

Gruppo di Lavoro 5
Rifiuti e decommissioning

RAPPORTO FINALE

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

SOMMARIO

CAP. 1 - GENERALITÀ	5
C1-1 SOMMARIO	5
C1-2 OBIETTIVI E FINALITÀ DEL GDL 5: RIFIUTI E DECOMMISSIONING.	6
C1-3 COMPONENTI DEL GDL 5	6
1-3.1 MEMBRI	6
1-3.2 ESPERTI INTERNI ALLA PIATTAFORMA AUDITI	6
CAP. 2 - RICOGNIZIONE DELLA SITUAZIONE NAZIONALE E DEL CONTESTO INTERNAZIONALE	7
C2-1 RICOGNIZIONE A LIVELLO NAZIONALE	7
2-1.1 GESTIONE RIFIUTI	7
2-1.2 STATO DEL DECOMMISSIONING	17
2-1.3 DEPOSITO NAZIONALE	25
C2-2 RICOGNIZIONE A LIVELLO INTERNAZIONALE	30
2-2.1 GESTIONE RIFIUTI	30
2-2.2 STATO DEL DECOMMISSIONING	37
2-2.3 IL NUCLEARE DI NUOVA GENERAZIONE LA GESTIONE DEI RIFIUTI RADIOATTIVI, IL DECOMMISSIONING E IL CICLO DEL COMBUSTIBILE	46
2-2.4 CONSIDERAZIONI SULLA GESTIONE RIFIUTI PER IL NUCLEARE DA FUSIONE	65
2-2.5 BIBLIOGRAFIA	66
C2-3 CONCLUSIONI	66
CAP. 3 - ELABORAZIONE DI PROPOSTE	69
CAP. 4 - ROAD MAP	73
CAP. 5 - LINEE GUIDA	79
ALLEGATO A DOCUMENTO TECNICO DI APPROFONDIMENTO	83

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

INDICE

INDICE DELLE FIGURE

<u>Figura 1: Flusso di gestione dei rifiuti di pertinenza nazionale, dalla produzione al conferimento al DN.....</u>	8
<u>Figura 2: Principali produttori/detentori di rifiuti radioattivi del Settore Energetico</u>	12
<u>Figura 3: Schema del Servizio Integrato.....</u>	15
<u>Figura 4: Flusso dei rifiuti che confluiscono al Servizio Integrato.....</u>	16
<u>Figura 5: Principali “Altri produttori/detentori” di rifiuti radioattivi presenti sul territorio nazionale.....</u>	16
<u>Figura 6: Strategia generale del decommissioning.....</u>	18
<u>Figura 7: Ricostruzione 3D dello smaltimento e stoccaggio.....</u>	25
<u>Figura 8: Planimetria generale DNPT</u>	26
<u>Figura 9: Sistema multibarriere.....</u>	28
<u>Figura 10 Radioactive Waste Management Process.....</u>	31
<u>Figura 11: Schema della classificazione dei rifiuti radioattivi secondo IAEA.....</u>	31
<u>Figura 12: Taglio meccanico, Taglio termico, Idrolaser, Macchina da demolizione (fonte Rams Sogin; www.brokk.com)</u>	34
<u>Figura 13: Processo di Supercompattazione – Schema di impianto (JAEA, FONTJINE-GROTNER, Waste Management vol.12 , Pergamon Press 1992) e immagini (Schema del processo di incenerimento, fonte RAMS Sogin).....</u>	34
<u>Figura 14: Schema del processo di incenerimento (fonte RAMS Sogin)</u>	35
<u>Figura 15: Condizionamento eterogeneo ed omogeneo in matrice cementizia</u>	37
<u>Figura 16: Reattori che hanno cessato definitivamente la produzione commerciale, suddivisi per tipologia (FONTE: https://pris.iaea.org/PRIS/home.aspx).</u>	39
<u>Figura 17: Reattori che hanno cessato definitivamente la produzione commerciale, suddivisi per macroaree geografiche (fonte: https://pris.iaea.org/PRIS/home.aspx).</u>	39
<u>Figura 18: Sinottico dell’evoluzione dei reattori di potenza (fonte: https://www.gen-4.org/gif/). I rettangoli rossi indentificano a sinistra i modelli di reattori avanzati in fase avanzata di sviluppo o in costruzione e destra le sei famiglie di reattori identificate dal Generation 4 International Forum GIF.....</u>	47
<u>Figura 19 – schema dei livelli di arricchimento dell’uranio (Fonte: Centrus Energy).....</u>	55
<u>Figura 20 – Combustibile Triso</u>	58
<u>Figura 21 – Schema semplificato ciclo del combustibile</u>	59
<u>Figura 22 – Radiotossicità del combustibile esausto</u>	60

INDICE DELLE TABELLE

<u>Tabella 1: Classificazione dei rifiuti radioattivi - D.M. 7 Agosto 2015</u>	9
<u>Tabella 2: Produttori/Detentori di Rifiuti Radioattivi del Settore Energetico</u>	11
<u>Tabella 3: Produttori/Detentori di Rifiuti Radioattivi nel campo della Ricerca</u>	14
<u>Tabella 4: Operatori del Servizio Integrato</u>	15
<u>Tabella 5: Impianti elettronucleari completamente smantellati al 2020, fonte: IAEA</u>	40
<u>Tabella 6: Depositi di smaltimento in trincea per rifiuti ad attività molto bassa</u>	41
<u>Tabella 7: depositi di smaltimento per rifiuti di bassa attività e media attività a vita breve sia superficiali che in caverna</u>	42
<u>Tabella 8: depositi geologici costruzione in corso</u>	43
<u>Tabella 9: depositi geologici progetti pianificati con sito selezionato</u>	44
<u>Tabella 10: depositi geologici - progetti proposti</u>	45
<u>Tabella 11: reattori di nuova generazione per refrigerante e spettro neutronico</u>	48
<u>Tabella 12: Maturità tecnologica dei reattori di nuova generazione</u>	49
<u>Tabella 13: Progetti di SMR in fase più avanzata (Fonte: [1])</u>	50

CAP. 1 - GENERALITÀ

C1-1 Sommario

Il presente documento riporta le attività effettuate in seno alla Piattaforma Nazionale Nucleare Sostenibile relativamente alla gestione dei rifiuti radioattivi e alle strategie di decommissioning al fine di consentire al Ministero di definire un percorso finalizzato e creare un punto di sintesi e convergenza nazionale sulle diverse iniziative, le esperienze, le criticità, le prospettive e le aspettative sul settore nucleare avanzato che presenta caratteri e aspetti innovativi come sostenibilità e contributo alla decarbonizzazione dei sistemi energetici e produttivi.

Il Gruppo di Lavoro 5 ha strutturato il documento effettuando una analisi sia della situazione nazionale che internazionale in merito alle principali strategie di decommissioning, gestione rifiuti radioattivi e disposal.

In particolare, è stato presentato lo stato del decommissioning e gestione rifiuti in Italia, in ottemperanza agli obiettivi generali della politica nazionale quali:

- Attuazione del decommissioning delle installazioni nucleari e rilascio dei siti senza vincoli di natura radiologica.
- Gestione del combustibile nucleare esausto prima dello smaltimento.
- Gestione dei rifiuti radioattivi prima del loro smaltimento attraverso il trattamento, il condizionamento e lo stoccaggio temporaneo presso i siti di origine di tutti i rifiuti prodotti negli impianti e delle installazioni nucleari o la raccolta, trattamento, condizionamento e stoccaggio temporaneo dei rifiuti radioattivi a molto bassa, bassa e media attività, incluse le sorgenti radioattive dismesse, prodotti da attività medico-sanitarie, di ricerca scientifica e tecnologica e da altre attività industriali non elettronucleari.

La situazione internazionale è stata illustrata effettuando una panoramica delle filiere di reattori refrigerati ad acqua e a gas, con una descrizione sintetica e schematica delle principali caratteristiche di questi reattori, per le diverse generazioni, e una panoramica della gestione del combustibile esausto, in cui sono stati trattati gli aspetti rilevanti che influiscono sulla gestione del combustibile stesso, come ad esempio: natura chimico fisica del combustibile, arricchimento, burn-up, spettro neutronico, natura incapsulante del combustibile, rilasci nel refrigerante primario, ciclo aperto o chiuso, esperienze nel riciclo del combustibile già effettuate, necessità di stoccaggio in sito e/o di processi di trattamento, tipologia di contenitori per lo stoccaggio.

La trattazione della gestione dei rifiuti radioattivi, prodotti sia in fase di esercizio sia in fase di decommissioning, è stata effettuata con la esposizione degli aspetti rilevanti che la determinano, gli eventuali rifiuti critici, la tipologia di rifiuti attesi durante l'esercizio ed in fase di decommissioning, la quantità in gioco, la necessità di trattamento in sito, la caratterizzazione radiologica e chimico-fisica da sviluppare per particolari filiere.

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

Le attività del Gruppo di Lavoro hanno condotto alla evidenziazione di considerazioni utili alla valutazione nella scelta e nella possibilità di ripresa dell'energia nucleare per la produzione di energia elettrica, dal punto di vista della gestione dei rifiuti radioattivi.

C1-2 Obiettivi e finalità del GdL 5: *Rifiuti e decommissioning.*

L'obiettivo, indicato dalla Piattaforma Nazionale Nucleare Sostenibile, del Gruppo di Lavoro 5, Rifiuti e Decommissioning, è effettuare una ricognizione della situazione nazionale e del contesto internazionale in termini di:

- stato avanzamento attività di decommissioning e deposito nazionale dei rifiuti radioattivi;
- requisiti di localizzazione degli impianti di gestione e deposito di rifiuti radioattivi per reattori innovativi;
- gestione dei rifiuti in relazione alle diverse tecnologie di reattori (GEN III+, GEN IV, SMR, AMR, MMR).

L'obiettivo del presente documento è quello di fornire una analisi, basata su considerazioni tecnico- scientifica e sulla esperienza pregressa, per la valutazione in merito alla possibile ripresa dell'utilizzo dell'energia nucleare in Italia attraverso le nuove tecnologie nucleari sostenibili in corso di sviluppo, esaminando la questione dal punto di vista della futura gestione del combustibile esausto e dei rifiuti radioattivi prodotti sia in fase operativa sia in fase di decommissioning.

C1-3 Componenti del GdL 5

1-3.1 Membri

Sogin

RINA Consulting

ENEA

NUCLECO

RSE

Protexgroup

Campoverde

1-3.2 Esperti interni alla Piattaforma Audit

Deposito Avogadro S.p.A.

Newcleo

Demont

Dipartimento di Ingegneria – Università di Perugia

CAP. 2 - RICOGNIZIONE DELLA SITUAZIONE NAZIONALE E DEL CONTESTO INTERNAZIONALE

C2-1 Ricognizione a Livello Nazionale

2-1.1 Gestione rifiuti

2-1.1.1 Premessa

La gestione dei rifiuti radioattivi è l'insieme delle attività amministrative e operative che vengono svolte sui rifiuti radioattivi durante tutte le loro fasi di vita, dalla produzione allo smaltimento:

- 1) **Produzione** – una qualsiasi attività che, prevedendo l'uso di materiale radioattivo^a, genera rifiuti radioattivi ("grezzi"^b) come scarto delle proprie attività;
- 2) **Caratterizzazione e classificazione** – attività necessaria all'identificazione delle caratteristiche chimico-fisiche-radiologiche del rifiuto radioattivo al fine di poter classificare il rifiuto ed indirizzarlo correttamente nelle successive fasi di gestione;
- 3) **Pre-trattamento** – operazioni preliminari che vengono eseguite sul rifiuto al fine di predisporlo per la successiva fase di trattamento (es. cernita per la separazione di materiali da sottoporre a trattamenti diversi);
- 4) **Trattamento** – complesso di operazioni che, mediante l'applicazione di processi fisici e/o chimici, modificano la forma fisica e/o la composizione chimica dei rifiuti radioattivi con l'obiettivo di operare una riduzione del volume dei rifiuti e/o di preparare gli stessi alla successiva fase di condizionamento;
- 5) **Condizionamento** – processo mediante il quale si effettua una solidificazione/immobilizzazione dei rifiuti con l'impiego di un agente solidificante (es. malta cementizia) all'interno di un contenitore. Lo scopo è quello di produrre un manufatto (rifiuti radioattivi condizionati + contenitore) nel quale i radionuclidi sono inglobati in una matrice solida al fine di limitarne la mobilità. Il condizionamento può essere realizzato anche mediante l'uso di "contenitori speciali" che garantiscono l'isolamento del rifiuto senza l'uso di matrice di solidificazione;
- 6) **Stoccaggio** – immagazzinamento provvisorio dei rifiuti radioattivi presso depositi temporanei (ad esempio i depositi temporanei dei siti di produzione). L'immagazzinamento ha lo scopo di isolare i rifiuti radioattivi in sicurezza dall'ambiente per un periodo di tempo limitato, con l'intento di recuperarli ed avviarli al trattamento o allo smaltimento;
- 7) **Trasporto** – tutte le attività di movimentazione che vengono eseguite fuori dal perimetro di un determinato sito nucleare, finalizzate al trasferimento di rifiuti

^a Ci sono attività che istituzionalmente non prevedono l'uso di materiale radioattivo ma dalle cui pratiche possono essere prodotti, in modo accidentale, dei rifiuti radioattivi

^b Il rifiuto "grezzo" è il rifiuto tal quale (solido o liquido), così come ottenuto dal processo che lo ha generato ed è quindi soggetto alle successive fasi di gestione

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

radioattivi presso impianti di trattamento o verso impianti di stoccaggio/smaltimento (ad esempio il Deposito Nazionale);

- 8) **Smaltimento** – Sistemazione definitiva dei rifiuti radioattivi in strutture appositamente progettate e realizzate su siti con specifiche caratteristiche.

Di seguito uno schema del flusso di gestione dei rifiuti radioattivi.

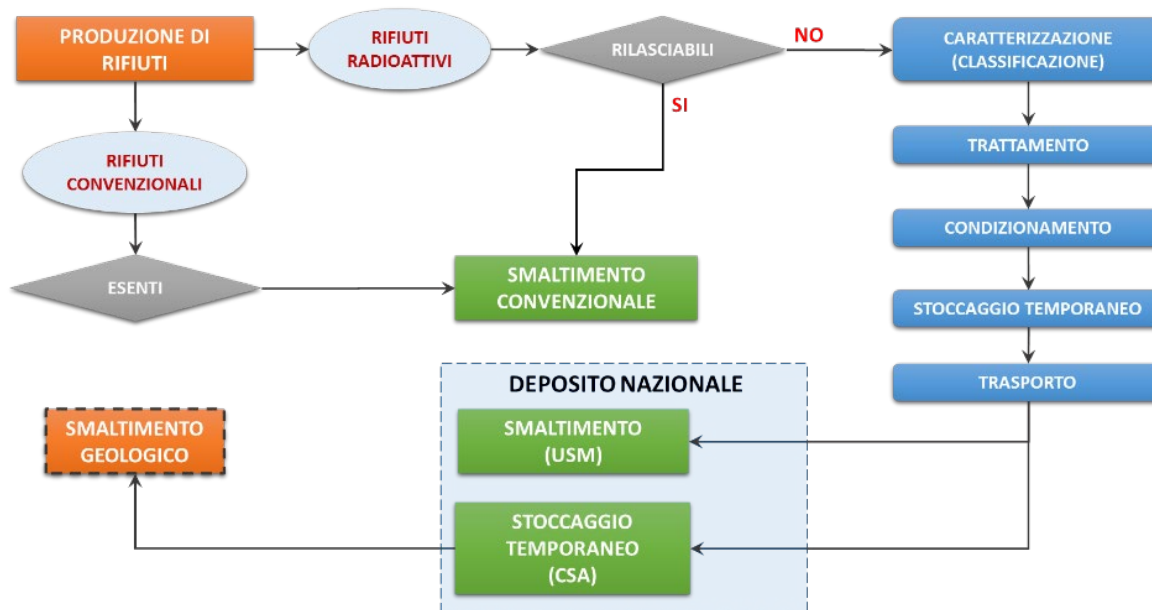


Figura 1: Flusso di gestione dei rifiuti di pertinenza nazionale, dalla produzione al conferimento al DN

A livello internazionale, i rifiuti radioattivi sono classificati secondo una gerarchia radiologica definita dalla IAEA. Essa è così articolata:

- 1) Very Short Lived Waste (VSLW);
- 2) Very low Level Waste (VLLW);
- 3) Low Level Waste (LLW);
- 4) Intermediate Level Waste (ILW);
- 5) High Level Waste (HLW).

Ogni Paese, anche tenendo in conto la classificazione internazionale, sviluppa una classificazione nazionale in base alle specifiche caratteristiche dei propri rifiuti ed alle previste modalità di smaltimento.

In Italia la classificazione dei rifiuti radioattivi, storicamente dettata dalla Guida Tecnica 26 dell'ENEA-DISP, è stata modificata, ed allineata alla classificazione internazionale, dal D.M. 7 agosto 2015.

Il D.M. identifica cinque categorie di rifiuti radioattivi (vedi Tabella 1) e dà indicazioni delle loro destinazioni finali una volta allontanati dai siti di produzione/stoccaggio.

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

Categoria	Condizioni e/o Concentrazioni di attività	Destinazione finale
Esenti	<ul style="list-style-type: none"> Art. 154 comma 2 del D.Lgs n. 230/1995 Art. 30 o art. 154 comma 3-bis del D.Lgs n. 230/1995 	Rispetto delle disposizioni del D.Lgs. n. 152/2006
A vita media molto breve	<ul style="list-style-type: none"> $T_{1/2} < 100$ giorni Raggiungimento in 5 anni delle condizioni: Art. 154 comma 2 del D.Lgs n. 230/1995 Art. 30 o art. 154 comma 3-bis del D.Lgs n. 230/1995 	Stoccaggio temporaneo (art.33 D.Lgs n. 230/1995) e smaltimento nel rispetto delle disposizioni del D.Lgs. n. 152/2006
Attività molto bassa	<ul style="list-style-type: none"> ≤ 100 Bq/g (di cui alfa ≤ 10 Bq/g) 	Raggiungimento in $T \leq 10$ anni della condizione: <ul style="list-style-type: none"> Art. 30 o art. 154 comma 3-bis del D.Lgs n. 230/1995 Non raggiungimento in $T \leq 10$ anni della condizione: <ul style="list-style-type: none"> Art. 30 o art. 154 comma 3-bis del D.Lgs n. 230/1995
Bassa attività	<ul style="list-style-type: none"> radionuclidi a vita breve ≤ 5 MBq/g Ni59-Ni63 ≤ 40 kBq/g radionuclidi a lunga vita ≤ 400 Bq/g 	Impianti di smaltimento superficiali, o a piccola profondità, con barriere ingegneristiche (Deposito Nazionale D.Lgs n. 31/2010)
Media attività	<ul style="list-style-type: none"> radionuclidi a vita breve > 5 MBq/g Ni59-Ni63 > 40 kBq/g radionuclidi a lunga vita > 400 Bq/g No produzione di calore 	Radionuclidi alfa emettitori ≤ 400 Bq/g e beta-gamma emettitori in concentrazioni tali da rispettare gli obiettivi di radioprotezione stabiliti per l'impianto di smaltimento superficiale. Radionuclidi in concentrazioni tali da non rispettare gli obiettivi di radioprotezione stabiliti per l'impianto di smaltimento superficiale.
Alta attività	Produzione di calore o di elevate concentrazioni di radionuclidi a lunga vita, o di entrambe tali caratteristiche.	Impianto di immagazzinamento temporaneo del Deposito Nazionale (D.Lgs n.31/2010) in attesa di smaltimento in formazione geologica

Tabella 1: Classificazione dei rifiuti radioattivi - D.M. 7 Agosto 2015

Di seguito una descrizione delle categorie di rifiuti radioattivi identificati dalla classificazione nazionale.

Rifiuti a vita media molto breve: sono rifiuti prevalentemente di origine medica a brevissima vita media (con tempi di dimezzamento da pochi secondi fino ad alcuni giorni) che decadono sotto i livelli di rilascio entro un tempo massimo di qualche anno e possono quindi essere stoccati temporaneamente dagli stessi produttori o dagli operatori del Servizio Integrato (SI)^c, per poi essere smaltiti in esenzione in normali discariche per rifiuti speciali.

Rifiuti ad attività molto bassa: sono rifiuti che contengono bassissime quantità di radionuclidi che possono decadere in pochi anni al di sotto dei livelli di rilascio ed essere gestiti in modo convenzionale. La parte di essi che non raggiunge i livelli di rilascio nel tempo di alcuni anni, dovendo essere pertanto gestita come rifiuto radioattivo, sarà conferita al Deposito Nazionale ai fini dello smaltimento. Tale categoria di rifiuti proviene per gran parte dalle centrali elettronucleari.

