove Dinamiche ed Ambientali, il Laboratorio di Compatibilità Elettromagnetica, l'Impianto di Irraggiamento Gamma "Calliope"**.

Ai laboratori e impianti ENEA si affiancano inoltre gli impianti sperimentali di grande taglia della *SIET* (società per azioni partecipata da ENEA, ENEL, Ansaldo, Politecnico di Milano e Tectubi-Raccordi), in grado di simulare il comportamento termo-fluidodinamico di componenti e sistemi di reattori ad acqua leggera (Light Water Reactor, LWR) e di eseguire prove per la sicurezza degli impianti nucleari di potenza in condizioni operative reali.

I laboratori dell'ENEA e delle sue partecipate possono quindi ricoprire un ruolo importante o addirittura preminente, **nel settore delle qualificazioni nucleari** grazie alla dotazione di impianti sperimentali, alcuni dei quali unici in Italia e tra i pochi in Europa.

D'altronde è prassi consolidata in ambito internazionale, che le Organizzazioni di ricerca nucleare operino come TSO (Technical Safety Organisation) nei confronti delle Autorità per la Sicurezza Nucleare e che nel contempo svolgano anche il ruolo di supporto tecnico al sistema produttivo al fine incrementarne la capacità di qualificarsi per le forniture nucleari.³

Per accrescere le opportunità per le imprese italiane di inserirsi quali fornitori per le costruende centrali elettronucleari occorre adottare una politica di promozione da parte pubblica.

L'Agenzia ENEA con le sue competenze e risorse può efficacemente, con i necessari adeguamenti, riassumere la funzione che ha già svolto prima dell'abbandono della opzione nucleare.

2.3 Ciclo del combustibile nucleare

Per ciclo del combustibile nucleare s'intende una serie di processi industriali che stanno alla base della produzione di energia elettrica dal combustibile uranio nelle centrali elettronucleari.

³ In quei paesi ove sono presenti da tempo programmi nucleari consistenti, insieme alle TSOs (siano esse indipendenti o all'interno dell'Autorità di Sicurezza) sussistono anche laboratori privati di qualificazione.

Prima di poterlo utilizzare in un reattore l'uranio va opportunamente processato. Il ciclo del combustibile nucleare inizia con l'estrazione dell'uranio dal minerale e finisce con lo smaltimento dei rifiuti radioattivi, passando attraverso la produzione di energia elettrica durante la fase di irraggiamento all'interno del reattore nucleare. Se viene effettuata l'opzione di ritrattare il combustibile usato all'interno del reattore nucleare, gli stadi di questo processo costituiscono a loro volta un ciclo che s'inserisce su quello principale (v. figura).

Il combustibile scaricato dal reattore può essere sottoposto a trattamento chimico al fine di separare i prodotti di fissione e gli attinidi (plutonio americio, curio, nettunio) dall'uranio non utilizzato al momento del caricamento all'interno del reattore (ciclo chiuso), oppure avviato allo stoccaggio intermedio e quindi al deposito geologico finale (ciclo aperto).

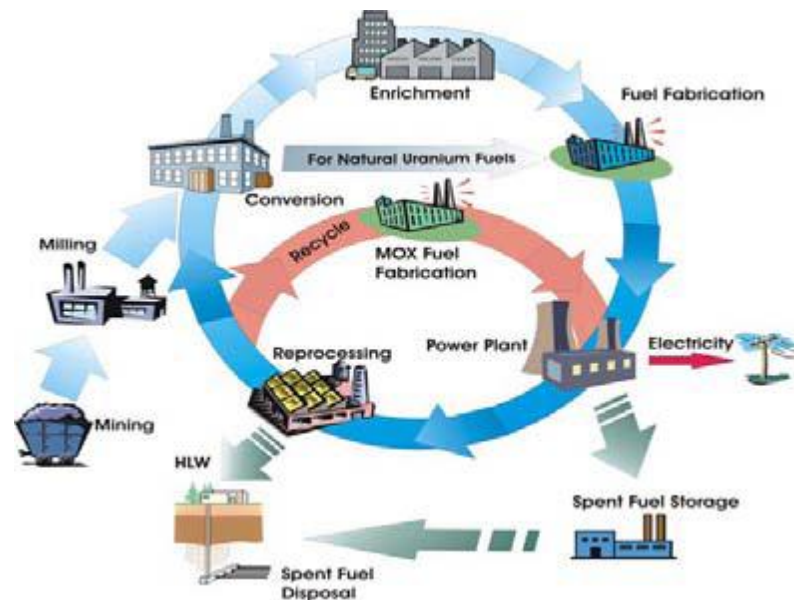


Fig. 1. Schema semplificato di un tipico ciclo del combustibile nucleare (Fonte IAEA)

Fasi del ciclo

Estrazione

Per estrarre il minerale contenente uranio sono usate due tecniche: quella dell'escavazione e quella detta *in situ*. La prima può essere a cielo aperto o sotterranea in maniera del tutto simile a quella di altri metalli. Nella seconda tecnica chiamata *in situ leaching* si utilizza dell'acqua sotterranea adeguatamente ossigenata che viene fatta percolare attraverso un deposito minerale poroso per dissolvere l'uranio e portarlo in superficie.

Lavorazione del minerale

Generalmente la lavorazione del minerale avviene accanto alla miniera e consiste nella separazione dell'uranio dal minerale. Il prodotto del processo chimico-fisico di questa separazione è costituito da un materiale secco in forma di polvere grossolana detta "yellowcake", cioè ossido di uranio naturale (U_3O_2) con concentrazione superiore all'80% di uranio contro lo 0.1% del minerale di partenza.

Conversione

Lo "yellowcake" non è direttamente utilizzabile all'interno di un reattore in quanto deve subire un processo definito di arricchimento indispensabile per la maggior parte dei tipi di reattori attuali. Per poter effettuare questo processo di arricchimento è necessario che l'uranio sia in forma gassosa per cui lo "yellowcake" viene convertito in esafluoruro di uranio (UF_6) utilizzabile per alimentare gli impianti di arricchimento.

Arricchimento

In natura l'uranio è composto da una miscela di due isotopi, (atomi dello stesso elemento chimico con diverso numero di massa) l'uranio 235 nella misura dello 0,7% e l'uranio 238 nella misura del 99,3%.

Nei reattori nucleari, al fine di sostenere la reazione a catena, è generalmente previsto che la concentrazione dell'uranio ^{235}U (isotopo fissile) sia superiore a quella naturale e cioè sia compresa fra il 3,5% e il 5%. Il processo di arricchimento serve appunto ad avere questa più elevata concentrazione di ^{235}U . Questo processo avviene separando l'esafluoruro di uranio in due correnti in cui una viene arricchita al valore richiesto di ^{235}U e l'altra che viene progressivamente impoverita di ^{235}U .

Industrialmente vengono utilizzati due processi di arricchimento: la diffusione gassosa e la centrifugazione a gas. Il prodotto di questa fase del ciclo del combustibile è l'esafluoruro di uranio arricchito in ^{235}U .

Fabbricazione degli elementi di combustibile

Al fine di essere utilizzato come combustibile nucleare l'esafluoruro di uranio arricchito deve essere convertito in polvere di ossidi di uranio arricchito (UO_2 o UO_3) che viene successivamente processata per assumere la forma di pastiglie cilindriche. Tali pastiglie vengono quindi sinterizzate in forno alla temperatura di $1.400^{\circ}C$ per avere consistenza ceramica e densità desiderata. Le pastiglie vengono poi impilate in tubi metallici di materiale adatto a resistere alle condizioni esistenti all'interno del reattore. I

tubi metallici sigillati opportunamente assemblati costituiscono gli elementi di combustibile che vengono caricati all'interno del reattore nucleare.