Rifiuti di bassa attività: sono rifiuti con radionuclidi a breve vita (tempi di dimezzamento ≤ 31 anni) che decadono a livelli di radioattività residua trascurabili in alcune centinaia di anni e possono contenere radionuclidi a vita lunga in basse concentrazioni. Tali rifiuti

^c Vedi § 5.2.1.

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

possono essere smaltiti in depositi di superficie o di piccola profondità con barriere ingegneristiche, quale il Deposito Nazionale.

Rifiuti di media attività: sono sostanzialmente rifiuti radioattivi che contengono radionuclidi in concentrazioni superiori ai valori indicati per i rifiuti di “Bassa Attività”. Essi richiedono tempi dell’ordine anche delle centinaia di migliaia di anni per decadere a livelli di radioattività residua trascurabili e, a differenza dei rifiuti ad alta attività, non producono calore al punto da richiedere l’adozione di misure per la sua dissipazione.

Tali rifiuti provengono principalmente dagli impianti del ciclo del combustibile e dallo smantellamento dei componenti più radioattivi delle centrali nucleari. Quote minoritarie (ad esempio sorgenti radioattive) possono derivare da applicazioni mediche o industriali.

Essi possono contenere sia radionuclidi di vita breve sia di lunga vita (con tempi di dimezzamento ≥ 31 anni) in concentrazioni tali da richiedere un grado di contenimento ed isolamento dalla biosfera superiore a quello di uno smaltimento di superficie con barriere ingegneristiche, e quindi lo smaltimento in formazioni geologiche (Deposito profondo).

In attesa di un deposito di questo tipo non ancora disponibile in Italia ed in Europa, i rifiuti di media attività italiani saranno stoccati temporaneamente (per un tempo di almeno 50 anni) presso il Complesso Stoccaggio Alta attività (CSA) del Deposito Nazionale.

Rifiuti ad alta attività: sono rifiuti radioattivi che contengono radionuclidi in concentrazioni tanto superiori ai valori indicati per i rifiuti di “Bassa Attività”, da richiedere, contrariamente ai rifiuti a “Media attività”, l’adozione di misure di dissipazione del calore che producono. Essi richiedono tempi dell’ordine delle centinaia di migliaia di anni per decadere a livelli di radioattività residua trascurabili.

Sono sostanzialmente rappresentati dagli elementi del combustibile irraggiato (quando considerati come rifiuti) e dai residui del suo ritrattamento.

Così come i rifiuti di “Media attività”, anche tali rifiuti devono essere smaltiti in depositi geologici e quindi, in attesa dello smaltimento, stoccati temporaneamente (per un tempo almeno di 50 anni) presso il CSA.

2-1.1.2 Operatori italiani

Le attività produttive che hanno visto e che vedono la produzione di rifiuti radioattivi in Italia sono numerose e vanno dalla produzione di energia elettrica alle attività mediche.

La produzione di rifiuti radioattivi sul territorio nazionale è suddivisa sostanzialmente tra la Sogin che, in quanto titolare delle principali installazioni nucleari presenti sul territorio nazionale, rappresenta la principale realtà nell’ambito della produzione di rifiuti radioattivi ed “altri produttori” che meglio verranno definiti nel seguito.

Vi sono poi soggetti che non producono rifiuti ma li gestiscono, come gli operatori del Servizio Integrato (vedi a seguire).

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

2-1.1.2.1 Sogin SpA

Il principale produttore nazionale di rifiuti radioattivi destinati al Deposito Nazionale è la Sogin. La Sogin ha la titolarità delle seguenti installazioni^d:

- **Centrali nucleari di potenza^e** (ex ENEL) che hanno operato nel campo della produzione di energia elettrica;
- **Impianti del ciclo del combustibile⁸** (ENEA e ex-Fabbricazioni Nucleari – FN), ove si sono svolte attività di fabbricazione, analisi post irraggiamento, ritrattamento di elementi di combustibile nucleare destinato alle centrali di potenza.

La Sogin provvede alle attività di gestione dei rifiuti radioattivi già prodotti dalle installazioni di propria pertinenza, alle attuali attività di mantenimento in sicurezza e alle future attività di decommissioning delle medesime installazioni a valere sugli introiti della componente tariffaria A2^f sul prezzo dell'energia elettrica.

In particolare, le centrali nucleari, in passato esercite dall'ENEL, gran parte degli impianti del ciclo del combustibile, in passato eserciti dall'ENEA e l'impianto ex Fabbricazione Nucleare – FN, hanno operato ai fini della produzione di energia elettrica da fonte nucleare.

Sogin è divenuta titolare delle centrali ex ENEL nel 1999, dell'impianto ex-FN di Bosco Marengo nel 2005, nonché affidataria in gestione degli impianti ex ciclo del combustibile ENEA dal 2003.

E, come già accennato, dal 26 settembre 2019, Sogin ha preso in carico il reattore ISPRA 1 del CCR-Ispra.

Nella tabella^g che segue si riporta l'elenco delle installazioni nucleari appena menzionate:

Tabella 2: Produttori/Detentori di Rifiuti Radioattivi del Settore Energetico.

^d Con la legge N. 205 del 27 Dicembre 2017 [N4], Sogin ha ricevuto anche la titolarità degli atti autorizzativi relativi al Reattore ISPRA 1 del Centro Comune di Ricerca di Ispra (Va). Tale atto dà seguito all'Accordo transattivo tra il Governo italiano e la Comunità europea dell'energia atomica [N5]. La legge è stata resa attuativa con l'Atto di presa in carico da parte di Sogin del Reattore Ispra 1 [N6].

^e Le attività di tali installazioni sono state sospese su tutto il territorio nazionale a seguito dall'esito del referendum del 1987.

^f Definita ai sensi dell'articolo 3, comma 11, del decreto legislativo 16 marzo 1999, n. 79, e dell'articolo 1, comma 1, del decreto-legge 18 febbraio 2003, n. 25, convertito, con modificazioni, dalla legge 17 aprile 2003, n. 83

^g Non si riporta indicazione del reattore ISPRA 1 per il fatto che lo si annovera come impianto di ricerca ed è pertanto indicato nell'elenco degli "altri produttori".

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

ESERCENTE	IMPIANTO	LOCALITA'
CENTRALI DI POTENZA		
Centrale di Caorso	Reattore BWR - 840 MWe	Caorso (Piacenza)
Centrale Enrico Fermi	Reattore PWR - 270 Mwe	Trino Vercellese (Vercelli)
Centrale di Latina	Reattore Gas Grafite - 210 Mwe	Borgo Sabotino (Latina)
Centrale di Garigliano	Reattore BWR - 160 Mwe	Sessa Aurunca (Caserta)
IMPIANTI DEL CICLO DEL COMBUSTIBILE		
Impianto IPU	Impianto pilota di fabbricazione di combustibile MOX	Casaccia (Roma)
Impianto OPEC	Celle calde per test di post-irraggiamento	
Impianto EUREX	(Enriched URanium Extraction) Impianto di riprocessamento del combustibile	Saluggia (Vercelli)
Impianto ITREC	Impianto di Trattamento e Rifabbricazione Elementi di Combustibile	Trisaia (Matera)
Impianto FN	Impianto di fabbricazione del combustibile	Bosco Marengo (Alessandria)

In Figura 2 è riportata una mappa delle posizioni sul territorio nazionale in cui le installazioni menzionate sono ubicate.

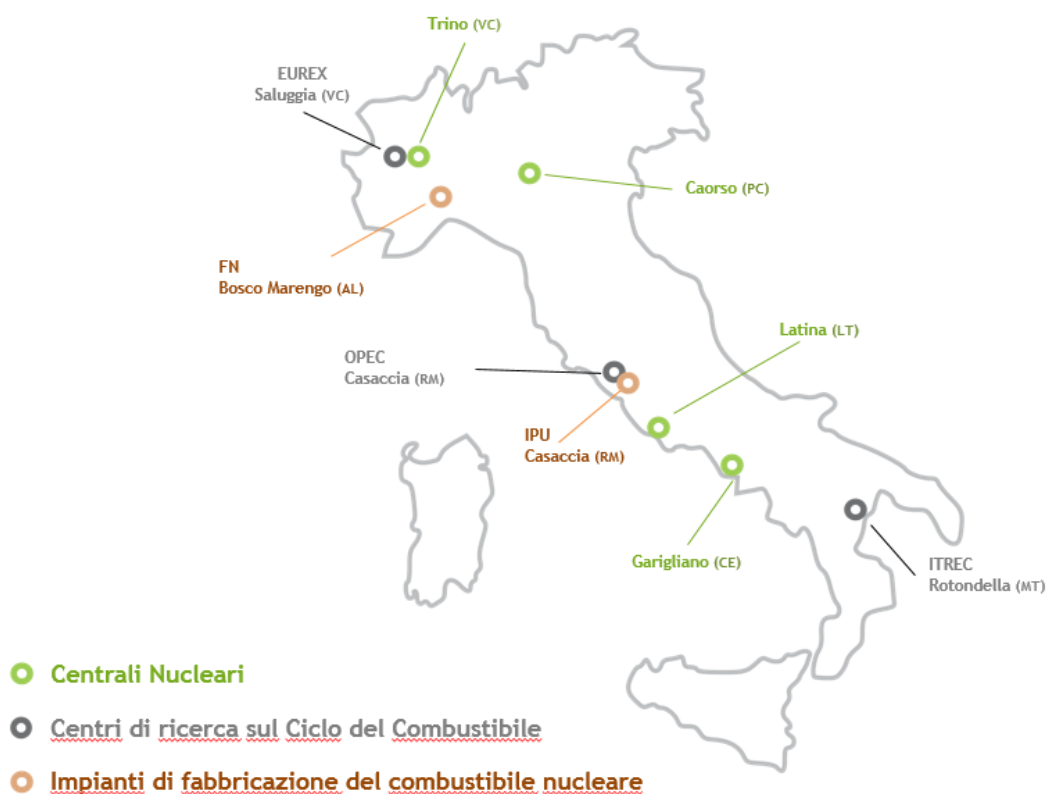


Figura 2: Principali produttori/detentori di rifiuti radioattivi del Settore Energetico

Tutte le installazioni indicate sono dotate di depositi temporanei per lo stoccaggio dei propri rifiuti radioattivi. Tali depositi hanno caratteristiche strutturali tali da garantire una sicura gestione dei rifiuti radioattivi per periodi di tempo limitati (alcune decine di anni); non sono pertanto idonei alla sistemazione definitiva (smaltimento) dei rifiuti radioattivi di qualunque categoria.

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

2-1.1.2.2 Altri produttori

Gli altri produttori di rifiuti radioattivi, presenti sul territorio nazionale, operano nei seguenti settori:

- a. **Ricerca** – include gli istituti/installazioni che svolgono attività nel campo dello sviluppo di nuove teorie scientifiche e/o tecnologie/metodologie da applicare nel settore nucleare. Ad esempio, appartengono a questa categoria il Centro Comune di Ricerca di Ispra, l'ENEA (laboratori e reattori di ricerca), il CNR ed il CESNEF. Si aggiungono a questi le Università e gli istituti che dispongono di reattori di ricerca, ciclotroni o laboratori nucleari. E' convenzionalmente annoverato in questo settore anche il deposito Avogadro^h.
- b. **Medicina** – include le attività mediche svolte perlopiù nei centri di Medicina Nucleare, in cui vengono usati alcuni specifici radionuclidi per le pratiche di diagnostica e di terapia. Sono incluse in tale categoria anche le attività di ricerca in ambito farmaceutico.
- c. **Industria** – include le numerose attività svolte in settori industriali che prevedono l'uso di materiale nucleare (perlopiù sotto forma di sorgenti sigillate).

Alcuni soggetti che operano nei campi appena citati, come ad esempio il CCR Ispra, dispongono o prevedono di disporre di autonomi sistemi di trattamento dei propri rifiuti radioattivi.

Altri produttori invece (campo medico ed industriale) non hanno la possibilità di dotarsi di impianti idonei al trattamento/condizionamento dei rifiuti radioattivi prodotti e al successivo loro stoccaggio temporaneo; essi affidano quindi i loro rifiuti agli Operatori del Servizio Integrato che provvedono alla raccolta, trattamento (solo presso gli impianti di Nucleco) e stoccaggio temporaneo dei rifiuti radioattivi, su tutto il territorio nazionale.

Nella Tabella 3 sono indicati i principali produttori che conferiranno rifiuti al DN:

^h Deposito, realizzato nel 1978 a seguito della ristrutturazione del Reattore di ricerca RS-1 di Fiat, destinato allo stoccaggio temporaneo in piscina di elementi di combustibile irraggiato provenienti dalle centrali elettronucleari ex ENEL. Gli elementi di combustibile, in esso inizialmente stoccati, sono stati progressivamente inviati all'estero per essere ritrattati. Restano oggi ancora da spedire 63 elementi di combustibile della centrale del Garigliano e 1 elemento della centrale di Trino.

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

ESERCENTE	IMPIANTO O DEPOSITO		LOCALITA'
ENEA*	Reattore di ricerca TRIGA RC-1	TRIGA MARK II	Casaccia (Roma)
	Reattore di ricerca RSV TAPIRO	FAST SOURCE	
CCR - Centro Comune di ricerca dell'Unione Europea	Reattore di ricerca ISPRA 1**		Ispra (Varese)
	Reattore di ricerca ESSOR		
	LCSR - laboratorio Caldo di studi e Ricerche		
	RCHL - Laboratorio di radiochimica		
	STRRL - Sistema di trattamento reflui liquidi		
	FARO - Laboratorio per i test di "Core meltdown"		
	Deposito E 39.2		
	Laboratorio PERLA		
	Deposito di rifiuti radioattivi		
	Laboratorio ETHEL		
CESNEF	Reattore di ricerca L-54 M	HOMOG (L)	Milano
Università di Pavia	Reattore di ricerca LENA	TRIGA MARK II	Pavia
	Struttura sottocritica SM-1	SUBCRIT	
Università di Palermo	Reattore di ricerca AGN 201 "COSTANZA"	HOMOG (S)	Palermo
Deposito Avogadro ***	Deposito di combustibile irraggiato (Deposito Avogadro)		Saluggia (Vercelli)
<small>* I reattori RANA, RITMO, ROSPO, RB-1 e RB-2 sono stati smantellati; Il reattore RB-3 è stato smantellato e non ha prodotto rifiuti radioattivi</small>			
<small>** In base alla Legge 27.12.2017 n.205, la titolarità degli atti autorizzativi del reattore di ricerca Ispra-1 è trasferita a Sogin che provvederà al suo decommissioning e alla gestione dei rifiuti</small>			
<small>*** I rifiuti radioattivi detenuti dalla Deposito Avogadro Srl provengono dalle pregresse attività di esercizio e decommissioning del reattore di ricerca RS-1 nonché dalle attività di esercizio del deposito Avogadro</small>			

Tabella 3: Produttori/Detentori di Rifiuti Radioattivi nel campo della Ricerca

2-1.1.3 Il Servizio Integrato (SI)

Il Servizio Integrato rappresenta una figura centrale sul territorio nazionale nell'ambito della gestione di rifiuti radioattivi derivanti da attività non connesse alla produzione di energia elettrica da fonte nucleare. Il servizio nasce, su iniziativa dell'ENEA, a seguito della delibera CIPE del 1° marzo 1985, con lo scopo di centralizzare e rendere più sicura la gestione dei rifiuti radioattivi provenienti da attività relative al comparto medico-sanitario, industriale e di ricerca scientifica.

Il Servizio Integrato è uno strumento tecnico-operativo in grado di farsi carico di tutte le fasi del ciclo di gestione delle sorgenti non più utilizzate quali la predisposizione al trasporto, il trasporto, la caratterizzazione, l'eventuale trattamento condizionamento e il deposito provvisorio. Al Servizio Integrato possono aderire tutti gli impianti riconosciuti che svolgono attività di raccolta ed eventuale deposito provvisorio di sorgenti radioattive destinate a non essere più utilizzate.

L'articolo 74 commi 3 e 4 del Decreto Legislativo 101 del 31 luglio 2020, ufficializza il ruolo dell'ENEA in quanto Gestore del Servizio Integrato, come istituzione garante di tutte le fasi del ciclo di gestione delle sorgenti non più utilizzate del settore medico-sanitario, dell'industria e della ricerca scientifica. Il "Servizio Integrato" si avvale della collaborazione tecnica delle Autorità competenti che si trovano a intervenire in caso di rinvenimento occasionale di una sorgente radioattiva.

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

L’Agenzia ENEA svolge una funzione di indirizzo, supervisione e controllo dell’intero ciclo di gestione, assume la proprietà dei rifiuti e delle sorgenti raccolte e si prende carico del loro smaltimento definitivo, liberando da ogni responsabilità giuridica il produttore dei rifiuti stessi.

Per un approfondimento sulle fonti e le pratiche che producono rifiuti radioattivi che possono confluire nel SI, si rimanda all’appendice A.

Di seguito la Tabella 4 riporta un elenco parziale dei principali operatori nazionali del SI.

OPERATORE	IMPIANTO O DEPOSITO	LOCALITA'
Nucleco	Complesso per trattamento, condizionamento e deposito di rifiuti radioattivi	Casaccia (Roma)
Campoverde	Deposito di rifiuti radioattivi	Milano
	Deposito di rifiuti radioattivi	Tortona (Alessandria)
Protex	Deposito di rifiuti radioattivi	Forlì
MITAmbiente	Deposito di rifiuti radioattivi	Giuliano Milanese (Milano)

Tabella 4: Operatori del Servizio Integrato

Di seguito uno schema che illustra il flusso di gestione dei rifiuti radioattivi che confluiscono nel Servizio Integrato:

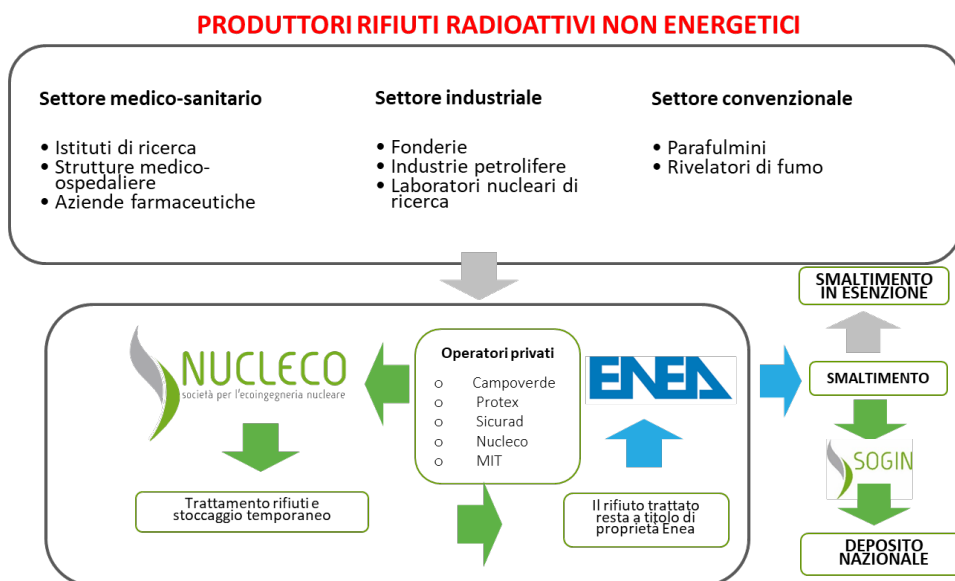


Figura 3: Schema del Servizio Integrato

La quantità di rifiuti radioattivi che viene prodotta annualmente nei settori della medicina, dell’industria e della ricerca è notevole. La maggior parte di tali rifiuti però è a “Vita Molto Breve” e viene quindi stoccata temporaneamente fino a che la concentrazione di attività non decade al di sotto dei livelli di rilascio. Lo stoccaggio temporaneo e il conseguente allontanamento vengono in genere eseguiti o dagli stessi produttori (ospedali, laboratori, ecc.) o da operatori autorizzati. La restante parte dei rifiuti confluisce nel SI e gestiti come rifiuti radioattivi.

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

Dopo la raccolta e il confezionamento da parte di un operatore del SI, i rifiuti possono essere conferiti in Nucleco che provvede a trattarli e condizionarli per renderli idonei al conferimento al DN. In attesa di tale conferimento, i rifiuti condizionati vengono stoccati, per conto di ENEA (che ne diventa titolare), nei depositi del sito della Casaccia (RM).

Di seguito uno schema che ne illustra le fasi significative.