Generazione di energia elettrica

Nel reattore nucleare gli atomi di ^{235}U vengono fissionati producendo energia termica che viene utilizzata per produrre vapore che va ad azionare una turbina connessa con un generatore elettrico che immette (previa opportuna trasformazione della tensione) elettricità nella rete di distribuzione. Durante la reazione a catena una parte dell' ^{238}U viene trasformato in plutonio. Un isotopo di quest'ultimo il P-239 essendo fissile contribuisce anch'esso alla produzione di energia.

Combustibile esaurito

Nel corso della reazione a catena la concentrazione dei prodotti di fissione si accumulano fino al punto in cui non è più conveniente continuare a usare il combustibile per cui deve essere scaricato dal reattore.

Stoccaggio del combustibile esaurito

Al momento dello scarico dal reattore gli elementi di combustibile emettono un livello elevato di radiazione insieme a calore residuo per cui devono essere stoccati in una piscina nelle immediate vicinanze del reattore. In questa piscina l'acqua fa da schermo alle radiazioni e assorbe il calore. In seguito gli elementi di combustibile vengono trasferiti in un sito di stoccaggio intermedio in attesa di un eventuale ritrattamento o di un condizionamento per il deposito geologico definitivo.

Ritrattamento

Il combustibile esaurito è costituito per il 93% circa di uranio, l'1% di plutonio e attinidi minori e circa il 3% da prodotti di fissione a vita breve.


Il ritrattamento permetterebbe di riutilizzare l'uranio e il plutonio per realizzare combustibile fresco e soprattutto consentirebbe la riduzione del volume dei rifiuti rispetto al considerare tutto il combustibile esaurito come rifiuto.

Riciclo dell'uranio e del plutonio

L'uranio proveniente dal combustibile esaurito e ritrattato contiene generalmente una concentrazione di ^{235}U più alta rispetto all'uranio naturale e quindi può essere riutilizzato come combustibile dopo riconversione e arricchimento se necessario. Il plutonio invece può essere utilizzato nei combustibili detti MOX (ossidi misti di U e Pu).

Smaltimento del combustibile usato

Lo smaltimento del combustibile usato ha l'obiettivo principale di proteggere le popolazioni (presenti e future) e l'ambiente. Il combustibile che non viene riprocessato può

| | | | | | |
|--|---------------------------------|-------------|-----------------|-------------|-----------|
|  Ricerca Sistema Elettrico | Sigla di identificazione | Rev. | Distrib. | Pag. | di |
| | NNFISS – LP1 - 012 | 0 | L | 16 | 23 |

essere immagazzinato a tempo indeterminato o temporaneamente per un utilizzo futuro.

L'immagazzinamento può essere effettuato in piscine (tipo bagnato) oppure in silos (tipo a secco).

Smaltimento definitivo

I rifiuti della fabbricazione del combustibile e degli impianti di ritrattamento sono classificati come rifiuti ad alto livello. Quest'ultimi dopo opportuno trattamento e condizionamento vengono immagazzinati in speciali impianti all'interno di formazioni geologiche stabili.

2.4 Reattori Evolutivi

Gli attuali reattori evolutivi (detti anche di III generazione) sono stati sviluppati negli anni '90 e costituiscono l'attuale stato dell'arte. Essi discendono dalla precedente generazione alla quale appartiene la stragrande maggioranza dei reattori in esercizio nel mondo. Nella loro concezione e realizzazione si è valorizzato al massimo l'esperienza industriale e di esercizio dei reattori che li hanno preceduti mediante l'adozione di configurazioni impiantistiche mirate ad aumentarne la sicurezza⁴, ad aumentare lo sfruttamento del combustibile, a migliorare l'efficienza e ad allungare la vita media degli impianti di produzione.

I reattori evolutivi sono impianti già offerti sul mercato internazionale e appartengono in gran parte al tipo ad acqua leggera (LWR - Low Water Reactor) suddivisi nelle due filiere dei pressurizzati (PWR – Pressurized Water Reactor) e dei bollenti (BWR - Boiling Water Reactor).


Sul mercato internazionale sono presenti le offerte della società francese Areva con il reattore EPR (European Pressurized Water Reactor), quella della società americana Westinghouse con il reattore AP1000 (Advanced Passive Plant 1000MWe) e quella della nippono-americana General Electric-Hitachi con il reattore ABWR (Advanced Boiling Water Reactor).

Il reattore EPR ha ottenuto la licenza alla costruzione dalle autorità di sicurezza di Francia e Finlandia, e avviato il processo per la concessione della licenza in Cina, USA e Regno Unito. Il reattore EPR è anche stato il primo a essere esaminato dal MDEP (Multinational Design Evaluation Programme OECD-NEA), un'iniziativa multinazionale che ha il compito di revisionare di nuovi progetti di reattori di potenza al fine di aumentare l'efficienza e l'efficacia del processo di rilascio delle licenze. Attualmente sono in fase di costruzione tre impianti: Olkiluoto (Finlandia), Flamanville (Francia) e Taishan (Cina).

Il reattore AP1000 ha ottenuto la Certificazione di Progetto da parte della U.S. NRC (United States Nuclear Regulatory Commission) inoltre diversi esercenti d'impianto statunitensi hanno fatto richiesta alla U.S. NRC per ottenere la licenza unica di costruzione e di esercizio (COL Construction and Operating Licenses). Attualmente la Cina sta costruendo quattro AP1000 con la prima unità che dovrebbe essere in rete entro il 2013.

Il reattore ABWR ha ottenuto la licenza in Giappone, Taiwan e Stati Uniti. Il primo reattore ABWR è entrato in esercizio a Kashiwazaki-Kariwa (Giappone) nel 1996. Da allora, sempre

⁴ I reattori evolutivi sono progettati in modo da evitare conseguenze esterne all'impianto anche in caso di fusione completa del nocciolo. Tale caratteristica fa parte dei requisiti standard adottati nell'ambito dell'iniziativa EUR (European Utilities Requirements) e dalle società elettriche USA nell'ambito dell'iniziativa URD (Utility Requirement Document).

| | | | | | |
|--|---------------------------------|-------------|-----------------|-------------|-----------|
|  Ricerca Sistema Elettrico | Sigla di identificazione | Rev. | Distrib. | Pag. | di |
| | NNFISS – LP1 - 012 | 0 | L | 17 | 23 |

in Giappone, sono diventati operativi altri tre impianti e un altro è in costruzione. Due impianti sono in costruzione a Taiwan. Inoltre sono previste in programma sempre in Giappone altre nove unità e due unità sono in programma negli Stati Uniti.

I reattori evolutivi costituiscono un avanzamento tecnologico rispetto a quelli che li hanno preceduti, essenzialmente per:

- standardizzazione del progetto sia del progetto sia della costruzione allo scopo di accelerare sia il processo di *licensing* sia i tempi di realizzazione con evidente riduzione del costo capitale
- semplificazione del progetto e scelte impiantistiche miranti a rendere l'esercizio più semplice e meno vulnerabile ai malfunzionamenti operativi
- una più elevata durata media operativa (intorno ai 60 anni a fronte degli attuali 30) congiuntamente a una maggiore disponibilità d'impianto
- riduzione del rischio di fusione del nocciolo
- riduzione dell'impatto ambientale
- aumento dei tassi di utilizzo del combustibile con conseguente riduzione del volume dei rifiuti ad alta attività, allungamento della durata del combustibile nonché possibilità di utilizzo materiale fissile derivante dal riciclo del combustibile stesso
- adozione di sistemi a *sicurezza passiva*⁵, per la gestione di incidenti o malfunzionamenti dell'impianto.

Reattore EPR

Il reattore EPR ha una potenza netta di 1.600 MWe funzionante ad acqua leggera pressurizzata a 155 bar opera in un *range* di temperature tra 295°C (ingresso nocciolo) e 328°C (uscita nocciolo) impiegando uranio arricchito fino al 5%, ma con la possibilità di utilizzare anche ossidi misti uranio/plutonio. È stato sviluppato e progettato dalla Areva, una società congiunta della francese Framatome e della tedesca Siemens in ottemperanza alle European Utilities Requirements il cui obiettivo è l'armonizzazione dei requisiti di sicurezza in ambito europeo al fine di pervenire a uno standard unico per il *licensing* dei nuovi reattori. L'EPR deriva direttamente dai reattori pressurizzati di II generazione francesi e tedeschi con una riduzione dei costi, rispetto a quest'ultimi, di circa il 10%. Può funzionare in modo flessibile (load-following), cioè seguire il carico elettrico e ha un rendimento vicino al 37%, il più alto dei reattori ad acqua attuali. La sua vita operativa è di 60 anni con un fattore di carico pari a 92% ottenuto attraverso alti tassi di bruciamento del combustibile, riduzione dei tempi