Figura 4: Flusso dei rifiuti che confluiscono al Servizio Integrato

In Figura 5 è riportata una mappa delle posizioni sul territorio nazionale in cui le installazioni relative a "Altri produttori/detentori" sono ubicate.

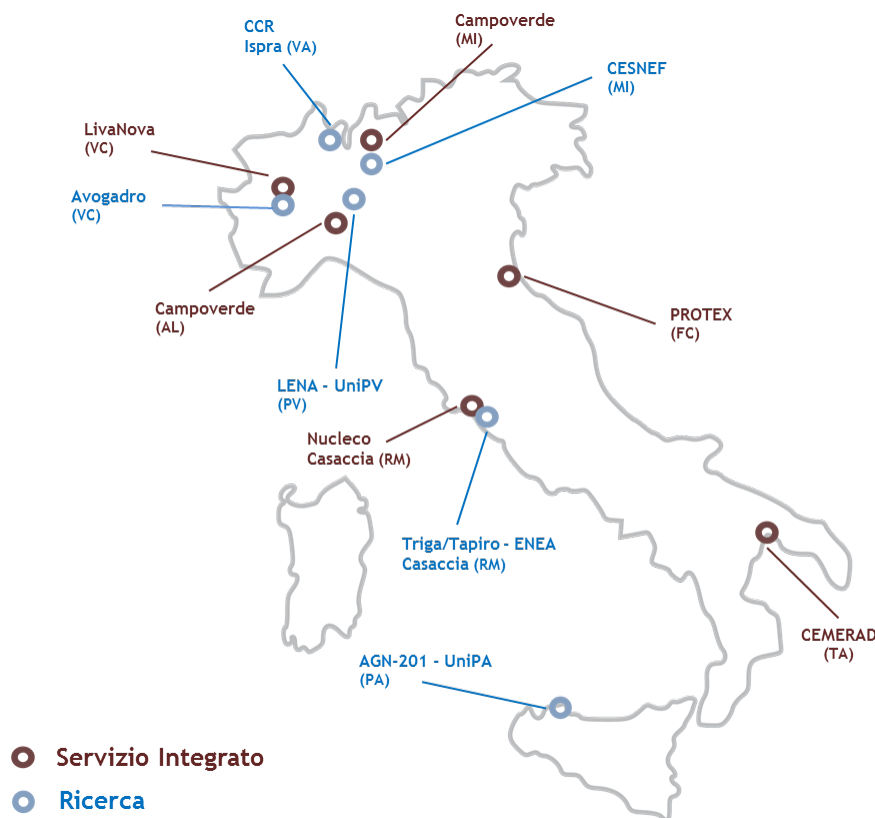


Figura 5: Principali "Altri produttori/detentori" di rifiuti radioattivi presenti sul territorio nazionale

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

Le installazioni indicate sono dotate di depositi temporanei per lo stoccaggio dei rifiuti radioattiviⁱ.

2-1.1.4 Inventario dei rifiuti

Dalle stime dell'ISIN, pubblicate nel 2022 nell'inventario nazionale dei rifiuti radioattivi elaborato con i dati forniti dagli operatori al 31 dicembre 2021, risulta che a tale data in Italia sono presenti complessivamente circa 32.000 m³ di rifiuti radioattivi principalmente ad attività bassa o molto bassa, per la maggior parte ancora da sottoporre a processi di trattamento e condizionamento al fine di renderli idonei al trasferimento al Deposito Nazionale. A questi rifiuti si aggiungeranno nel prossimo futuro i rifiuti generati dalle operazioni di smantellamento delle installazioni nucleari, prevalentemente ad attività bassa o molto bassa, e attualmente stimati in circa 48.000 m³.

Il quantitativo totale del combustibile nucleare esaurito presente in Italia ammonta, al 31 dicembre 2021, a circa 15,8 tHM.

Occorre inoltre considerare i rifiuti prodotti dalle operazioni di riprocessamento del combustibile esausto inviato all'estero; si tratta di circa 35,86 m³ ad alta attività e circa 47,58 m³ a media attività, al netto del volume dei contenitori da utilizzare per il trasporto in Italia, che si prevede corrisponderà a un volume effettivo lordo comprensivo dei contenitori metallici di trasporto e stoccaggio (cask) pari a circa 780 m³.

Ai rifiuti radioattivi presenti in Italia, nel prossimo futuro si aggiungeranno quelli che saranno generati dal decommissioning delle centrali ed impianti nucleari e dalla prosecuzione delle attività medicali, industriali e di ricerca.

2-1.2 **Stato del decommissioning**

Negli anni Ottanta, con il cambiamento della strategia energetica in Italia e il conseguente abbandono della produzione elettrica da fonte nucleare, il Paese ha avviato la disattivazione delle installazioni nucleari.

Nel 1999, a seguito del Decreto legislativo 16 marzo 1999, n. 79, è stata costituita la Società per azioni di natura pubblica SO.G.I.N. S.p.A., interamente partecipata dal Ministero dell'Economia e delle Finanze, responsabile del decommissioning degli impianti nucleari italiani e della gestione dei rifiuti radioattivi compresi quelli prodotti dalle attività industriali, di ricerca e di medicina nucleare.

Il decommissioning degli impianti nucleari di potenza, in particolare in Italia, ha rappresentato fin dal suo inizio una sfida ingegneristica in quanto le quattro centrali elettronucleari presenti erano basate ciascuna su reattori nucleari di diversa tecnologia. Inoltre, a parte il reattore BWR di Caorso, appartenente convenzionalmente alla II Generazione, tutti gli altri reattori nucleari di potenza installati appartenevano alla cosiddetta I Generazione; si tratta di progetti con una forte impronta pionieristica e prototipale che non teneva in conto il futuro smantellamento.

ⁱ È bene ricordare che i depositi menzionati sono temporanei, ossia strutturalmente idonei allo stoccaggio dei rifiuti radioattivi per un tempo limitato (alcune decine di anni) e non sono quindi idonei al deposito definitivo, ossia allo smaltimento degli stessi rifiuti. Inoltre, le caratteristiche dei siti sui quali sono ubicati possono rispondere ai requisiti di sicurezza per lo stoccaggio ma non a quelli richiesti per lo smaltimento.

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

Ciò ha comportato una complessa pianificazione e il ricorso a soluzioni ingegneristiche/gestionali ad hoc, basate su tecnologie allo stato dell'arte.

Il processo di disattivazione delle installazioni nucleari, consistente nell'insieme di azioni da effettuarsi nel rispetto dei requisiti di sicurezza e di protezione dei lavoratori, della popolazione e dell'ambiente, sino allo smantellamento finale, è condotto con l'obiettivo finale del rilascio del sito senza vincoli di natura radiologica. Lo schema a blocchi di Figura 6 riassume la strategia adottata in Italia per la gestione degli ex impianti ed installazioni nucleari.

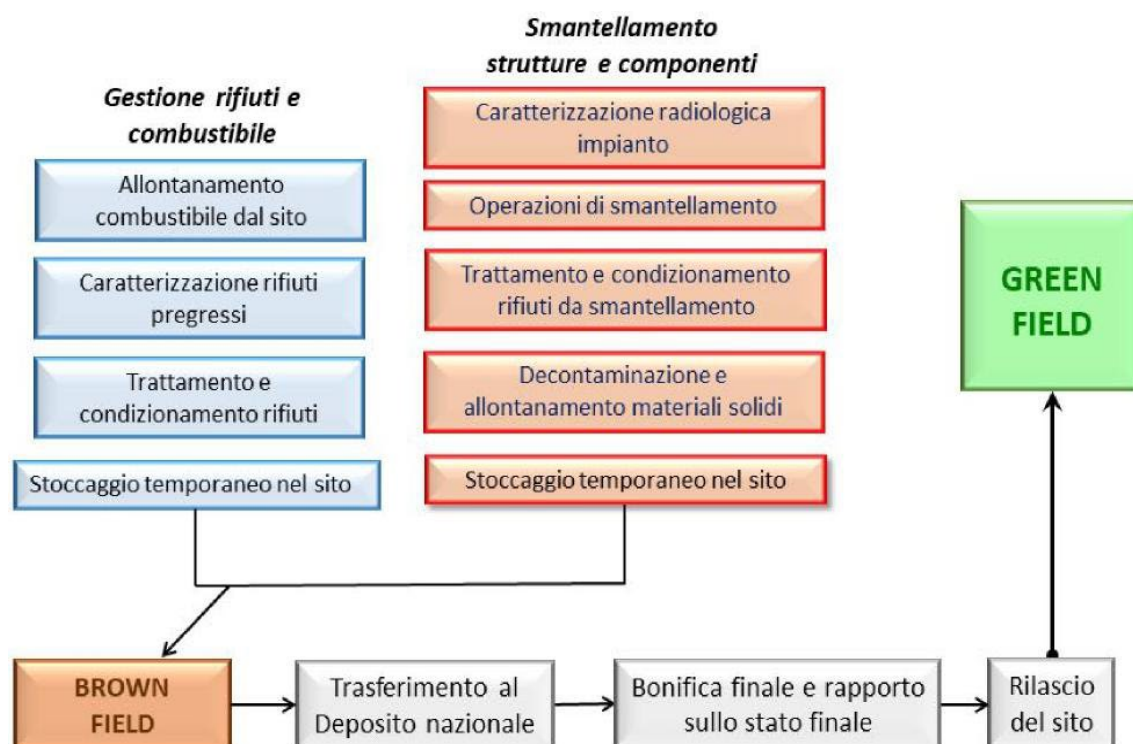


Figura 6: Strategia generale del decommissioning

2-1.2.1 Siti in decommissioning in Italia

Oltre ai siti gestiti dalla Sogin, attualmente sono in fase di decommissioning anche tutte le altre installazioni nucleari presenti nel Centro Comune di Ricerca di Ispra (VA).

2-1.2.1.1 Siti Sogin

Bosco Marengo

Impiegato per la fabbricazione industriale di elementi di combustibili a basso arricchimento, l'impianto di Bosco Marengo, realizzato nei primi anni Settanta, prende la propria denominazione dal nome della società costruttrice, "Fabbricazioni Nucleari SpA".

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

È entrato in funzione nel 1973 e a partire dal 1987, con la chiusura del programma nucleare italiano, ha gradualmente diversificato l'attività, specializzandosi in settori ceramici avanzati quali artroprotesi sanitarie, componenti porosi per celle a combustibile per l'industria, inserti per utensili da taglio e altri prodotti.

Nel 1989 la gestione del sito è passata a ENEA e, nel 1995, le attività nucleari sono state fermate.

Il sito di Bosco Marengo ha ottenuto l'autorizzazione alla disattivazione il 27 novembre 2008.

L'autorizzazione è riferita alla Fase I di Disattivazione, relativa alle attività di smantellamento dell'impianto ed alla gestione dei rifiuti già presenti e di quelli prodotti con le operazioni di smantellamento, incluso l'esercizio del deposito temporaneo dei rifiuti radioattivi.

Attualmente nell'impianto di Bosco Marengo si sono concluse tutte le attività previste dalla Fase 1 del piano di disattivazione raggiungendo il brown field e tutti i rifiuti radioattivi sono stati condizionati e trasferiti al deposito temporaneo B106.

Caorso

La centrale di Caorso è un impianto nucleare di potenza della filiera BWR entrato in esercizio commerciale a dicembre del 1981. Venne realizzato con un reattore della potenza di 2.651 MWT e una produzione elettrica di 860 MWe.

La centrale di Caorso ha ottenuto l'autorizzazione alla disattivazione il 10 febbraio 2014.

Le principali attività di decommissioning in corso e programmate sono:

- adeguamento dei tre depositi temporanei di sito;
- collaudi della Waste Route;
- adeguamento dell'edificio turbina a buffer temporaneo per i rifiuti e a Stazione di Trattamento degli stessi;
- trattamento delle resine e dei fanghi presso l'impianto di Bohunice (Slovacchia);
- smantellamento dei sistemi e dei componenti dell'edificio reattore: scambiatori di calore, apparecchiature e condotte secondarie, ecc;
- avvio della progettazione definitiva per lo smantellamento del core dell'edificio reattore: vessel e internals avendo ottenuto l'approvazione del piano operativo per lo smantellamento di sistemi e componenti dell'edificio reattore.

Casaccia

Il Sito di Casaccia è ubicato all'interno del Centro Ricerche ENEA Casaccia (Roma) ed è costituito dalle seguenti installazioni:

1. l'impianto OPEC (Operazioni Calde) che a sua volta è costituito da:
 - OPEC 1, entrato in esercizio nel 1962, è stato il primo impianto in Italia a eseguire attività di ricerca e analisi di post irraggiamento sugli elementi di combustibile nucleare. Oggi è un deposito nucleare in esercizio per la

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

conservazione in sicurezza dell'inventario storico dei materiali irraggiati qui trasferiti dalle diverse filiere di ricerca per le prove distruttive in cella.

- OPEC 2, costruito negli anni Settanta per ampliare le attività nucleari di ricerca, controllo e analisi che venivano svolte nell'OPEC 1, non è mai entrato in esercizio. L'edificio, ristrutturato e adeguato a deposito temporaneo per i rifiuti radioattivi alfa contaminati prodotti dall'impianto Plutonio, è in esercizio dal 2019.
2. impianto Plutonio, impiegato fino al 1986 per la preparazione e fabbricazione di elementi di combustibile ad ossidi misti di uranio e plutonio (MOX). Progettato e realizzato a metà degli anni '70, è entrato in esercizio nel 1968. Le attività di ricerca sono state fermate nel 1990, con la chiusura del programma nucleare italiano.

Le principali attività di decommissioning in corso e programmate sono:

- smantellamento delle 56 scatole a guanti;
- trattamento e condizionamento dei rifiuti liquidi acquosi ed organici di bassa e media attività (IPU);
- trattamento e confezionamento in contenitori idonei al trasporto e alla conservazione a medio lungo termine delle materie nucleari;
- smantellamento progressivo delle SaG residue presenti in impianto al termine dell'utilizzo;
- realizzazione, all'interno del perimetro dell'IPU, della Stazione Compattazione Alfa (l'impianto di trattamento dei rifiuti a media attività) e del nuovo deposito per lo stoccaggio dei rifiuti radioattivi condizionati di media attività.

Garigliano

La centrale di Garigliano è un impianto nucleare di potenza della filiera BWR entrato in esercizio commerciale ad aprile del 1964. Venne realizzato con un reattore con una produzione elettrica di 160 MWe.

Costruita in quattro anni (1959 - 1963) dalla SENN, Società Elettronucleare Nazionale, la centrale ha iniziato la produzione di energia elettrica nell'aprile 1964. Nel 1965 la proprietà è stata assunta da ENEL. Nel 1982, dopo il terremoto dell'Irpinia del 1980, la centrale è stata definitivamente disattivata. Nel 1999 Sogin è divenuta proprietaria dell'impianto con l'obiettivo di realizzare il decommissioning.

Il Decreto di compatibilità ambientale (VIA) ottenuto nel 2009 su proposta di Sogin (2001) prevede, come stabilito dal Ministero per i Beni e le Attività Culturali, che gli edifici reattore e turbina, e dichiarati "patrimonio architettonico del nostro Paese", dopo la decontaminazione e lo smantellamento dei sistemi interni, non siano demoliti.

La centrale di Garigliano ha ottenuto l'autorizzazione alla disattivazione, il 28 settembre 2012.

Le principali attività di decommissioning in corso e programmate sono:

- adeguamento a deposito edificio Ex Compattatore;
- realizzazione nuovo Deposito D2;

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

- demolizione torre piezometrica;
- ripristino delle funzionalità del sistema di circolazione e filtrazione dell'acqua piscina all'interno dell'edificio reattore;
- progettazione esecutiva propedeutica all'imminente adeguamento a deposito temporaneo dell'Edificio C 501;
- completamento del ripristino dei sistemi dell'edificio Turbina;
- smantellamento Sistemi e Componenti Ciclo Termico edificio Turbina;
- inizio smantellamento internals e vessel.

Ispra-1

Costruito dal Consiglio Nazionale Ricerche Nucleari poi CNEN, infine ENEA fra il 1957 e il 1958, entrato in esercizio nel 1959 e utilizzato fino al 1973, è stato il primo reattore nucleare di ricerca italiano.

Con l'istituzione nel 1957 della Comunità Europea dell'Energia Atomica (CEEA), il Centro di studi nucleari di Ispra fu ceduto dall'Italia, per un periodo di 90 anni, alla stessa CEEA nel 1959, mentre il reattore Ispra 1 fu affidato alla gestione dell'EURATOM a partire dal 1° marzo 1963.

Il reattore è stato utilizzato per studi e ricerche sulla fisica del nocciolo, su nuovi materiali per la costruzione dei reattori commerciali, sui flussi neutronici e sulle loro interazioni con la materia vivente, e ha avuto un ruolo nella formazione di una nuova generazione di tecnici per i programmi nucleari europeo e italiano.

Il sito ISPRA-1 è stato attribuito a Sogin a seguito dell'Accordo Transattivo datato 27 novembre 2009, tra il Governo italiano e la Comunità Europea dell'Energia Atomica (EURATOM).

Il sito di ISPRA-1, subito a valle della presa in carico avvenuta a settembre 2019, ha proposto il proprio progetto di disattivazione inviando alle autorità competenti (aprile 2020), il Piano Globale di Disattivazione e la Istanza di Disattivazione di Fase I.

Latina

La Centrale Nucleare di Latina è situata sulla costa del Mar Tirreno, in località Foce Verde a circa 1 km da Borgo Sabotino presso il Comune di Latina.

L'impianto della Centrale è equipaggiato con un reattore termico gas-grafite appartenente alla filiera dei reattori GCR-Magnox, alimentato con uranio naturale metallico come combustibile nucleare, refrigerato ad anidride carbonica (CO₂) e moderato a grafite. La potenza termica era di 705 MW, mentre quella elettrica nominale era di 210 MW, ridotta in una fase di esercizio successiva, a 160 MW.

La sua costruzione iniziò nel 1958 e all'epoca dell'entrata in esercizio, nel 1963, era la centrale nucleare più grande d'Europa. Nel 1964 la sua proprietà è passata a ENEL e la sua attività è stata fermata nel 1987, all'indomani del referendum sul nucleare.

La centrale di Latina ha ottenuto l'autorizzazione alla disattivazione il 20 maggio 2020.

Le principali attività di decommissioning in corso e programmate sono:

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

- bonifica terza e ultima vasca della piscina del combustibile;
- realizzazione Stazione Trattamento Materiali metallici «Facility»;
- realizzazione Nuovo Impianto Trattamento Effluenti Attivi (ITEA);
- smantellamento Boiler.

Saluggia

La costruzione dell'impianto EUREX (Enriched URaniumEXtraction), iniziata nel 1965, è terminata nel 1969.

Nell'impianto, entrato in funzione nel 1970, venivano svolte attività di ricerca sul riprocessamento del combustibile nucleare irraggiato, un'operazione che permette di separare e recuperare le materie che possono essere riutilizzate.

Le attività sono state interrotte nel 1984. Da allora è stato garantito il mantenimento in sicurezza delle strutture e degli impianti a tutela della popolazione e dell'ambiente.

Nel 2003 Sogin ha assunto la gestione dell'impianto con l'obiettivo di realizzarne il decommissioning e nel 2014 è stata richiesta istanza di disattivazione.

Il sito di Saluggia costituisce la maggiore complessità ingegneristica per lo smantellamento. Si tratta, infatti, di un sito dove il combustibile irraggiato veniva disciolto in acido per il riprocessamento determinando un rilascio dei prodotti di fissione e dei transuranici direttamente nell'impianto a contatto con strutture e componenti.

Negli anni il sito ha svolto le azioni di rimozione del combustibile e dell'allontanamento delle materie nucleari.

Per avviare lo smantellamento è stato realizzato un deposito e completata la progettazione di una successiva volumetria.

Le principali attività di decommissioning in corso e programmate sono:

- smantellamento SaG UMCP presenti all'interno dell'Impianto UMCP (Unità Manuale Conversione Plutonio);
- completamento del trasferimento dei rifiuti radioattivi solidi dal Deposito 2300 al nuovo Deposito D2 (il trasferimento, avviato tra il 2019 ed il 2020, è in gran parte stato effettuato);
- realizzazione dell'impianto di cementazione dei liquidi radioattivi che provengono principalmente dalle campagne di riprocessamento degli elementi di combustibile irraggiati condotte negli anni '70 e '80 (Complesso CEMEX);
- trattamento delle resine e dei fanghi con la Facility Multifunzione;
- trattamento dei rifiuti radioattivi liquidi organici in impianti esteri;
- adeguamento del deposito di stoccaggio edificio 2300 dei rifiuti radioattivi solidi;
- trattamento dei rifiuti solidi con l'impianto Waste Management Facility.