⁵ I sistemi a *sicurezza passiva* fanno affidamento esclusivamente sulle leggi della fisica (forze della natura) come la gravità, la circolazione naturale, la convezione la condensazione o altro, in tal modo essi possono operare senza richiedere il controllo attivo di componenti e/o meccanismi attuati tramite fornitura di energia esterna (elettrica, meccanica, pneumatica, ecc.) oppure tramite intervento dell'operatore. I tradizionali sistemi *attivi* di sicurezza richiedono un qualche tipo di attuazione (elettrica, meccanica, ecc) su comando e l'affidabilità dell'intervento è demandata alla ridondanza del sistema.

di ricarica del combustibile e con la possibilità di effettuare manutenzioni con l'impianto in esercizio. I tempi nominali di realizzazione sono circa 5 anni.

Nell'EPR la sicurezza è basata sulla ridondanza e la separazione fisica di sistemi attivi e sul sistema di contenimento realizzato in calcestruzzo armato a doppia parete (quella interna in calcestruzzo precompresso rivestita in acciaio, quella esterna in cemento armato) che garantisce la sicurezza anche in caso di terremoto, aggressioni esterne e di cadute di aereo. Nel contenimento più esterno sono racchiusi, l'edificio reattore, l'edificio del combustibile esaurito, due edifici contenenti due sistemi di sicurezza e la sala controllo.

Queste scelte progettuali consentono di raggiungere gli obiettivi di:

- ridurre la probabilità d'incidente grave
- confinare e ridurre le conseguenze di incidenti gravi
- ridurre le dosi di radioattività del personale
- ridurre i rilasci e i rifiuti prodotti

In particolare i sistemi di sicurezza hanno ridondanza quattro (due in più rispetto agli impianti della II generazione). In caso d'incidente uno solo dei quattro sistemi è in grado di garantire: l'arresto rapido del reattore, il raffreddamento del nocciolo e mantenere temperatura e pressione all'interno del contenimento sotto i limiti di progetto. Inoltre l'impianto è dotato di un sistema di sicurezza in caso di fusione del nocciolo, posizionato sotto il reattore, capace di contenere, partizionare e raffreddare il materiale fuso.

Reattore AP1000

Il reattore AP1000 della Westinghouse ha una potenza netta di 1.117 MWe funzionante ad acqua leggera pressurizzata a 155 bar opera in un *range* di temperature tra 281°C (ingresso nocciolo) e 321°C (uscita nocciolo) impiegando uranio arricchito fino al 4,8%, ma con la possibilità di utilizzare anche ossidi misti uranio/plutonio. La tecnologia di questo reattore deriva dai cinquanta anni di esperienza dei reattori PWR in esercizio unitamente a un notevole livello di semplificazione impiantistica che consente di utilizzare tecniche modulari di costruzione con conseguente vantaggio in termini di capitali investiti⁶. La semplificazione riguarda essenzialmente tutto l'insieme del sistema di sicurezza, le tecniche di costruzione, la strumentazione e il controllo, che consente di avere un impianto più facile da costruire, gestire e su cui operare la manutenzione. Il reattore ha un rendimento del 35% e una vita operativa di 60 anni nonché un fattore di carico superiore al 93%. I tempi di realizzazione sono previsti in 5 anni.

La sicurezza è basata sui livelli di difesa multipli e indipendenti. La caratteristica peculiare di questo reattore è tuttavia basata sull'impiego dei sistemi a sicurezza passiva che intervengono in caso di incidente. In caso di perdita totale dell'alimentazione elettrica e con contemporanea mancanza dell'azione dell'operatore il reattore si auto spegne rimanendo raffreddato in sicurezza.