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

•

Trino

La centrale di Trino è un impianto nucleare di potenza della filiera PWR entrato in esercizio commerciale il 1° gennaio 1965. Venne realizzato con un reattore della potenza di 870 MWT e una produzione elettrica di 272 MWe.

La sua costruzione è iniziata nel 1961. Dopo appena tre anni, nell'ottobre 1964, la centrale ha cominciato la produzione di energia elettrica. Nel 1966 la proprietà è passata a ENEL e nel 1987, all'indomani del referendum sul nucleare, la centrale è stata fermata.

Nel 1990 l'impianto è stato definitivamente disattivato. Da allora è stato garantito il mantenimento in sicurezza delle strutture e degli impianti a tutela della popolazione e dell'ambiente.

La centrale di Trino ha ottenuto l'autorizzazione alla disattivazione il 2 agosto 2012.

Le principali attività di decommissioning in corso e programmate sono:

- smantellamento circuito primario e suoi ausiliari;
- caratterizzazione vessel e smantellamento testa recipiente in pressione;
- smantellamento parziale dell'edificio turbine;
- rimozione componenti "attivati" dalla piscina dei purificatori;
- realizzazione sistema di trattamento resine a scambio ionico e condizionamento del rifiuto;
- smantellamento dei sistemi ausiliari dentro e fuori il contenitore del reattore e adeguamento del deposito temporaneo di rifiuti radioattivi.

Trisaia

L'impianto ITREC (Impianto di Trattamento e Rifabbricazione Elementi di Combustibile) si trova all'interno del Centro Ricerche ENEA Trisaia di Rotondella (MT) ed è stato costruito tra il 1960 e il 1970 dal CNEN, Comitato Nazionale per l'Energia Nucleare.

Tra il 1968 e il 1970 nell'impianto sono stati trasferiti 84 elementi di combustibile irraggiato uranio torio provenienti dal reattore sperimentale Elk River (Minnesota).

Nel 1987, a seguito del referendum sul nucleare, le attività sono state interrotte. Da allora è garantito il mantenimento in sicurezza.

Le principali attività di decommissioning in corso e programmate sono:

- bonifica della Fossa 7.1 (attività conclusa);
- stoccaggio a secco del combustibile di Elk River;
- realizzazione ed esercizio dell'impianto di cementazione del Prodotto Finito ICPF e relativi depositi di stoccaggio, DMC3 e DTC3;
- trattamento e condizionamento dei rifiuti pregressi e di esercizio e bonifica del locale Corridor (Progetto SiRis);
- realizzazione Nuovo sistema di Alimentazione d'Emergenza;

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

- caratterizzazione e allontanamento del materiale ubicato nell'area adiacente al deposito Capannone 9.3.

2-1.2.1.2 CCR Ispra (VA)

Tutti gli impianti nucleari all'arresto presenti sul sito di Ispra sono mantenuti in uno stato di conservazione in sicurezza e sono in fase avanzata di caratterizzazione in attesa di dare corso al loro smantellamento, fino al raggiungimento del "prato verde".

La disattivazione del vecchio laboratorio di radiochimica (RCHL) è stata completata nel 2010 e l'edificio è stato rilasciato senza vincoli radiologici. Tale edificio è stato riutilizzato per ospitare il Centro visitatori del JRC.

L'impianto sperimentale per lo studio dei fenomeni derivanti dall'evoluzione degli incidenti "severi" (FARO) e la vecchia stazione di cementazione sono stati completamente disattivati e smantellati nel 2014/2015.

Le prossime attività previste sono la disattivazione del laboratorio celle calde (LCSR), della vecchia stazione di trattamento degli effluenti liquidi (STRRL) e, infine, del reattore ESSOR. Altre installazioni minori incluse nel Programma D&WM sono il reattore sperimentale per lo studio dei parametri del reattore ESSOR (ECO), già parzialmente smantellato in passato, ed il laboratorio del Ciclotrone.

Nel 2013 è stato costruito un deposito (Interim Storage Facility - ISF) per lo stoccaggio temporaneo di rifiuti condizionati ad attività bassa e molto bassa ed è in fase di realizzazione una stazione di condizionamento.

Il deposito temporaneo ospiterà solo i rifiuti del sito di Ispra, sia provenienti dalle attività di ricerca del passato, sia derivanti dalle attività di disattivazione e smantellamento in attesa dell'invio al Deposito Nazionale.

Lo stato complessivo di avanzamento delle attività di decommissioning per i siti Sogin è pari a circa il 45 %.

Il sito di Bosco Marengo ha già raggiunto lo stato di Brown Field, mentre per quanto riguarda le centrali, sono state avviate le attività più significative di smantellamento dei contenitori in pressione che contenevano il combustibile nucleare.

A conclusione delle attività di decommissioning in corso in Italia saranno smantellati anche tutti i sistemi di trattamento realizzati sui vari siti. Rimarranno disponibili solo alcuni impianti mobili di trattamento (SiCOMOR e sistemi di supercompattazione).

Quindi, con esclusione degli impianti di Nucleco, che però sono, per la maggior parte, destinati al trattamento dei rifiuti generati nell'ambito del "Sistema Integrato", non saranno operanti sistemi di trattamento rifiuti.

Si suggerisce che le nuove centrali prevedano comunque sistemi di trattamento dei rifiuti da esercizio in modo tale da minimizzare la produzione dei rifiuti; per quanto riguarda eventuali trattamenti legati alle future fasi di decommissioning, bisognerà definire una strategia che permetta di ottimizzare volume e costi.

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

2-1.3 Deposito Nazionale

2-1.3.1 Descrizione generale

Il Deposito Nazionale è un'infrastruttura ambientale di superficie che permette di sistemare definitivamente in sicurezza i rifiuti radioattivi, oggi stoccati all'interno di decine di depositi temporanei presenti nel Paese. Questi rifiuti sono prodotti dall'esercizio e dallo smantellamento degli impianti nucleari e dalle quotidiane attività di medicina nucleare, industria e ricerca.

Il Deposito sarà costituito dalle **strutture per lo smaltimento** dei rifiuti radioattivi a molto bassa e bassa attività e da quelle per lo **stoccaggio temporaneo** dei rifiuti radioattivi a media e alta attività che dovranno essere successivamente trasferiti in un deposito geologico idoneo alla loro sistemazione definitiva.

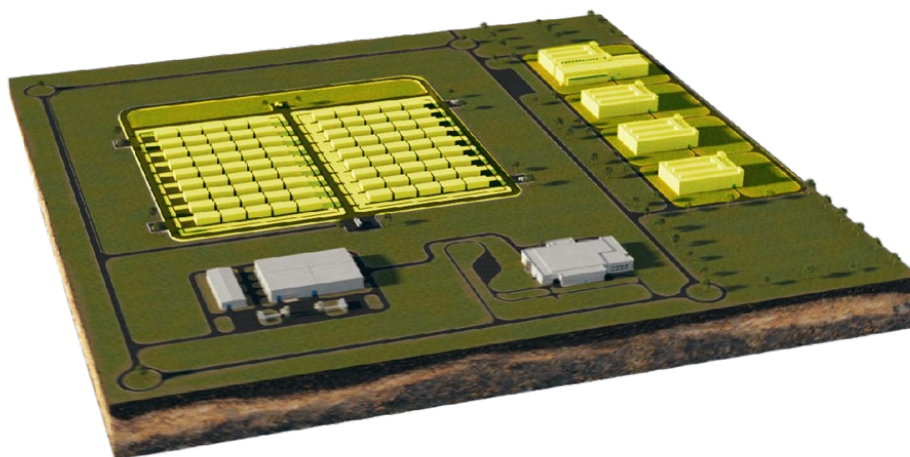


Figura 7: Ricostruzione 3D dello smaltimento e stoccaggio

Insieme al Deposito Nazionale sarà costruito il **Parco Tecnologico**, che si configurerà come un centro di eccellenza a livello internazionale nell'ambito della ricerca tecnologica e industriale, per sostenere la ricerca sia per rappresentare un polo d'avanguardia nello sviluppo di nuove tecnologie.

Il Deposito Nazionale e il Parco Tecnologico (DNPT) occuperanno un'area di circa 150 ettari, di cui circa 40 dedicati al Parco e 110 al Deposito.

Nell'elaborazione del progetto, si è tenuto conto dell'esperienza dei Paesi europei che hanno già realizzato o che stanno realizzando depositi analoghi. Allo stesso tempo, sono state considerate alcune peculiarità nazionali quali, ad esempio, l'inventario dei rifiuti radioattivi e la tipologia di contenitori utilizzata per lo stoccaggio dei rifiuti presenti sul territorio.

Alcune caratteristiche del progetto, invece, potranno essere definite solo quando si concluderà l'iter di localizzazione; ecco perché la proposta presentata ha un sufficiente grado di flessibilità che permette di adattare la soluzione alle specificità del sito che verrà individuato.

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

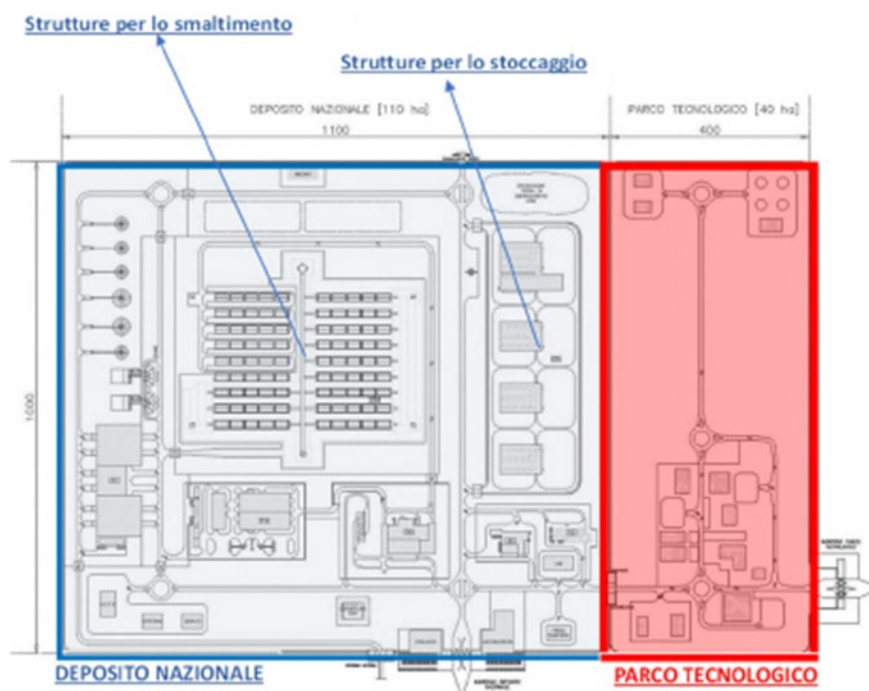


Figura 8: Planimetria generale DNPT

2-1.3.2 Fasi di Vita del DN

Le fasi di vita complessive del deposito nazionale comprendono indicativamente le macro fasi qui di seguito descritte.

Pre-costruzione

La fase di pre-costruzione è iniziata nel 2010, con l'assegnazione a SOGIN dell'incarico di progettazione, localizzazione, realizzazione del DNPT attraverso il D.Lgs. 31 del 15 febbraio 2010 e ss.mm.ii. Tale fase include tutte le attività preliminari alla costruzione del DNPT e cioè quanto relativo alle seguenti macro-attività tecniche:

- Progettazione
- Siting
- Comunicazione
- Safety Assessment
- Gestione rifiuti

Costruzione

La fase di costruzione del DNPT include la realizzazione di tutto quanto previsto nell'area ed i raccordi esterni necessari (strade, luce, acque,...). Si assume quindi che la fase di costruzione dei vari impianti del DN e del PT comprenderà la realizzazione

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

di impianti, laboratori, infrastrutture interne ed esterne, incluse le attività di prove e collaudi e ottenimento delle licenze di esercizio.

Alla data di entrata in esercizio del DNPT, tutte le strutture ed impianti saranno realizzati e collaudati. Per quel che riguarda le strutture di smaltimento, si prevede che saranno realizzate in fasi diverse durante il periodo di esercizio, in generale non più di cinque anni prima del loro utilizzo.

Fase di esercizio (40 anni)

A partire dall'entrata in esercizio, i rifiuti vengono ricevuti dal Deposito Nazionale in forma già condizionata, quindi sistemati o definitivamente nelle strutture di smaltimento o presso le strutture di stoccaggio di lungo periodo in attesa della loro sistemazione definitiva.

La fase di esercizio avrà una durata di circa 40 anni.

Fase di chiusura (10 anni)

Tale fase si applica alle sole strutture di smaltimento e consistono nella realizzazione dell'ultima protezione dei rifiuti (quarta barriera ingegneristica), lo smantellamento degli impianti non più utilizzati, il completamento della rete di monitoraggio ambientale e radiologica.

Fase di controllo istituzionale (300 anni)

Tale fase si applica alle sole strutture di smaltimento. Terminato il riempimento, le strutture di smaltimento entreranno nella fase di controllo istituzionale, durante la quale il sito di smaltimento sarà monitorato e mantenuto oltre ad impedire e prevenire intrusioni umane e animali. Sarà assicurata la massima efficienza delle barriere e resterà operativa la rete di monitoraggio ambientale e radiologico.

La fase di controllo istituzionale proseguirà per circa 300 anni, trascorsi i quali, grazie al decadimento della radioattività e sulla base di un'analisi di sicurezza di lungo periodo (Safety Assessment) si libererà il sito da vincoli di natura radiologica, rendendolo disponibile per altri usi.

Per quanto riguarda le strutture di stoccaggio di lungo periodo queste potranno essere ancora presenti per ulteriori 50 anni dopo la fase di chiusura.

2-1.3.3

Strutture per lo Smaltimento

Le strutture dedicate allo smaltimento dei rifiuti radioattivi a molto bassa e bassa attività e quindi alla loro sistemazione definitiva, sono quelle comprese nella cosiddetta **Unità di Smaltimento Moduli (USM)**. L'**USM** è progettata per isolare i rifiuti dall'ambiente per circa 300 anni, fino al loro decadimento a un livello tale da non generare impatti per la salute dell'uomo e per l'ambiente.

L'isolamento è assicurato da più barriere ingegneristiche poste in serie, nonché dalla barriera naturale costituita dalla geologia del sito.

La sicurezza sarà pertanto garantita in tutte le fasi della vita operativa del deposito.

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

L'USM prevede che siano utilizzate quattro barriere ingegneristiche, tre in calcestruzzo e una in materiali inerti, oltre alla barriera naturale che è il sito:

1. **manufatto** (prima barriera), l'insieme dei rifiuti, trattati e condizionati con matrice cementizia in contenitori metallici. Il manufatto non è realizzato al Deposito Nazionale ma dai produttori dei rifiuti;
2. **modulo** (seconda barriera), contenitore in calcestruzzo speciale in cui vengono inseriti e cementati uno o più manufatti. Il modulo sarà progettato per una durabilità di più di 300 anni. I moduli sono realizzati all'interno del Deposito Nazionale in un impianto dedicato chiamato **IPM (Impianto Produzione Moduli)**;
3. **cella** (terza barriera), struttura in calcestruzzo speciale in cui sono inseriti 240 moduli. La cella sarà progettata per una durabilità di più di 300 anni. Tutte le attrezzature, materiali e impianti necessari alla realizzazione delle celle sono all'interno del Deposito Nazionale e sono denominati **IPC (Impianto Produzione celle)**;
4. **collina multistrato o copertura finale** (quarta barriera): una volta riempite, le celle vengono sigillate e ricoperte con più strati di materiale opportuno al fine di proteggerle dagli agenti atmosferici, impedire le intrusioni umane e animali, e migliorare l'inserimento nell'ambiente.

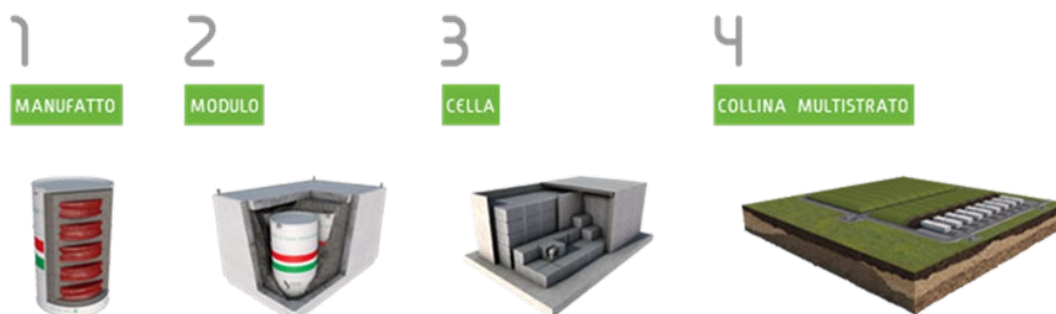


Figura 9: Sistema multibarriera

L'USM sulla base dell'inventario dei rifiuti attuale sarà costituita da circa **90 celle**. La disposizione delle celle sarà legata alla morfologia del sito prescelto. Al solo scopo del dimensionamento iniziale si è ipotizzata una configurazione molto regolare e quindi le celle sono state disposte su 9 file da 10 e complessivamente occupano una superficie di circa 10 ettari. Ogni cella può ospitare 240 moduli disposti su 5 livelli.

Per consentire la messa a smaltimento dei manufatti conferiti al Deposito Nazionale, sono previsti i seguenti impianti nella stessa area del Deposito Nazionale:

- **Impianto Confezionamento Moduli (ICM)**, l'edificio adibito al caricamento dei manufatti all'interno dei moduli;
- **Impianto Produzione Moduli (IPM)**, l'edificio per la costruzione dei moduli in calcestruzzo speciale dove saranno collocati i manufatti;

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

- **Impianto Controllo Qualità (ICQ)**, l'edificio destinato alla verifica degli standard di qualità dei manufatti e alle relative analisi chimiche, radiochimiche e radiometriche. Al fine di consentire anche i controlli distruttivi sul manufatto, l'edificio sarà dotato di celle attrezzate per effettuare lavorazioni meccaniche sui manufatti stessi;
- **Impianto Produzione Celle (IPC)**, l'insieme di attrezzature, materiali e impianti che consentono la realizzazione delle celle che conterranno i moduli;
- **Impianto Trattamento Rifiuti (ITR)**, l'edificio preposto al trattamento e condizionamento dei rifiuti radioattivi solidi e liquidi prodotti durante l'esercizio del Deposito.

2-1.3.4 Strutture per lo stoccaggio

Il Complesso Stoccaggio Alta attività (CSA) è il complesso di strutture all'interno del Deposito Nazionale dove vengono sistemati temporaneamente (stoccaggio) i rifiuti a media e alta attività, in attesa della disponibilità di un deposito geologico per la loro sistemazione definitiva a smaltimento.

I rifiuti saranno sistemati e condizionati in contenitori di diverse tipologie. L'insieme di contenitore e rifiuto condizionato costituisce quello che si definisce manufatto, la cui vita utile è adeguata a garantire le condizioni di sicurezza per l'intero periodo di stoccaggio nel CSA.

Per alcune tipologie di rifiuti solidi con maggior contenuto radioattivo saranno utilizzati contenitori speciali che assicurino durature caratteristiche di elevate resistenza e tenuta.

I rifiuti liquidi, e altre tipologie di rifiuti con simili caratteristiche, saranno trattati e condizionati attraverso processi di solidificazione qualificati per la durabilità di lungo periodo.

Il combustibile non riprocessabile e i residui da riprocessamento saranno sistemati in cask: specifici contenitori qualificati al trasporto e allo stoccaggio, capaci di resistere a sollecitazioni estreme sia meccaniche che termiche (urto e incendio).

Il CSA si sviluppa su 4 edifici simili e fisicamente separati, ognuno organizzato in navate di stoccaggio, collegate tra loro da un corridoio di accesso per l'ingresso dei manufatti. Ogni navata è dotata di sistemi differenti in relazione ai manufatti che ospita.

Le strutture, gli impianti e i componenti del CSA saranno progettati per resistere a una serie di incidenti, naturali e antropici, come ad esempio sismi, condizioni climatiche estreme, impatto aereo.

Il riempimento delle navate, che avviene secondo uno specifico piano di caricamento, consente di sistemare le diverse tipologie di manufatto al loro interno. Opportuni sistemi consentono l'ispezione anche remotizzata dei manufatti, in modo da monitorare le corrette funzionalità ed effettuare le eventuali manutenzioni in aree idonee (zone schermate e celle calde attrezzate).