I principali sistemi a sicurezza passiva in caso d'incidente sono:

⁶ Negli anni '90 la società SIET partecipata ENEA, Enel, Finmeccanica-Ansaldo e Politecnico di Milano ha effettuato prove integrali di sistema e di sicurezza sul sistema AP600.

- raffreddamento del nocciolo del reattore, del contenimento interno (in acciaio) ed esterno (cemento armato) che non richiedono né l'intervento dell'operatore per 72 ore successive all'inizio dell'evento critico
- ritenzione del nocciolo fuso all'interno del reattore con refrigerazione tramite allagamento della cavità sottostante il reattore stesso all'interno dell'edificio di contenimento
- controllo del rilascio dei prodotti di fissione all'interno del contenimento interno in acciaio che viene raffreddato da una corrente d'aria in convezione naturale rafforzata dall'evaporazione di acqua drenata da un serbatoio posto in cima all'edificio reattore che consente di mantenere la pressione del contenimento interno sotto i limiti di progetto.

Reattore ABWR

Il reattore ABWR della General Electric-Hitachi ha una potenza netta da 1.350 a 1.460 MWe funzionante ad acqua leggera bollente con un rendimento del 35%. Questo reattore rappresenta l'ultima versione di una lunga serie di reattori ad acqua bollente che presenta notevoli semplificazioni rispetto alle precedenti. Nell'ABWR sono stati eliminati grandi circuiti di ricircolazione esterna che rappresentavano una potenziale perdita di refrigerante e di maggior dose agli operatori permettendo così di avere tempi di costruzione più corti, costi più bassi e maggiore efficienza termica.

Il reattore è completamente automatizzato e in caso di perdita di refrigerante non richiede l'intervento dell'operatore prima di 72 ore. I tempi di costruzione sono dalla prima colata in cemento alla prima carica di combustibile di 39 mesi.

3. Elenco comitati e gruppi di lavoro internazionali in cui sono presenti delegati ENEA

3.1 Nuclear Energy Agency (N.E.A)

Elenco dei comitati Nuclear Energy Agency in cui sono presenti o proposti delegati ENEA

- Steering Committee FOR NUCLEAR ENERGY
- Nuclear Law Committee (NLC)
- Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA)
 - Incident Reporting System IRS Joint IAEA – NEA Group
- Radioactive Waste Management Committee (RWMC)
 - Forum on Stakeholders Confidence (FSC)
 - Working Party on Decommissioning and Dismantling (WPDD)
 - Integration Group for the Safety Case (IGSC)
- Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH)
 - Working Party on Nuclear Emergency Matters (INEX 2000 contacts) (WPNEM)
- Committee for technical and economic studies on nuclear energy development and fuel cycle (NDC)

- Ad hoc expert group on Education, Training and Knowledge Management (EKTm)
- High-level Group on the Security of Medical Radioisotopes (HLG-MR)
- Ad Hoc Expert Group on Climate Change and Nuclear Energy Build Rates (CCBR)

- Joint NEA/IAEA Group on Uranium (UG)

- Working Party Nuclear Economics WPNE

- Joint IEA/NEA ad hoc Expert Group on Electricity Generating Costs

- Nuclear Science Committee (NSC)
 - Working Party on International Nuclear Data Evaluation Co-operation (WPEC)
 - Expert Group on Integral Experiments for Minor Actinide Management

- Working Party on Scientific Issues of Systems (WPRS)
 - WPRS: Expert Group on Preservation of Reactor Physics Data (IRPhE)
 - WPRS: Expert Group on Radiation and Shielding

- Working Party on Nuclear Criticality Safety (WPNCs)

- Working Party on Scientific Issues of the Fuel Cycle (WPFC)
 - WPFC: Expert Group on Advanced Fuel Cycle Scenarios (AFCS)
 - WPFC Expert Group on Heavy Liquid Metal Technologies
 - WPFC: Expert Group on Chemical Partitioning
 - WPFC: Expert Group on Innovative Structural Materials