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

È previsto di ricevere e sistemare a stoccaggio tutti i rifiuti di media e alta attività nel CSA per un periodo di massimo 25/30 anni. Il complesso rimarrà in esercizio per almeno 50 anni al fine di mantenere in sicurezza i rifiuti e in attesa che sia individuata la sistemazione definitiva in un deposito geologico.

Seppur il Deposito Nazionale ha caratteristiche di flessibilità e modularità in termini di capacità volumetrica e tipologia di manufatti, il dimensionamento effettuato e la sua vita utile consentiranno al massimo di poter ricevere gli eventuali rifiuti prodotti durante l'esercizio dei nuovi reattori ma non sembra prevedibile un suo utilizzo per smaltire i rifiuti provenienti dal decommissioning degli stessi una volta arrivati a fine vita.

Il Deposito non prevede di avere trattamenti dei rifiuti, se non per quanto riguarda l'esercizio dei propri impianti, tutti i rifiuti dovranno essere conferiti già trattati e condizionati.

C2-2 Ricognizione a Livello Internazionale

2-2.1 Gestione rifiuti

I rifiuti radioattivi sono prodotti da attività energetiche (centrali e impianti del ciclo del combustibile) e non energetiche (medicina, industria, ricerca) e sono costituiti da materiale, solido, liquido o aeriforme, contenente sostanze radioattive distribuite nella massa del rifiuto.

I rifiuti solidi radioattivi vengono trattati, condizionati e stoccati in idonei depositi in attesa del conferimento allo smaltimento. I rifiuti radioattivi solidi prodotti da un impianto nucleare di potenza sono la quota più importante, sia in termini di massa che di volume e coprono un ampio intervallo di attività: si va da rifiuti potenzialmente esenti o a bassissima attività, a rifiuti ad alta attività. I rifiuti solidi sono prodotti sia in attività di esercizio e manutenzione (es: rifiuti tecnologici, filtri, scambiatori ionici) che da attività di decommissioning (principalmente rifiuti metallici, cementizi, terrosi).

I rifiuti liquidi prodotti negli impianti provengono principalmente dal drenaggio dei componenti del circuito primario della centrale, e da attività di esercizio o decontaminazione. I liquidi sono prima purificati per ridurre il contenuto radioattivo al minimo e poi vengono rilasciati nel rispetto dei limiti consentiti dalle prescrizioni; si tratta quindi di effluenti liquidi con livelli molto bassi di radioattività. I rifiuti liquidi provenienti dal riprocessamento del combustibile sono il risultato dei processi di ritrattamento e possono essere invece di attività media e alta.

I reflui gassosi sono opportunamente trattati per ridurre la radioattività al minimo, per poi essere rilasciati nell'atmosfera attraverso un camino. I gas emessi sono costantemente monitorati e misurati per assicurare il rispetto dei limiti di rilascio.

A livello internazionale, la gestione e la classificazione dei rifiuti radioattivi sono attuate all'interno delle linee guida emesse dall'Agenzia Internazionale per l'Energia Atomica (IAEA) e recepite dai singoli stati attraverso le leggi e le Norme tecniche nazionali, che possono discostarsi conservativamente dalle linee guida IAEA. Le modalità di classificazione e di conseguente gestione dei rifiuti radioattivi, almeno in alcune fasi caratteristiche, possono pertanto variare da Paese a Paese, pur restando praticamente

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

analoga la strategia complessiva. La Figura 10 mostra le fasi principali della gestione dei rifiuti radioattivi universalmente adottate.

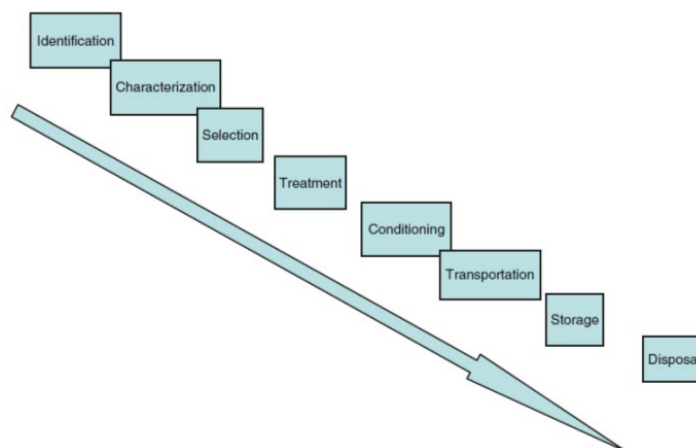


Figura 10 Radioactive Waste Management Process

La classificazione dei rifiuti radioattivi è definita dalla IAEA GSG-1 – “Classification of Radioactive Waste”, che raggruppa i rifiuti in 6 categorie di pericolosità crescente (EW, VSLW, VLLW, LLW, ILW, HLW) sulla base della concentrazione di attività e sull’emivita dei radionuclidi di riferimento contenuti nel rifiuto radioattivo; la GSG-1 fornisce allo stesso tempo un indirizzo sulla modalità di smaltimento finale del rifiuto (Figura 11). Le caratteristiche del sito di smaltimento sono definite secondo un approccio graduato, per ognuna delle categorie in modo da garantire l’isolamento del rifiuto dalla biosfera per tutto il tempo necessario affinché esso non rappresenti più un rischio per la popolazione e l’ambiente.

Il recepimento della GSG-1 da parte dei singoli Stati comporta la definizione, nel rispettivo quadro Normativo, di criteri quantitativi per l’identificazione delle categorie in cui suddividere i rifiuti radioattivi in base all’attività e all’emivita.

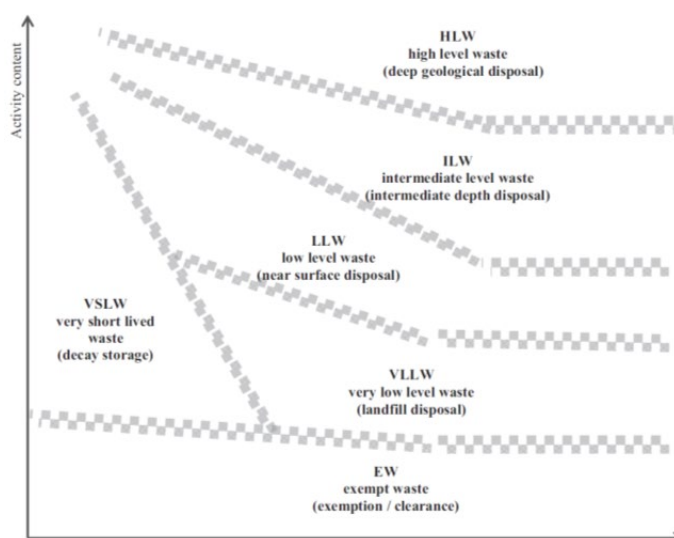


Figura 11: Schema della classificazione dei rifiuti radioattivi secondo IAEA

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

In Italia la GSG-1 è stata recepita attraverso la pubblicazione del Decreto interministeriale del 7 agosto 2015 contenente la nuova classificazione dei rifiuti radioattivi che integra e sostituisce quanto riportato nella precedente Guida Tecnica ENEA DISP n.26.

L'obiettivo finale della gestione è quello di ottenere dei manufatti idonei allo stoccaggio, al trasporto e allo smaltimento nei siti individuati, garantendo in ogni fase la sicurezza dell'uomo e dell'ambiente.

La definizione della strategia di gestione dei rifiuti radioattivi dipende in primo luogo da vari fattori, tra i quali:

- politica nazionale di gestione dei rifiuti radioattivi;
- criteri di accettazione al deposito di smaltimento;
- quadro legislativo e tecnico nazionale e internazionale;
- impatto ambientale;
- fattori sociali, tecnici ed economici.

In seguito, la scelta dei processi di trattamento che portano dal rifiuto grezzo al manufatto finale dipende da ulteriori fattori, tra i quali:

- inventario dei rifiuti da gestire: quantità, stato fisico e natura e caratteristiche del materiale;
- presenza e grado di attivazione e/o contaminazione e tipologia di radionuclidi;
- composizione chimica e presenza di elementi tossici o pericolosi;
- disponibilità di risorse, tecnologie, impianti di trattamento, personale;
- valutazioni volte alla massimizzazione di riciclo e riutilizzo e minimizzazione di produzione di rifiuti radioattivi.

Le metodologie e le tecnologie di trattamento sono scelte di volta in volta a seguito di una analisi multi-fattore che consente di ottimizzare le procedure massimizzando i benefici e riducendo rischi e costi.

Le tecniche di seguito descritte quindi, possono essere adottate per il trattamento e condizionamento di diverse categorie di rifiuto, VLLW, LLW, ILW ma devono essere adattate e commisurate al rischio radiologico che ognuna delle categorie comporta prevedendo ad esempio:

- schermature aggiuntive per ridurre le dosi al personale;
- utilizzo di macchinari o tecnologie particolari (decontaminabili, resistenti a corrosione ecc.);
- remotizzazione di alcune operazioni;
- confinamenti, tenuta e ventilazione idonei;
- utilizzo di contenitori idonei per stoccaggio, trasporto e smaltimento.

Allo stesso modo il manufatto finale prodotto, in base alla classificazione, deve garantire i requisiti per esso definiti dalla normativa del Paese in cui sono prodotti.

Un discorso a parte riguarda invece la gestione degli HLW (High Level Waste), ossia del combustibile irraggiato tal quale o dei residui derivanti dal suo riprocessamento.

In generale le fasi di gestione dei rifiuti radioattivi si possono ripartire in quattro gruppi: Pretrattamento, Trattamento, Condizionamento e Caratterizzazione.

2-2.1.1 Pretrattamento

Il pretrattamento comprende tutte le operazioni che si svolgono prima della fase di trattamento del rifiuto radioattivo e sono di seguito elencate.

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

Raccolta in contenitori

Il rifiuto, sia all'atto della sua generazione, che nelle fasi successive viene raccolto in contenitori idonei a garantirne la gestione sicurezza.

Cernita o sorting

La cernita è l'operazione che consente di separare il flusso di rifiuti in più correnti diverse, sulla base delle differenze dal punto di vista radiologico, fisico o chimico, per avviare ognuna di esse al trattamento adeguato.

Correzione chimica

La correzione chimica è una attività di preparazione del rifiuto mirata a rendere le sue caratteristiche chimiche compatibili con i trattamenti successivi.

Decontaminazione

La decontaminazione consente di rimuovere parte di materiale contaminato ai fini di ridurre il volume di rifiuto, facilitare le fasi successive di trattamento, consentire il rilascio di materiale senza vincoli radiologici. Le tecniche di decontaminazione sono molteplici e la scelta della più adatta dipende dal tipo di materiale da decontaminare, dalla profondità e dal tipo di contaminazione, dalla gestione dei rifiuti secondari, dalla preparazione richiesta per i materiali da sottoporre a decontaminazione, dai costi risparmiati dalla riclassificazione del rifiuto dopo decontaminazione.

Le principali tecniche di decontaminazione sono la decontaminazione meccanica e la decontaminazione chimica.

Stoccaggio per decadimento

Lo stoccaggio per decadimento può essere assimilato ad un pretrattamento. Generalmente è adottato quando i radionuclidi a breve vita sono dominanti nell'inventario della radioattività.

2-2.1.2 Trattamento

Il trattamento comprende tutte le operazioni che, mediante l'applicazione di processi fisici, chimici e/o meccanici, modificano la forma fisica e/o la composizione chimica dei rifiuti radioattivi con l'obiettivo principale di operare una riduzione del volume e una rimozione dei radionuclidi dai rifiuti e/o di preparare i rifiuti radioattivi alla successiva fase di condizionamento. Le operazioni sono di seguito elencate e descritte.

Trattamento per riduzione di volume

Il trattamento per riduzione di volume comprende varie tecniche, principalmente di tipo meccanico e fisico, che consentono di ridurre i volumi dei rifiuti di partenza. Di seguito sono elencate le principali tecniche utilizzate in campo nucleare.

Taglio/Demolizione

Le Tecniche di taglio e demolizione sono utilizzate efficacemente per trattare il rifiuto favorendone l'inserimento nei contenitori e riducendo i volumi di manufatti finali prodotti. Tra le tecniche disponibili si citano le seguenti (Figura 12).

- Tecniche di taglio meccanico: sono facili da realizzare, generano residui di scarto di dimensioni facili da poter essere gestiti.
- Tecniche termiche: di solito realizzabili per piccole apparecchiature, richiedono filtraggio dell'aria e controllo della contaminazione dovuta ad aerosol, e questo le rende inadatte per l'applicazione in alcune aree contaminate.
- Tecniche di taglio idrauliche (idrolaser): sono di facile utilizzo e realizzazione ma richiedono la gestione di una notevole quantità di acqua contaminata.

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

- Tecniche di demolizione e frammentazione: indicate nel trattamento di materiali cementizi. Le macchine da demolizione sono disponibili in commercio e possono essere utilizzate anche in ambito nucleare, con i dovuti accorgimenti.

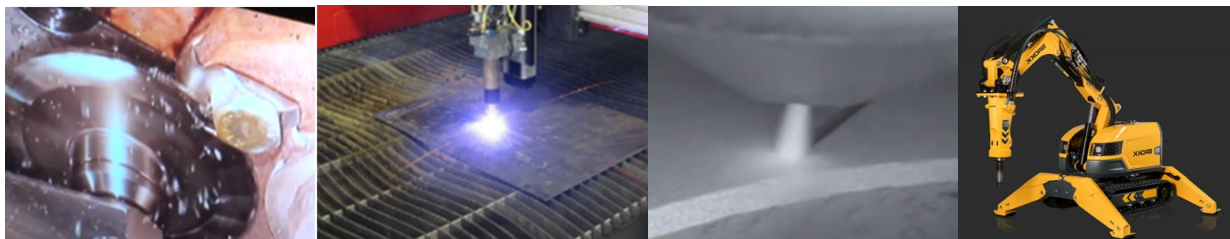


Figura 12: Taglio meccanico, Taglio termico, Idrolaser, Macchina da demolizione (fonte Rams Sogin; www.brokk.com)

Compattazione/Supercompattazione

La compactazione e la supercompactazione sono tecniche utilizzate per la riduzione di volume dei rifiuti comprimibili, ad esempio i rifiuti da esercizio e manutenzione degli impianti (tute, guanti, stracci), filtri ecc.

Nella supercompactazione (Figura 13) è utilizzata una pressa idraulica per comprimere verticalmente i fusti metallici da 220 litri contenenti rifiuti radioattivi.

I vantaggi di questa tecnica sono: buon rapporto costi/benefici, ridotte esigenze di cernita dei materiali e la disponibilità di impianti fissi e mobili in Italia.

Di contro, gli svantaggi principali sono la limitata riduzione di volume (massimo 5:1) e la possibilità di applicazione solamente nel caso di materiali solidi secchi.

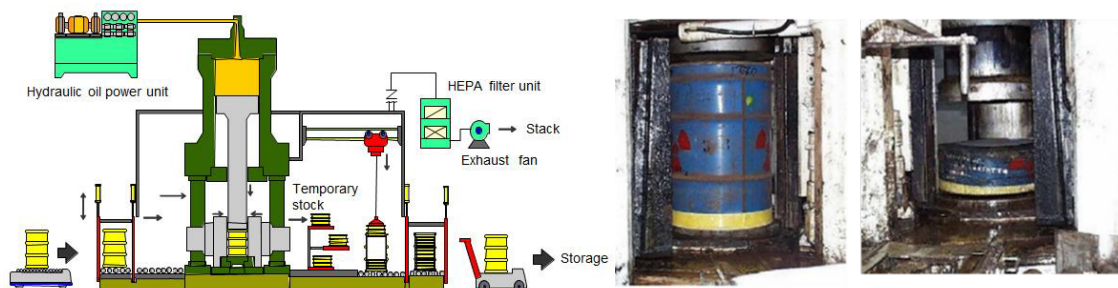


Figura 13: Processo di Supercompactazione – Schema di impianto (JAEA, FONTJINE-GROTNER, Waste Management vol.12 , Pergamon Press 1992) e immagini (Schema del processo di incenerimento, fonte RAMS Sogin)

Incenerimento

L'incenerimento è un processo applicabile a rifiuti solidi e liquidi inceneribili.

I principali vantaggi di questa tecnica sono l'elevata riduzione della massa di rifiuto (fino a 30:1) e la generazione di residui praticamente inerti dal punto di vista chimico.

Gli svantaggi sono l'incremento della concentrazione di radioattività (Bq/g) nei residui da gestire, la necessità di cernita dei materiali da trattare, un costo maggiore rispetto ad altri metodi, la possibilità di "cross-contamination" e l'indisponibilità di impianti in Italia.

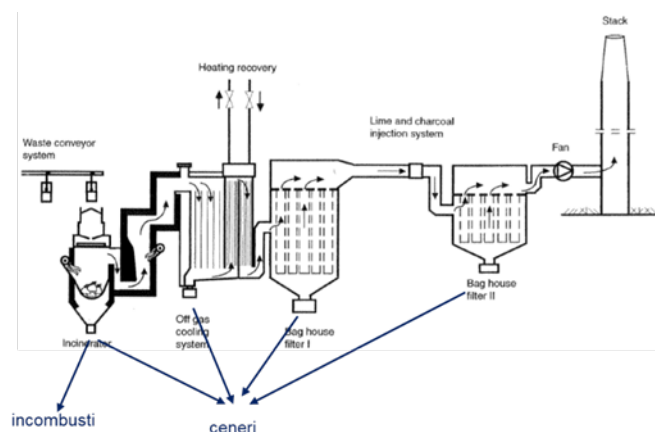


Figura 14: Schema del processo di incenerimento (fonte RAMS Sogin)

Evaporazione

È un trattamento applicato su rifiuti liquidi acquosi a attività molto bassa, bassa e media; i liquidi vengono raccolti nell'evaporatore, dove avviene il processo, e la radioattività presente nel liquido di partenza viene concentrata nel residuo dell'evaporazione.

Trattamento per Rimozione Attività

I trattamenti di rimozione di attività consentono di concentrare i radionuclidi in una porzione minore di materiale e di poter rilasciare la restante parte senza vincoli radiologici. Le tecniche principali sono descritte di seguito.

- **Fusione**: la rimozione attività per fusione è un processo applicato ai materiali metallici contaminati, per consentire di separare la parte contaminata da quella rilasciabile senza vincoli radiologici, con l'obiettivo di riciclare gran parte del materiale in attività convenzionali (fino al 95% dei materiali iniziali); la radioattività, al termine del processo, resta concentrata in residui che generalmente ritornano al sito di origine dei rifiuti radioattivi. Uno dei vantaggi principali è quindi quello che i metalli recuperati sono riciclati in modo convenzionale. Oggi non è presente in Italia tale tipologia di impianti.
- **Rimozione chimica**: la rimozione chimica prevede l'utilizzo di materiali che consentono la separazione per via chimica dei radionuclidi da un rifiuto di partenza. Un esempio è dato dalle resine a scambio ionico utilizzate per la rimozione di radionuclidi da rifiuti acquosi, come l'acqua delle piscine di raffreddamento del combustibile irraggiato.
- **Filtrazione**: La filtrazione consente di separare la radioattività contenuta in corpi solidi in sospensione nei rifiuti liquidi torbidi, tramite separazione meccanica delle due fasi.
- **Trattamento per Cambio Composizione**: Il cambio di composizione è un metodo di trattamento che porta alla produzione di un rifiuto diverso da quello di partenza. La tecnica maggiormente diffusa è l'adsorbimento in polimeri; è una tecnica indicata tipicamente per l'adsorbimento di rifiuti liquidi organici in matrici di materiale polimerico. Tale rifiuto può essere eventualmente trattato per incenerimento.

2-2.1.3 Caratterizzazione

La caratterizzazione è l'insieme delle attività volte a definire le caratteristiche chimiche, fisiche, meccaniche e radiologiche di un rifiuto radioattivo per stabilire il processo di trattamento e condizionamento più idoneo e permettere un'ottimizzazione nei processi di gestione, nonché la corretta classificazione del rifiuto.

In particolare, la caratterizzazione radiologica consente di determinare la quantità e la tipologia di radionuclidi presenti e la loro distribuzione all'interno e sulla superficie del rifiuto. Le principali tecniche sono:

- Tecniche Distruttive (DA)- Le tecniche distruttive sono adottate per la misura della concentrazione dei radionuclidi HTMR (Hard To Measure Radionuclides), radionuclidi difficilmente rivelabili. Sono tecniche intrusive, richiedono tempi di analisi lunghi e producono più rifiuti secondari rispetto alla caratterizzazione non distruttiva. Tra le tecniche distruttive rientrano la spettroscopia alfa e la scintillazione liquida.
- Tecniche Non Distruttive (NDA) - Le tecniche non distruttive sono adottate per la misura dei radionuclidi che possono essere analizzati direttamente, senza dover compromettere o alterare il rifiuto. Tra le tecniche NDA più diffuse si citano la spettroscopia gamma e le tecniche neutroniche.
- Fattori di correlazione - è un metodo indiretto per la determinazione della concentrazione di radionuclidi HTMR a partire da misure NDA su radionuclidi chiave.
- Analisi storica dati e software di simulazione.

La caratterizzazione chimica-fisica-biologica e dei materiali consente di determinare tutte le caratteristiche del rifiuto diverse da quelle radiologiche; si distinguono in:

- Tecniche distruttive: comprendono tutte le tecniche per cui è necessario alterare la matrice del rifiuto per effettuare analisi di laboratorio.
- Tecniche non distruttive: sono tecniche non invasive per la valutazione di dimensioni, caratteristiche geometriche, condizioni fisiche e integrità strutturale del materiale (ultrasuoni, magnetoscopia, ispezione visiva ecc.).

2-2.1.4 Condizionamento

Il condizionamento è il processo effettuato sul rifiuto radioattivo allo scopo di produrre un manufatto idoneo alla movimentazione, al trasporto, allo stoccaggio temporaneo e al conferimento all'impianto di smaltimento con l'obiettivo di minimizzare i rischi connessi al trasferimento di radionuclidi e di sostanze tossiche dai rifiuti all'ambiente. Queste operazioni possono includere la conversione del rifiuto in una forma solida e stabile tramite l'utilizzo di una matrice (es. malta cementizia) e l'inserimento in un contenitore di adeguate caratteristiche.

Immobilizzazione con malta

Il condizionamento tramite immobilizzazione con malta prevede che il rifiuto sia convertito in una forma stabile e solida tramite l'utilizzo di una malta che può essere cementizia o di altra natura.

Il condizionamento può essere di tipo omogeneo o eterogeneo (Figura 15).

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE



Figura 15: Condizionamento eterogeneo ed omogeneo in matrice cementizia

- Condizionamento Omogeneo - Il condizionamento omogeneo si ha quando un rifiuto liquido o polverulento è uniformemente miscelato con malta, ed ogni porzione di matrice presenta le stesse caratteristiche. Per i rifiuti a bassa e media attività, la matrice più usata è un particolare tipo di cemento mentre per i rifiuti ad alta attività e significativa emissione di calore, la matrice più usata è un particolare tipo di vetro, il vetro borosilicato.
- Condizionamento Eterogeneo - Nel condizionamento eterogeneo il processo di immobilizzazione di rifiuti solidi avviene mediante l'applicazione di una matrice fluida. Il tipico condizionamento eterogeneo è quello della cementazione dei fusti di rifiuto comprimibile supercompattati (detti "pizze") all'interno di contenitori overpack.

Inserimento in contenitori speciali

L'inserimento in contenitori speciali è un tipo di condizionamento eterogeneo che non prevede l'utilizzo di una matrice fluida per l'immobilizzazione del rifiuto. È utilizzato per il condizionamento di rifiuti solidi secchi di media attività, allo scopo di poter in futuro recuperare ed eventualmente ritrattare il rifiuto prima dello smaltimento in depositi geologici, alla luce delle nuove tecniche e riferimenti normativi disponibili.

In questo tipo di condizionamento le garanzie di sicurezza, stabilità e confinamento dei radionuclidi sono assicurate dal contenitore stesso.

2-2.2 Stato del decommissioning

Secondo l'Agencia Internazionale dell'Energia Atomica, al marzo del 2024, risultano nello stato di *permanent shutdown*^j n.209 reattori^k. Nella Figura 16 e nella Figura 17 è indicato il numero di reattori che risultano aver cessato definitivamente le attività, suddivisi rispettivamente per tipologia e per area geografica.

Di questi 209 reattori, alcuni risultano già smantellati (si veda Tabella 5), altri sono in fase di smantellamento, altri ancora risultano in attesa dell'inizio delle attività di decommissioning. Ciò è dovuto essenzialmente a scelte politiche, di opportunità

^j Espressione utilizzata in ambito internazionale per indicare lo status di un reattore nucleare di potenza quando la proprietà dichiara ufficialmente che esso è "fuori esercizio" commerciale, ossia spento permanentemente senza alcuna intenzione di riavviarlo. Se presso una centrale nucleare sono installate più unità lo shutdown permanente può riferirsi anche soltanto ad uno o alcuni reattori.

^k Fonte IAEA PRIS – Power Reactor Information System

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

economica, o alle tempistiche specifiche dell'autorità di regolamentazione nucleari dei singoli Paesi per quanto attiene alla revoca della licenza di esercizio e la conseguente approvazione al piano di smantellamento.

Tempi e modalità di “decommissioning” dipendono da molteplici fattori tra loro interdipendenti, quali la tipologia di impianto, la normativa vigente nel Paese di installazione, la disponibilità di fondi accantonati per finanziare il decommissioning, la necessità di destinare l'area ad altri usi nucleari e non.

In base a questi fattori si individuano diverse strategie di smantellamento degli impianti nucleari di potenza.

In sede IAEA sono state proposte tre strategie:

- I. Immediate dismantling: le attività di smantellamento iniziano subito dopo la cessazione dell'esercizio (*shutdown*) o comunque a valle di un periodo di transizione necessario alla implementazione e alla preparazione della strategia di decommissioning e terminano con il rilascio del sito privo di vincoli radiologici solo se destinato ad usi non nucleari (il cosiddetto green field)¹.
- II. Deferred dismantling: lo smantellamento viene posticipato a partire dalla cessazione dell'esercizio e può durare alcuni decenni; in questo periodo l'impianto viene posto in custodia protettiva passiva (*safestore*) e soggetto a sorveglianza per il mantenimento dei livelli di sicurezza prefissati. In questo intervallo di tempo si procede a ridurre e a circoscrivere il termine sorgente delle radiazioni attraverso l'allontanamento del combustibile irraggiato e lo smantellamento di parti di impianto debolmente contaminate o convenzionali, se non più utilizzate, a partire da quelle di più facile accesso^m. L'edificio reattore, in cui resta confinata la parte più significativa del termine sorgente, viene posto in condizioni di sicurezza e mantenuto in questo stato fino ad alcuni decenni. Il decadimento naturale riduce la quantità di materiali radioattivi da trattare nella fase finale dello smantellamento.
- III. Entombment: le strutture, i sistemi e i componenti radioattivi sono confinati in una struttura (generalmente l'edificio di contenimento del reattore appositamente modificato). La struttura risultante è poi sottoposta a un programma di manutenzione e sorveglianza con criteri analoghi a quelli dei depositi di superficie o sub superficiali, ovvero dovrà essere conforme agli standard di sicurezza sviluppati dall'IAEA e svolgere la funzione d'isolamento dall'ambiente e dalla biosfera dei rifiuti e dei materiali radioattivi ivi stoccati in tutte le fasi caratteristiche della sua vita operativa.

Per i dettagli sull'implementazione di queste strategie si rimanda all'Allegato A - *Documento Tecnico di Approfondimento*.

¹ Nella maggioranza dei casi, un sito già precedentemente autorizzato ad ospitare attività nucleari, al termine della dismissione di tutte o parte di tali attività, tende ad essere riutilizzato in tale ambito. In tal caso la normativa vigente fissa i criteri per i quali nel sito può essere ancora presente della radioattività dovuta alla storia pregressa. In tal caso lo stato raggiunto dopo il decommissioning è il cosiddetto 'brownfield'.

^m Questo modo di procedere è in genere indicato con l'acronimo POCO – Post Operational Clean out.

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

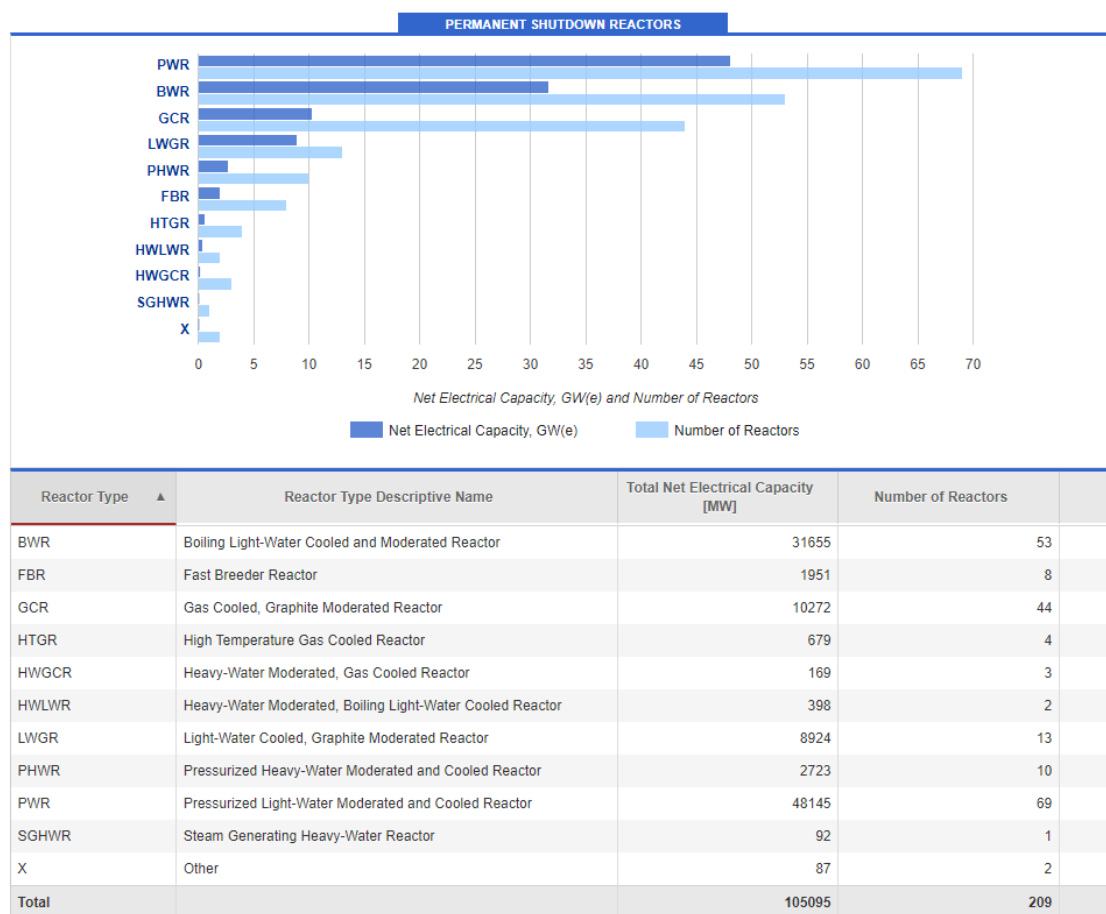


Figura 16: Reattori che hanno cessato definitivamente la produzione commerciale, suddivisi per tipologia (FONTE: <https://pris.iaea.org/PRIS/home.aspx>).

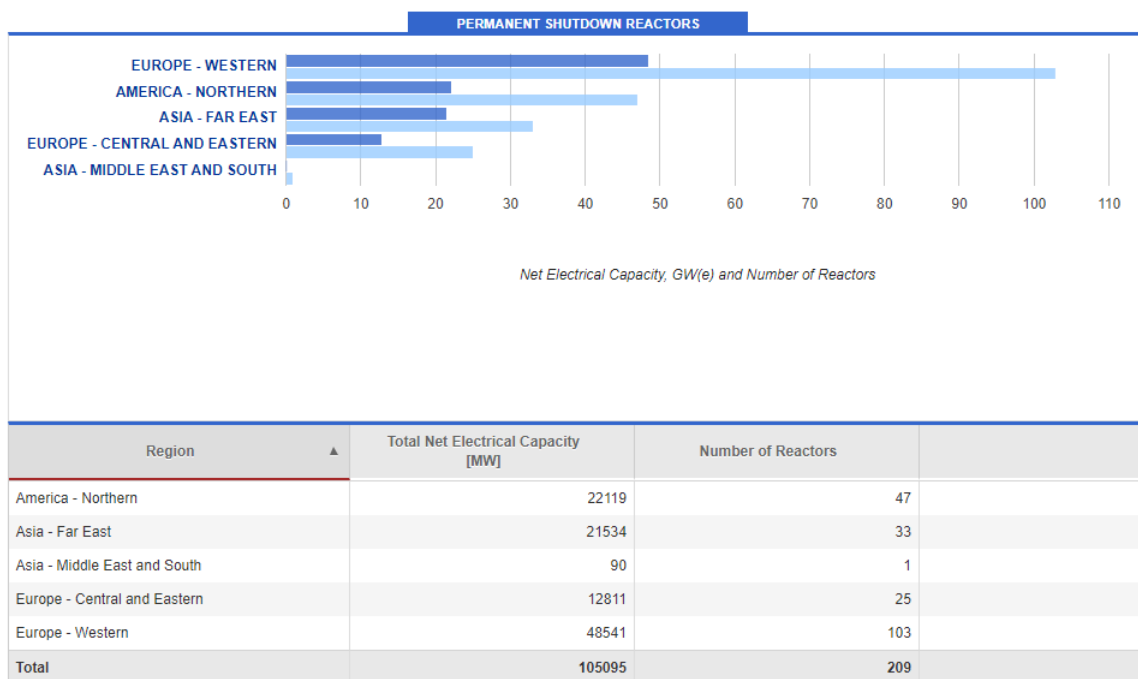


Figura 17: Reattori che hanno cessato definitivamente la produzione commerciale, suddivisi per macroaree geografiche (fonte: <https://pris.iaea.org/PRIS/home.aspx>).

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

Tabella 5: Impianti elettronucleari completamente smantellati al 2020, fonte: IAEA

Nome/Localtà	Paese	Dati impianto
Germany		
Niederaichbach		HWGCR — 100 MWe
HDR Grosswelzheim		BWR — 25 MWe
VAK Kahl		BWR — 15 MWe
Japan		
JPDR		BWR demonstration — 12 MWe
Switzerland		
Lucens		HWGCR experimental — 6 MWe
USA		
Shippingport		PWR demonstration — 60 MWe
Elk River		BWR — 22 MWe
Bonus		BWR prototype — 17 MWe
Hallam		Sodium/graphite demonstration — 75 MWe
Pathfinder		BWR prototype — 59 MWe
Carolinas–Virginia Tube (CVTR/PARR)		PHWR prototype — 17 MWe
Saxton		PWR — 3 MWe
Big Rock Point		BWR — 67 MWe
Haddam Neck (Connecticut Yankee)		PWR — 560 MWe
Fort St Vrain		HTGR — 33 MWe
Yankee (Rowe)		PWR — 167 MWe
Maine Yankee		PWR — 860 MWe
Rancho Seco-1		PWR — 873 MWe
Shoreham		BWR — 820 MWe
Trojan		PWR — 1095 MWe

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

2-2.2.1 Depositi









Le modalità di smaltimento dei rifiuti radioattivi individuate dalla IAEA ed implementate dagli Stati sono quattro:

- depositi di superficie, trincea (landfill) per rifiuti a bassissima attività (VLLW);
- depositi sub-superficiali (cosiddetti near surface) per rifiuti a bassa attività (LLW);
- deposito a profondità intermedia o shallow facility (50÷200 m) in formazioni rocciose sia 'dure' (ad es. granito) che argillose;
- deposito geologico (profondità ≥ 500 m), in rocce sedimentarie (argilliti), sedimentarie e rocce dure (granito e bentoniti), oppure in formazioni saline (evaporite host rock).

2-2.2.1.1 Depositi superficiali e sub-superficiali

I depositi superficiali sono principalmente rappresentati da sistemi di smaltimenti in trincea. In Tabella 6 sono riportati alcuni esempi.

Tabella 6: Depositi di smaltimento in trincea per rifiuti ad attività molto bassa

Paese (operatore)	Sito	Status (data)
 Francia (ANDRA)	Morvilliers	Esercizio (2003)
 Lituania (RATA)	Ignalina	Esercizio (2012)
 Regno Unito (NDA)	Clifton Marsh	Esercizio
 Regno Unito (NDA)	Lillyhall	Esercizio
 Regno Unito (NDA)	Kings Cliffe	Esercizio
 Spagna (ENRESA)	El Cabril	Esercizio
 Slovacchia (JAVYS)	Mochovce	Esercizio (2001)
 Svezia (SKB)	Forsmark	Esercizio (2009)

Per quanto riguarda i depositi sub-superficiali possiamo distinguere tra depositi in prossimità della superficie e depositi in caverna e sono utilizzati per lo smaltimento dei rifiuti a bassa attività e per i rifiuti a media attività a vita breve. Sono dotati di barriere ingegnerizzate. Questo è spesso definito un concetto "multi-barriera", in cui gli imballaggi dei rifiuti, il deposito ingegnerizzato e la geologia forniscono tutte barriere per impedire ai radionuclidi di raggiungere gli esseri umani e l'ambiente. Nella tabella seguente alcuni esempi:

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

Tabella 7: depositi di smaltimento per rifiuti di bassa attività e media attività a vita breve sia superficiali che in caverna

Paese (operatore)	Sito	Status (data)
 Belgio (ONDRAF/NIRAS)	Dessel	Autorizzato -2023
 Bulgaria (SERAW)	Radiana	Costruzione -2017
 Francia (ANDRA)	La Manche	Contr. Istit. (2003)
 Francia (ANDRA)	L'Aube	Esercizio (1992)
 Lituania (RATA)	Ignalina	Costruzione -2015
 Regno Unito (LLWR Ltd.)	Drigg	Esercizio (1959)
 Rep. Ceca (SÚRAO)	Dukovany	Esercizio (1995)
 Romania (ANDR)	Saligny	Costruzione -2015
 Slovacchia (JAVÝS)	Mochovce	Esercizio (2001)
 Spagna (ENRESA)	El Cabril	Esercizio (1992)
 Giappone (NUMO)	Rokkasho	Esercizio (1992)
 Sud Corea	Wolsong	Costruzione (2015)
 USA (DoE)	Fernald (Ohio)	Esercizio
 Regno Unito (LLWR Ltd.)	Dounreay	Esercizio
 Svezia (SKB)	Forsmark	Esercizio (2009)
 Finlandia (Posiva)	Olkiluoto	Esercizio (1992)

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

2-2.2.1.2 Depositi profondi o geologici

I lunghi tempi durante i quali alcuni rifiuti rimangono radioattivi hanno portato all'idea di uno smaltimento profondo in depositi sotterranei in formazioni geologiche stabili. L'isolamento è garantito da una combinazione di barriere artificiali e naturali (roccia, sale, argilla) e alle generazioni future non viene trasmesso alcun obbligo di manutenzione attiva della struttura. Questo è spesso definito un concetto "multi-barriera", in cui gli imballaggi dei rifiuti, il deposito ingegnerizzato e la geologia forniscono tutte barriere per impedire ai radionuclidi di raggiungere gli esseri umani e l'ambiente. Inoltre, le acque sotterranee profonde sono generalmente prive di ossigeno, riducendo al minimo la possibilità di mobilitazione chimica dei rifiuti. Lo smaltimento in strati geologici profondi è l'opzione preferita per la gestione dei rifiuti nucleari nella maggior parte dei paesi, tra cui Argentina, Australia, Belgio, Canada, Repubblica Ceca, Finlandia, Francia, Giappone, Paesi Bassi, Repubblica di Corea, Russia, Spagna, Svezia, Svizzera, Regno Unito e gli Stati Uniti. L'unico deposito geologico profondo appositamente costruito che è attualmente autorizzato per lo smaltimento di materiale nucleare è il Waste Isolation Pilot Plant (WIPP) negli Stati Uniti, ma non dispone di una licenza per lo smaltimento del combustibile irraggiato. I piani per lo smaltimento del combustibile esausto sono particolarmente avanzati in Finlandia, così come in Svezia, Francia e Stati Uniti, anche se negli Stati Uniti si sono registrati ritardi politici. In Canada e nel Regno Unito è stato scelto lo smaltimento in profondità e sono iniziati i processi di selezione del sito.

Tabella 8: depositi geologici costruzione in corso

Posizione	Data di messa in servizio	Responsabile dell'Organizzazione	Fase del processo
Onkalo, Finlandia	2024	<u>Posiva</u>	Costruzione in corso. Domanda di licenza per l'esercizio in corso di revisione.