- Working Party on Multiscale Modelling of Fuels and Structural materials for Nuclear systems (WPMM)

- Executive Group of the NSC (DATA BANK Management Committee) (DB)

- The Scientific Coordination Group of the Joint Evaluated Fission and Fusion (JEFF) Data Project

- Committee on Safety of Nuclear Installations (CSNI)

- Working Group on Risk Assessment (WGRISK)
- Working Group on Analysis and Management of Accidents (WGAMA)
- Working Group on Integrity of Components and Structures (WGIAGE)
 - WGIAGE: Sub-Group on Seismic Behaviour Of Structures
- Working Group on Human and Organizational Factors (WGHOFF)
- Working Group on Fuel Safety (WGFS)
- Working Group on Fuel Cycle Safety (WGFCSS)

3.2 International Atomic Energy Agency (IAEA)

Elenco dei comitati e gruppi di lavoro dell'IAEA (International Atomic Energy Agency) in cui sono presenti o proposti delegati ENEA

- Italian Delegate Technical Working Group on Fast Reactors (TWGFR)
- Co-ordinated Research Project in Nuclear Data Libraries for Advanced Systems: Fusion Devices (FENDL-3)
- Advisor TRANSC (Transport Safety Standard Committee)
- Partecipazione to: Coordinated Research Project "Development of Methodologies for the Assessment passive Safety System Performance in Advanced Reactors" of Nuclear power Technology Development Section
- ENEA Representative in INPRO collaborative project on "Global Architecture of Innovative Nuclear Energy System based on Thermal and Fast Reactors including Closed Fuel Cycle (GAINS)"
- "Situation Meeting" of "Code of Conduct on the Safety and Security of Radiactive Sources"
- Commission for Laser Applications
- TWG Water Reactor Fuel Performance and Technology (TWGFPT)
- National Contact Point for NFCIS (Nuclear Fuel Cycle Information System)
- Italian Delegate in Radiation Safety Standards Committee (RSSC)
- Expert ARIUS (Association for Regional and International Underground Storage)
- Permanent Representative "Fast Reactor Knowledge Preservation (FRKP) Initiative"
- Italian Contact Point in "Denial of Shipment"
- Italian Delegate in Technical Working Group on Advanced Technologies for Light Water Cooled Reactors (TWG-LWR)
- INPRO collaborative project on "Investigation of technological challenges related to removal of heat by liquid metal and molten salt coolants from reactors cores operating at high temperatures (COOL)"
- Participation WG on simulators for training and education

- TWG on Research Reactor
- Permanent Representative "Division of Physical and Chemical Science (NAPC)/Physics Section"
- International Nuclear Information System – INIS
- TWG on Nuclear Power Plant Instrumentation & Control (NPPCI)
- Italian Delegate in Fuel Incident Notification and Analysis System (FINAS)
- INPRO Group of the International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles

3.3 Ulteriori organizzazioni internazionali

- ESNI: EUROPEAN SUSTAINABLE NUCLEAR INDUSTRIAL INITIATIVE - Rappresentante ENEA
- IFNEC: INTERNATIONAL FRAMEWORK FOR NUCLEAR ENERGY COOPERATION "Infrastructure Development Working Group (IDWG)"
- IFNEC: "The Reliable Nuclear Service Working Group"
- SNETP: SUSTAINABLE NUCLEAR ENERGY TECHNOLOGY PLATFORM Executive Committee
- SNETP: Technology Working Group on Gen II/III reactor R&D"
- European Atomic Forum - FORATOM - GdL "Education and Training", W&D, R&D e Communication.

3.4 Organismi Nazionali (UNICEN)

Il personale ENEA è attualmente presente nei seguenti commissioni e sottocommissioni dell'UNICEN

Commissione Plenaria

Sottocommissioni:

- 1: Terminologia
- 2: Protezione dalle radiazioni ionizzanti
- 3: Impianti Nucleari
- 4: Gestione materiali radioattivi