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

Tabella 9: depositi geologici progetti pianificati con sito selezionato

Posizione	Data di messa in servizio	Responsabile dell'Organizzazione	Fase del processo
Francia, Cigeo	2035	<u>ANDRA</u>	Nel luglio 2022 la Gazzetta ufficiale francese ha pubblicato il decreto che riconosce la pubblica utilità di Cigéo. Licenza di costruzione presentata a gennaio 2023.
Russia, Krasnojarsk	da confermare	<u>NORWM</u>	Laboratorio di ricerca sotterraneo in costruzione. La costruzione della DGR inizierà dopo il periodo di ricerca.
Svezia, Forsmark	2030-2032	<u>SKB</u>	Domanda di licenza per la costruzione approvata a settembre 2022.
Svizzera, Nördlich Lägern	2060	<u>Nucleare svizzero</u>	Domande generali di autorizzazione da presentare al governo federale nel 2024. Approvazione, prevista intorno al 2030, soggetta a referendum facoltativo.

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

Tabella 10: depositi geologici - progetti proposti

Posizione	Data di messa in servizio	Responsabile dell'Organizzazione	Fase del processo
Canada	2040+	<u>NWMO</u>	Selezione del sito entro la fine del 2024, due siti allo studio. Licenza di costruzione entro il 2032.
Cina	2050+	<u>CNNC</u>	Processo di costruzione dell'URL per testare l'idoneità della regione di Besuha. In caso di successo, entro il 2050 verrà costruito un deposito sotterraneo vicino al laboratorio.
Repubblica Ceca	2065	<u>SÚRAO</u>	Selezione del sito entro il 2030.
Germania	2050	<u>BGR</u>	Selezione del sito entro il 2031.
Ungheria	2030	PURAM	Si prevede che il processo di selezione del sito sarà completato entro il 2032.
India	da confermare	<u>AEC</u>	I piani si concentrano sulla regione del Rajasthan nord-occidentale
Giappone	2035	<u>NUMERO</u>	Selezione del sito in corso nella prefettura di Hokkaido (città di Suttu o villaggio di Kamoenai). Si prevede che sarà completato entro il 2025.
Slovacchia	da confermare	<u>JAVYS</u>	Due siti sono sottoposti a indagini dettagliate sul sito, che dovrebbero essere completate nel 2023.
Regno Unito	2040	<u>NDA</u>	La selezione dei siti in Inghilterra o Galles è stata avviata nel 2018.
Stati Uniti d'America	Sospeso	<u>USA DOE</u>	Una soluzione per lo smaltimento permanente del combustibile nucleare esaurito (SNF) negli Stati Uniti è attualmente in fase di stallo.

2-2.3 Il nucleare di nuova generazione la gestione dei rifiuti radioattivi, il decommissioning e il ciclo del combustibile

I reattori nucleari di potenza, attualmente, sono utilizzati per la fornitura di energia elettronucleare fatta eccezione, laddove applicabile, di un utilizzo secondario per il riscaldamento.

Sono esclusi da questo computo circa 150 unità di potenza utilizzate per la propulsione e per l'alimentazione dei servizi di bordo di unità di superficie e battelli sottomarini militari.

Le unità di potenza in esercizio commerciale appartengono alla «cosiddette» II e III Generazione. Si tratta in prevalenza di reattori termici moderati e refrigerati ad acqua leggera (BWR, PWR e varianti), moderati ad acqua pesante e refrigerati ad acqua leggera (PHWR/CANDU) oppure moderati a grafite e refrigerati a gas (alcuni esemplari in esercizio in UK – reattori AGR – e in Cina, i nuovi HTGR – HTR-PM). Sono ancora operativi alcuni esemplari di RBMK.

Sono in tutto 414 i reattori di potenza in esercizio e 57 quelli in costruzione (dati IAEA PRISⁿ del 08/03/2024) e di questi, 55 rientrano nella III Gen/III Gen+.

La suddivisione in “Generazioni”, Figura 18, dei reattori che equipaggiano gli impianti elettronucleari è da considerarsi puramente convenzionale, soprattutto perché il confine tra una generazione e l'altra non è sempre netto. Ciò è facilmente verificabile se si considerano criteri come:

- taglia dell'impianto: grande taglia^o con potenza elettrica netta $P_{e,N} > 400 \text{ MW}_e$, piccola taglia con $10 < P_{e,N} < 400 \text{ MW}_e$, micro-reattori $P_{e,N} < 10 \text{ MW}_e$;
- utilizzo: sola produzione elettrica (ad esempio, impianto che alimenta la rete elettrica nazionale), produzione elettrica in abbinamento ad usi specifici, produzione elettrica e fornitura di calore di processo^p, fornitura di sola energia termica o possibili combinazioni delle precedenti modalità;
- modalità di costruzione: in riferimento in particolare ai principali componenti di impianto si può seguire un approccio tradizionale, con fabbricazione in officina dei grandi componenti ed assemblaggio in sito, una fabbricazione e un pre-assemblaggio in officina, fabbricazione e assemblaggio in officina;
- spettro neutronico: fissione con neutroni 'lenti' o con neutroni veloci^q;
- temperatura di esercizio (la temperatura del refrigerante in uscita dal nocciolo, da cui dipende il rendimento termodinamico dell'impianto e le possibili

ⁿ <https://pris.iaea.org/pris/Home.aspx>

^o In realtà i reattori di grande taglia proposti oggi sul mercato hanno potenze elettriche nominali comprese tra i 1100 e 1700 MW_e.

^p I reattori in corso di sviluppo che, convenzionalmente, ricadono nella cosiddetta IV Gen, assieme ad alcune tipologie di SMR, sono invece concepiti non solo per fornire energia elettrica ma anche per consentire la «penetrazione» dell'energia nucleare in altri mercati/settori industriali.

^q Si veda la successiva Nota 19.

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

applicazioni industriali qualora il reattore fosse utilizzato per la fornitura di calore di processo).



Figura 18: Sinottico dell'evoluzione dei reattori di potenza (fonte: <https://www.gen-4.org/gif/>). I rettangoli rossi indentificano a sinistra i modelli di reattori avanzati in fase avanzata di sviluppo o in costruzione e destra le sei famiglie di reattori identificate dal Generation 4 International Forum GIF.

Ha quindi maggior significato indicare come “reattori avanzati” qualsiasi tipologia di reattore di potenza che si discosti dalle caratteristiche dei reattori di grande taglia refrigerati ad acqua, che oggi costituiscono la maggior parte dei reattori in esercizio o in costruzione nel mondo. Sono state individuate 6 principali famiglie di reattori avanzati (Figura 18), che non vanno confuse con il concetto di “SMR” ossia di reattore di potenza modulare di piccola taglia, che invece rappresenta un differente approccio all'industria elettronucleare basato non su, relativamente complesse, unità di elevata potenza ma su unità più piccole, con un'architettura, sostanzialmente, più semplice, da installare a gruppi in un unico sito, o in poche unità a seconda delle esigenze di una specifica area. A differenza dei reattori di grande taglia, gli SMR farebbero ricorso alla produzione in serie e alla standardizzazione, non solo dei componenti, ma anche delle procedure di licensing. Il concetto di SMR si interseca con le famiglie di reattori individuate dal GIF^r, integrato da una numerosa serie di progetti basati ancora sulla comprovata tecnologia dei reattori ad acqua leggera. La Tabella 11 offre una sintesi dei reattori avanzati, ordinati per caratteristiche dello spettro neutronico e per tipo di refrigerante^s. Reattori

^r <https://www.gen-4.org/gif/>

^s Il tipo di refrigerante influenza le caratteristiche chiave di un reattore come la temperatura operativa, la pressione, i materiali nonché la progettazione delle parti di impianto che dovranno essere con esso compatibili. Lo spettro dei neutroni si riferisce all'energia

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

avanzati di grande taglia sono comunque in fase di R&D in diversi paesi. In tutto si stima che siano oltre un centinaio i progetti di reattori avanzati di cui, secondo le stime IAEA^t, almeno 80 riguardano gli SMR e i cosiddetti Micro Reattori Modulari (MMR).

Per la maggior parte dei progetti, il livello di maturità tecnologica è basso e molte sono ancora le sfide chiave per il loro sviluppo prima che siano pronti per la commercializzazione.

Tabella 11: reattori di nuova generazione per refrigerante e spettro neutronico

Refrigerante	Reattori a spettro neutronico termico*	Reattori a spettro neutronico veloce**
Acqua	LW-SMR - Small Modular Reactor	-
Elio	HTGR – High Temperature Gas-cooled Reactor VHTR – Very high Temperature Reactor	GFR - Gas-cooled Fast Reactor
Metallo liquido	-	SFR -Sodium-cooled Fast Reactor LFR -Lead Cooled Fast Reactor
Sali fusi	FHT - Fluoride-cooled High Temperature Reactor MSR-Fluoride - Molten Salt Reactor Fluoride	MSR-Chloride – Molten Salt Reactor-Chloride
*utilizzano neutroni a bassa energia **utilizzano neutroni ad alta energia		

Gli Small Modular Reactor ad acqua leggera sono sostanzialmente dei reattori a spettro termico di piccola taglia con un elevato grado di sicurezza passiva. Comprendono impianti con una capacità di generazione elettrica inferiore a 300 MWe per un singolo modulo. Utilizzano combustibile a composizione ed arricchimento simile ai PWR di grande taglia. Esistono molti progetti di SMR ad acqua leggera, alcuni dei quali sono già in costruzione (ad esempio il CAREM), sebbene con la funzionalità di impianto pilota. Possono essere dispiegati in svariate unità in uno stesso sito. Il vantaggio di questi reattori avanzati risiede nella similitudine con i PWR tradizionali di grande taglia, di cui sfruttano la vasta esperienza operativa ma con configurazioni più piccole e semplici, e

cinetica dei neutroni nel reattore. I neutroni prodotti dalle fissioni hanno alte energie (o velocità) e possono essere rallentati dalle collisioni con un moderatore. I reattori veloci non hanno un moderatore per rallentare l'energia dei neutroni, pertanto, in questo tipo di reattori le reazioni di fissione si verificano solo ad alte energie. I reattori termici utilizzano invece una sostanza moderatrice (moderatore) in grado di rallentare i neutroni e la maggior parte delle reazioni di fissione avvengono a bassa energia (energie cosiddette 'termiche').

^t <https://aris.iaea.org/>

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

l'uso di materiali e procedure ampiamente testati e validati. Ciò consente ai progettisti di eliminare i sistemi di sicurezza attiva e di fare affidamento su caratteristiche di sicurezza passiva per i quali è necessaria una potenza elettrica minima o nulla per attivare i sistemi di sicurezza e garantire l'asportazione di calore dal nocciolo anche per lungo tempo in caso di incidente.

La disponibilità commerciale di un reattore avanzato è essenzialmente correlata al raggiungimento delle seguenti macro-milestone:

- la disponibilità delle tecnologie dei materiali *in-vessel* ed *extra-vessel*;
- la disponibilità della catena di approvvigionamento del combustibile;
- il raggiungimento di una fase di sviluppo tale da poter progettare, licenziare, costruire e gestire un dimostratore tecnologico;
- il raggiungimento di un prototipo su scala commerciale (impianto pilota) per confermare che le prestazioni, la sicurezza, l'affidabilità e l'operabilità soddisfino i requisiti di progetto.

In letteratura sono disponibili diverse pubblicazioni in cui si analizza il livello di prontezza tecnologica dei reattori avanzati attualmente proposti. In particolare, nel presente report, si fa riferimento allo studio del M.I.T. di Boston [1], i cui risultati aggregati sono riportati nella Tabella 12.

Tabella 12: Maturità tecnologica dei reattori di nuova generazione

Maturità tecnologica	Tipo di reattore
Bassa	LFR (con combustibile in forma di nitruri), GFR, MSR (veloci) e MSR (a spettro termico con refrigerante/moderatore diverso dalla miscela di Sali di F-Li-Be).
Da Bassa a Moderata	SFR di nuova concezione, FHR, MSR a spettro termico con refrigerante/moderatore costituito da una miscela di sali di F-Li-Be), LFR (con combustibile ad ossidi misti di Uranio e Plutonio), VHTR (con temperatura di uscita del refrigerante di 900°C).
Da Moderata ad Elevata	SFR di piccola taglia (con combustibile ad ossidi misti di Uranio e Plutonio) e HTGR modulari (con temperatura di uscita del refrigerante di 750°C).

La Tabella 13 mostra i progetti di SMR che, secondo la IAEA, sono in fase più avanzata e quindi più vicini al dispiegamento.

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

Tabella 13: Progetti di _SMR in fase più avanzata (Fonte: [1])

Design	Output MW(e)	Type	Designers	Country	Status
WATER COOLED SMALL MODULAR REACTORS					
CAREM	30	PWR	CNEA	Argentina	Under construction
ACPI100	125	PWR	CNNC	China	Under construction
NUWARD	2 × 170	PWR	EDF, CEA, TA, Naval Group	France	Conceptual design
SMART	107	PWR	KAERI and K.A.CARE	Republic of Korea	Standard design approval received
KLT-40S	2 × 35	PWR in floating NPP	JSC Afrikantov OKBM	Russian Federation	In operation
RITM-200N	2 × 53	PWR	JSC Afrikantov OKBM	Russian Federation	Detail design
UK SMR	443*	PWR	Rolls-Royce and Partners	United Kingdom	Conceptual design
NuScale	6 × 77	PWR	NuScale Power Inc.	United States of America	Received US NRC certification
BWRX-300	270–290	BWR	GE-Hitachi Nuclear Energy and Hitachi GE Nuclear Energy	United States of America and Japan, Canada	Pre-licensing
HIGH TEMPERATURE GAS COOLED SMALL MODULAR REACTORS					
HTR-PM	210	HTGR	INET, Tsinghua University	China	In operation
GT-HTR300	100–300	HTGR	JAEA	Japan	Pre-licensing
Xe-100	82.5	HTGR	X-Energy LLC	United States of America	Basic design
FAST NEUTRON SPECTRUM SMALL MODULAR REACTORS					
EM ²	265	GMFR	General Atomics	United States of America	Conceptual design
MOLTEN SALT SMALL MODULAR REACTORS					
Integral MSR	195	MSR	Terrestrial Energy Inc.	Canada	Conceptual design
KP-FHR	140	Pebble bed salt cooled Reactor	KAIROS Power, LLC.	United States of America	Conceptual design
MICROREACTORS					
U-Battery	4	HTGR	Urenco	United Kingdom	Conceptual design
MMR	5–10	HTGR	Ultra Safe Nuclear Corporation	United States of America, Canada	Conceptual design
Aurora	1.5	FR	OKLO, Inc.	United States of America	Conceptual design

Note: CNEA — National Atomic Energy Commission (of Argentina); CNNC — China National Nuclear Corporation; EDF — Electricité de France; CEA — French Alternative Energies and Atomic Energy Commission; KAERI — Korea Atomic Energy Research Institute; K.A.CARE — King Abdullah City for Atomic and Renewable Energy, Saudi Arabia.

* Power rating above 300 MW but considered an SMR by the UK government.

2-2.3.1 Considerazioni sull'esercizio dei reattori di nuova generazione

La natura del refrigerante e il suo livello di radioattività e tossicità chimica sono importanti in relazione alle esigenze di esercizio e manutenzione (*Operation and Maintenance* - O&M) ed influenzano, più o meno direttamente, la produzione e la tipologia dei rifiuti radioattivi. Anche la tipologia e la quantità dei rifiuti radioattivi prodotti in seguito allo smantellamento dell'impianto a fine vita è determinata, sotto certi aspetti, dal tipo di refrigerante.

Esempi di attività O&M includono:

- a) operazioni di sostituzione del combustibile (*refueling*);
- b) manutenzione preventiva e a guasto di apparecchiature meccaniche ed elettriche, strumentazione e controllo (I&C) e impianti chimici ausiliari;
- c) pulizia/recupero da sversamenti e perdite minori;
- d) ispezione di componenti/sistemi chiave come richiesto per soddisfare requisiti e standard normativi;
- e) campionamento del refrigerante e indagini radiologiche di routine attorno alle apparecchiature dell'impianto.

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

La complessità di eseguire gli interventi di manutenzione, le ispezioni e la decontaminazione dei componenti dell'impianto incide sulla sicurezza dei lavoratori e conseguentemente anche sulla produzione di rifiuti radioattivi da esercizio (principalmente VLLW e LLW correlati ai Dispositivi di Protezione Individuale (DPI) degli operatori o alle attrezzature utilizzate).

I reattori ad alta temperatura, refrigerati ad elio e moderati a grafite HTGR possono contare su una discreta esperienza operativa (nelle due configurazioni a letto di sfere e a nocciolo ad elementi prismatici) e date le caratteristiche e la relativamente semplice architettura di impianto sono tra i reattori avanzati che, a parità di energia erogata, hanno la minore produzione di rifiuti radioattivi di esercizio. L'elio, utilizzato come refrigerante, non presenta fenomeni di attivazione.

I reattori veloci refrigerati ad elio (GFR) non sono mai stati realizzati su scala industriale per la produzione elettronucleare; esistono soltanto alcuni esemplari di piccola taglia per la ricerca.

Per quanto concerne i reattori veloci a metallo liquido e i reattori a sali fusi (sia in versione termica che veloce), la maggior parte delle problematiche di gestione, e conseguentemente di produzione di rifiuti radioattivi (sia in esercizio che in decommissioning), sono legate, come anticipato all' inizio del paragrafo, alla natura e alla composizione del refrigerante.

Alcuni refrigeranti (sodio, sali fusi, piombo) danno origine a prodotti di attivazione:

- Sodio-24, quando si impiegano il refrigerante sodio o i sali fusi contenenti sodio;
- Trizio per i sali contenenti litio;
- Polonio-210 per il piombo e lega eutettica di piombo e bismuto.

Il piombo inoltre è tossico, pertanto sono necessarie protezioni aggiuntive per i lavoratori che vi operano.

Altri refrigeranti (ad esempio i fluoruri contenenti piombo e berillio) sono chimicamente tossici e richiedono l'adozione di idonee misure di protezione dei lavoratori durante le attività di messa in servizio, in esercizio e in fase di smantellamento.

Nello specifico, i sali di fluoro a base di Litio e Berillio, utilizzati sia come refrigerante che come refrigerante e vettore del combustibile presentano tre importanti problemi operativi:

- 1) elevata temperatura di fusione (>460°C);
- 2) il componente berillio (Be) è cancerogeno;
- 3) il litio (Li), in seguito ad interazione con i neutroni, produce trizio.

Il berillio contenuto nel sale si condensa dendriticamente (BeF_2) sui punti freddi del sistema (steli delle valvole, vaschetta della pompa) e queste concrezioni dendritiche possono staccarsi facilmente ed essere trasportate nell'aria [1]. Inoltre, date le relativamente alte temperature di lavoro di un reattore a sali fusi, il trizio (che si forma dal litio) può diffondere attraverso i componenti caldi, introducendo un ulteriore

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

sorgente di contaminazione e rendendone necessario il controllo^u. I lavoratori potrebbero aver bisogno di respiratori e/o tute a tenuta per eseguire gli interventi di O&M.

I reattori refrigerati a sali fusi, sia quelli a spettro neutronico lento sia quelli a spettro veloce, sono una categoria di reattori avanzati con interessanti caratteristiche di sicurezza intrinseca e flessibilità applicativa^v; tuttavia, il fatto che il combustibile sia disciolto nei sali fusi potrebbe comportare livelli di contaminazione (e quindi di dose agli operatori) del circuito del refrigerante e dei relativi componenti (ad esempio gli scambiatori di calore) significativamente più alti rispetto ad altre tipologie di reattori avanzati. La contaminazione è dovuta principalmente alla presenza di transuranici, fissili e prodotti di fissione. Potrebbe sussistere anche un problema di attivazione nei componenti del circuito primario dovuto all'emissione di neutroni dal combustibile disperso nel refrigerante, nonché di dose agli operatori. Ciò implica l'adozione di schermature aggiuntive, il ricorso ad apparecchiature a controllo remoto e, in generale, maggiori problematiche in fase di esercizio per le esecuzioni delle ispezioni e la manutenzione dei componenti in servizio o fuori servizio (scambiatori di calore, pompe, vessel del reattore etc.). Le particolari problematiche di contaminazione ed attivazione dei componenti di impianto potrebbero influire significativamente sul decommissioning e nella gestione dei rifiuti radioattivi.

Gran parte dei reattori di nuova generazione, sebbene concettualmente più semplici rispetto ai tradizionali reattori LWR, richiedono, per contro, una specifica componentistica per la gestione del combustibile e del refrigerante. Nel primo caso, si tratta prevalentemente della componentistica per la movimentazione del combustibile all'interno del vessel che assume particolare criticità per i reattori veloci refrigerati a metallo liquido: il refrigerante non è trasparente e le apparecchiature per la movimentazione del combustibile devono operare in immersione nel metallo fuso. Nel secondo caso, sempre in riferimento ai reattori refrigerati a metallo liquido, si tratta di impianti chimici dedicati alla purificazione del refrigerante dai prodotti di attivazione quali, ad esempio, il Polonio-210 (per i reattori refrigerati con il Piombo o la lega eutettica Piombo-Bismuto), oppure per il mantenimento della temperatura del refrigerante stesso a valori ottimali (ciò vale anche per i reattori a Sali fusi), ossia a valori superiori alla temperatura di fusione, soprattutto quando la reazione nel nocciolo è arrestata. Tale componentistica andrà gestita in fase di esercizio, con la conseguente produzione di specifici rifiuti radioattivi, e costituirà essa stessa un rifiuto radioattivo in fase di decommissioning, che si andrà ad aggiungere agli altri materiali contaminati/attivati. Classificazione, quantitativi e modalità di gestione del rifiuto radioattivo restano, al momento, di difficile determinazione in quanto le esperienze di esercizio e smantellamento sono limitate e riguardano prevalentemente i reattori al Sodio.

^u Il problema può essere ovviato utilizzando sali come il fluoruro di sodio-zirconio.

^v Date le elevate temperature di uscita del refrigerante possono essere utilizzati anche per usi NON-elettrici, ossia per la fornitura di calore di processo.

2-2.3.2 Rifiuti Radioattivi e decommissioning dei reattori avanzati

Attraverso gli SMR si punta ad incrementare ulteriormente la sostenibilità dell'energia nucleare; pertanto, in questa fase di R&D, è necessario pianificare la gestione sicura del combustibile irraggiato, dei rifiuti radioattivi e orientare la progettazione per facilitare lo smantellamento degli impianti a fine vita nell'ottica della minimizzazione dei rifiuti radioattivi e dell'economia del decommissioning.

La pianificazione anticipata del ciclo del combustibile, la gestione dei rifiuti radioattivi e la progettazione dello smantellamento garantirà, durante la progettazione e la realizzazione dei reattori di nuova generazione, la presenza delle giuste infrastrutture per ridurre al minimo i costi e la complessità del decommissioning, e concorrerà ad acquisire o consolidare la fiducia delle parti interessate e ad evitare di lasciare in eredità alle generazioni future problematiche di difficile gestione.

Indipendentemente dallo specifico progetto di SMR considerato, restano valide tutte le responsabilità relative alla gestione del combustibile esausto, alla gestione dei rifiuti e allo smantellamento, in termini di esercenti, autorità di controllo e regolamentazione. Per i casi specifici l'apparato normativo andrà opportunamente integrato. Consideriamo, ad esempio, alcune peculiarità dei reattori avanzati di piccola taglia, come la trasportabilità di moduli e reattori; dal punto di vista della sicurezza, la possibilità di installare unità in zone remote o la possibilità che queste vengano spostate ove necessario via mare (*sea-based* reactors) su apposite piattaforme, implica una riconsiderazione della catena di approvvigionamento (sostituzione e ritiro di quello irraggiato) del combustibile che tenga conto di aspetti come la vulnerabilità dei reattori, la sicurezza dei trasporti, la frequenza con cui viene effettuata la sostituzione del combustibile nucleare (*refueling*).

È essenziale che le responsabilità (comprese quelle finanziarie) siano chiaramente assegnate già in fase di progettazione per la pianificazione e l'attuazione dello smantellamento e per la gestione in sicurezza del combustibile irraggiato e dei rifiuti prodotti durante l'esercizio e lo smantellamento dell'impianto.

All'ampia gamma di progetti di reattori avanzati corrisponderà l'adozione di combustibile di diverse forme e composizioni e conseguentemente occorrerà gestire varie tipologie di combustibile irraggiato ma anche di rifiuti radioattivi. Nel caso degli SMR ad acqua leggera le implicazioni saranno minime in quanto si potrà contare sull'esperienza acquisita con gli attuali reattori LWR di grande taglia. Per altre tipologie di reattori avanzati si hanno poche informazioni ed esperienze sulla gestione del combustibile irraggiato e sulle specifiche tipologie di rifiuti radioattivi che essi produrranno. Diversi studi specialistici sono già in atto ad opera degli sviluppatori e degli enti regolatori.

Un altro aspetto da considerare riguarderà la diffusione sul territorio degli SMR. Data la potenza relativamente ridotta^w delle singole unità (moduli), nonché la flessibilità di utilizzo di alcune tipologie di reattori innovativi, idonei anche ad usi NON-elettrici, è da ritenersi plausibile una maggiore distribuzione di reattori sul territorio in varie configurazioni: ad esempio, centrali nucleari costituite da diversi moduli per l'esclusiva

^w Se, ovviamente, paragonata a quella delle unità di grande taglia.

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

produzione elettrica oppure piccoli impianti con una o poche unità a supporto delle esigenze energetiche di specifiche aree (anche remote) o distretti industriali. Ciò ha implicazioni in termini di gestione dei rifiuti radioattivi e del combustibile, in quanto occorrerà riconsiderarne la logistica: in un'area geografica caratterizzata dalla presenza di un considerevole numero di piccoli reattori dello stesso tipo, qualora sussistano le condizioni in termini di viabilità e di urbanizzazione, si potrà pensare di collocare in posizione baricentrica uno o più impianti centralizzati per lo stoccaggio e il trattamento dei rifiuti radioattivi e per lo stoccaggio ad interim del combustibile irraggiato. Ciò consentirebbe di evitare lo stoccaggio in prossimità dei siti con i reattori, incrementando la sicurezza e le salvaguardie e razionalizzando la logistica. Per contro aumenterebbe il numero dei trasporti di materiali radioattivo.

La possibile installazione di più unità SMR nello stesso sito o in prossimità di un'area industriale al quale una o più unità SMR forniscono elettricità o calore, pone tutta una serie di questioni sullo smantellamento a fine vita dei reattori modulari. Se da un lato, infatti, l'architettura della singola unità è tale da semplificarne^x, almeno in teoria, lo smantellamento, da un altro punto di vista il processo di decommissioning potrebbe complicarsi a causa della presenza di interfacce con:

- altri SMR presenti sito che sono ancora in esercizio o in costruzione (sostituzione dei moduli o espansione della capacità di una centrale modulare)
- l'impianto/area industriale.

Di tali aspetti occorrerà tenere conto sia in fase di licensing che in fase di pre-commercializzazione soprattutto in relazione ai possibili usi NON-elettrici degli SMR, che ne incrementerebbero ulteriormente la distribuzione sul territorio. La definizione di una strategia di decommissioning già al momento della progettazione influirà inoltre su tempi e costi in particolare se sarà scelta la soluzione dello "immediate dismantling" a fine vita".

Per la maggior parte dei progetti di reattori di nuova generazione in corso di sviluppo, fatta eccezione per quelli che impiegheranno combustibile analogo a quello degli attuali PWR, è previsto l'utilizzo di svariati tipi di combustibile, diversi per composizione, arricchimento, tipologia di fissile, forma geometrica e configurazione finale dell'elemento di combustibile. Il successo della futura diffusione dei reattori di futura generazione è legato alla maturità delle tecnologie di produzione del combustibile, dalla fase di ricerca e sviluppo alla fase di industrializzazione.

La maggior parte dei reattori di nuova generazione (sostanzialmente alcuni SMR raffreddati ad acqua per impiego su piattaforme galleggianti, gli SMR refrigerati a gas; alcuni SMR a neutroni veloci refrigerati a metallo liquido con lega U-Zr; alcuni reattori a Sali fusi e, praticamente, tutti i cosiddetti micro-reattori) richiedono come combustibile uranio a basso arricchimento ad "alto dosaggio" (HALEU-High Assay Low Enrichment Uranium), ossia uranio arricchito in U-235 tra il 5 e il 19,75% ^y. Il maggiore arricchimento è indispensabile per poter compattare le dimensioni del nocciolo, e quindi del reattore,

^x Oltre a rendere lo smantellamento più veloce e sicuro, la progettazione delle centrali nucleari modulari sarà orientata soprattutto a minimizzare il quantitativo di rifiuti radioattivi da decommissioning e a massimizzare il riciclo dei materiali rilasciabili.

^y I reattori di potenza attualmente in servizio, inclusi quelli di III Gen e III Gen+ utilizzano combustibile a basso arricchimento, ossia con percentuali di U-235 <5%.

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

e aumentare la durata dei cicli operativi, ossia il tempo che intercorre tra 2 ricariche del combustibile.

Il combustibile HALEU può essere prodotto utilizzando la tecnologia delle centrifughe già esistente. Al momento però solo Russia e Cina hanno le infrastrutture per produrre HALEU su larga scala. In particolare, la fornitura commerciale^z di HALEU è, al momento, appannaggio della sola società russa Tenex^{aa} del gruppo Rosatom. Soltanto nell'ottobre del 2023 un'azienda statunitense, la Centrus Energy^{bb}, ha iniziato a produrre combustibile HALEU con un impianto pilota nell'ottobre del 2023.

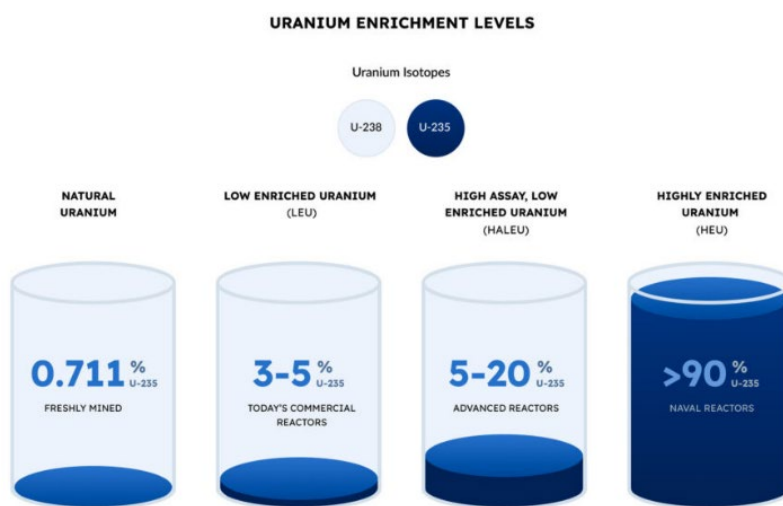


Figura 19 – schema dei livelli di arricchimento dell'uranio (Fonte: Centrus Energy)

La mancanza di una catena di fornitura commerciale di combustibile HALEU ampiamente diffusa costituirà uno dei principali ostacoli all'implementazione di una serie di progetti SMR. Il compito più urgente per i prossimi dieci anni è la creazione di tale catena di approvvigionamento. Tale compito comprende l'aggiornamento dell'attuale infrastruttura del ciclo del combustibile nucleare per soddisfare tutti i requisiti necessari all'introduzione dei combustibili HALEU, in particolare lo sviluppo di impianti di arricchimento, di riprocessamento, di fabbricazione del combustibile e tutto ciò che attiene al trasporto^{cc} e allo stoccaggio.

Il combustibile TRISO per i reattori HTGR, nelle sue varie composizioni, è tra i combustibili innovativi quello che può vantare il maggior livello di maturità tecnologica in termini di catena di approvvigionamento. Diversi operatori privati, in accordo con il Governo degli USA, ne stanno avviando la produzione in impianti pilota^{dd}. La gestione

^z Il combustibile HALEU è utilizzato dai reattori da ricerca e dai reattori per la produzione di radioisotopi medicali.

^{aa} <https://www.tenex.ru/en/>

^{bb} <https://www.centrusenergy.com/what-we-do/nuclear-fuel/high-assay-low-enriched-uranium/>

^{cc} A esempio, gli attuali contenitori che si utilizzano per il trasporto su strada, ferrovia e via mare dell'uranio a basso arricchimento (LEU) non sono idonei al trasporto dello HALEU; pertanto, occorrerà progettare sistemi ad hoc e licenziarli. Alla fine del 2023 l'ente di regolazione nucleare americano (NRC) ha licenziato un contenitore per il trasporto di combustibile TRISO/HALEU (<https://www.world-nuclear-news.org/Articles/NRC-approves-HALEU-transport-package>).

^{dd} <https://www.energy.gov/ne/articles/x-energys-triso-x-fuel-fabrication-facility-produce-fuel-advanced-nuclear-reactors>

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

post irraggiamento del combustibile TRISO non presenta particolari problematiche né richiede le infrastrutture necessarie, ad esempio, alla gestione del combustibile irraggiato degli LWR. Essa può inoltre contare su un'esperienza pluriennale acquisita con i reattori HTRG prototipo o da ricerca. Lo stoccaggio del TRISO può avvenire a secco con refrigerazione in regime di convezione naturale; al momento, per i progetti di reattori avanzati alimentati a TRISO, non è previsto riprocessamento.

La situazione è più complessa per la famiglia dei reattori a Sali fusi (MSR), per i quali occorre progettare ex novo le infrastrutture del ciclo del combustibile e i combustibili stessi per tener conto delle peculiarità di questi reattori.

Per gli SMR ad acqua leggera, che utilizzano come combustibile il biossido di uranio e che hanno caratteristiche di funzionamento simili agli attuali LWR, la necessità di R&D per il combustibile sarà limitata. La sua produzione potrà beneficiare sia delle modalità di licensing che della catena di approvvigionamento e di gestione post-irraggiamento già esistente. Ciò ridurrà significativamente i rischi di sviluppo degli SMR raffreddati ad acqua.

La gestione del combustibile irraggiato (back-end nucleare) dipende in larga misura dalle caratteristiche del combustibile nucleare (ad esempio arricchimento, matrici diverse) e dal tempo di utilizzo nel reattore (che ne definisce il livello di burn-up a parità di altre condizioni).

La gestione dei rifiuti e lo smaltimento a lungo termine dei rifiuti radioattivi prodotti dalle centrali nucleari attualmente in esercizio sono attività definite, standardizzate (almeno a livello dei singoli stati) e solidamente regolamentate. Dall'introduzione di nuovi tipi di reattori deriveranno flussi di rifiuti completamente nuovi con i quali l'industria nucleare ha un'esperienza molto limitata oppure ci si troverà a dover gestire, per alcune tipologie di rifiuti, flussi molto più grandi. Si forniscono di seguito alcuni esempi:

- per i reattori avanzati refrigerati ad acqua possono essere riutilizzate, con minime modifiche, metodi e procedure attinenti alla gestione del combustibile (stoccaggio, trasporto e riprocessamento) dei reattori LWR di grande taglia;
- l'utilizzo su vasta scala di combustibili a "medio arricchimento" (HALEU), oggi limitato all'uso nei reattori da ricerca e per la produzione di radioisotopi ad uso medico, comporterà una riprogettazione della logistica di gestione per via di un maggior tasso di utilizzo del combustibile (es. nuovi contenitori);
- i nuovi combustibili (ad esempio in forma di carburi, nitruri etc.) caratterizzati da arricchimenti più elevati richiederanno la modifica dei metodi di riprocessamento o l'introduzione di nuovi;
- mentre per i combustibili dei reattori HTGR si può pensare di utilizzare tecnologie e metodi già allo stato dell'arte, per il combustibile dei reattori veloci, data la limitata esperienza in merito, occorrerà riprogettare l'intera filiera di gestione (fabbricazione-gestione-riciclo) specialmente in relazione alla volontà di realizzare cicli del combustibile chiusi a passaggi multipli, sfruttando anche la capacità di fertilizzazione (breeding).

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

Per gli SMR a Sali fusi (MSR), il riprocessamento del combustibile dipenderà dalla riuscita della separazione dei prodotti di fissione dalla miscela di sali fusi, richiederà la soluzione di alcune problematiche di tipo chimico e ingegneristico, a cui si affiancherà la necessità di gestire i sali e il combustibile esausti.

Per la maggior parte degli SMR innovativi non raffreddati ad acqua, i progettisti propongono di utilizzare l'infrastruttura esistente o di adattarla al nuovo flusso di combustibile esausto e di rifiuti radioattivi. I Paesi con programmi consolidati per l'energia nucleare gestiscono il combustibile esausto da decenni. Hanno acquisito una vasta esperienza e dispongono di politiche, strategie e infrastrutture adeguate che potrebbero consentire la gestione del combustibile esausto derivante dagli SMR sulla base delle tecnologie oggi allo stato dell'arte.

Anche i requisiti di accettazione (WAC) dei rifiuti radioattivi al deposito di smaltimento, generalmente tarati su determinate correnti di rifiuti, potrebbero necessitare di modifiche o integrazioni, in seguito ai nuovi rifiuti radioattivi prodotti dall'esercizio e dal decommissioning dei reattori di nuova generazione. Il mantenimento degli attuali criteri di accettazione per lo smaltimento finale potrebbe, d'altra parte, imporre restrizioni e barriere ad alcune delle nuove opzioni del ciclo del combustibile e alle sue specifiche forme di rifiuti.

2-2.3.2.1 SMR raffreddati ad acqua

I progettisti e gli sviluppatori di SMR raffreddati ad acqua in generale adottano piani di gestione dei rifiuti e del combustibile esausto simili a quelli per la gestione di reattori avanzati raffreddati ad acqua. Sono previste strutture per il trattamento e lo stoccaggio dei rifiuti.

Negli SMR raffreddati ad acqua, il funzionamento senza boro solubile nel refrigerante primario consente una significativa riduzione degli scarichi ambientali e una contestuale semplificazione dei sistemi di trattamento dei rifiuti.

Per lo smantellamento, i progettisti prevedono anche una riduzione sistematica del rateo di dose al personale addetto alla decontaminazione e allo smantellamento. Nei PWR integrali, le distanze maggiori dal combustibile e il materiale nonché i componenti aggiuntivi posti tra il nucleo attivo e il contenitore in pressione possono ridurre la fluenza dei neutroni veloci sullo stesso contenitore di un fattore significativo rispetto a un PWR con circuiti di refrigerazione esterni (configurazione 'tradizionale'). Ciò elimina sostanzialmente l'infragilimento del recipiente in pressione e la necessità di sorveglianza per l'ispezione periodica in esercizio dell'RPV. Ciò concorrerà a ridurre significativamente l'attivazione dei componenti in acciaio.

2-2.3.2.2 SMR su piattaforma galleggiante raffreddati ad acqua

Nel caso delle centrali nucleari galleggianti (FNPP-Floating Nuclear Power Plant), proposte sul mercato dalla federazione Russa, il combustibile esausto viene inizialmente stoccato a bordo della FNPP per poi essere ritirato dal fornitore per essere riprocessato. Anche per i rifiuti radioattivi da esercizio è previsto uno stoccaggio a bordo.

In merito alla produzione dei rifiuti radioattivi liquidi ed aeriformi da esercizio, gli FNPP fanno largo uso dell'esperienza consolidata nel settore dei reattori navali. Gli impianti di trattamento e riciclo di tali rifiuti, nonché le procedure di stoccaggio a bordo, sono allo stato dell'arte.

2-2.3.2.3 SMR di tipo HTGR

Per via della maggiore efficienza termica e del maggiore tasso di utilizzazione del combustibile, gli HTGR producono circa il 40% in meno di rifiuti ad alta attività per unità di energia prodotta, in particolare, nel combustibile irraggiato di un HTGR è presente un quantitativo di fissile Pu-239 pari ad $\frac{1}{4}$ di quello prodotto in un LWR a passaggio singolo. Lo stoccaggio e i requisiti di smaltimento dipendono in gran parte dal volume, dall'attività, dal calore di decadimento dei prodotti di fissione che nel caso del combustibile TRISO potrebbe essere fino a 50 volte inferiori (per volume) rispetto al combustibile irraggiato degli LWR. La particolare forma del combustibile TRISO e i materiali utilizzati consentono una maggiore resistenza al calore (di decadimento) e inoltre offrono il vantaggio di poter intrappolare i prodotti di fissione al suo interno.

In confronto, i volumi di combustibile esausto dell'HTGR sono molto più grandi e richiedono molto più spazio.

In un elemento sferico di combustibile TRISO, il volume occupato dall'Uranio è inferiore all'1% (simili distribuzioni si hanno per la configurazione a cilindretti). Sebbene lo strato esterno di grafite e la stessa matrice interna di grafite rappresentino di fatto un'ulteriore, efficace barriera tra il combustibile irraggiato e i prodotti di fissione al suo interno, non è da escludere la possibilità di una sua rimozione chimico-meccanica (fino al livello delle sferette TRISO), al fine di ridurre il volume complessivo in un ipotetico trattamento di questo combustibile. Le sferette di TRISO che ne risulterebbero, conserverebbero comunque le loro caratteristiche di contenimento dei prodotti di fissione nonché di resistenza al calore, consentendone comunque lo stoccaggio in sicurezza di lungo termine o lo smaltimento geologico. Il riprocessamento delle sferette di TRISO è comunque un'opzione in corso di valutazione.

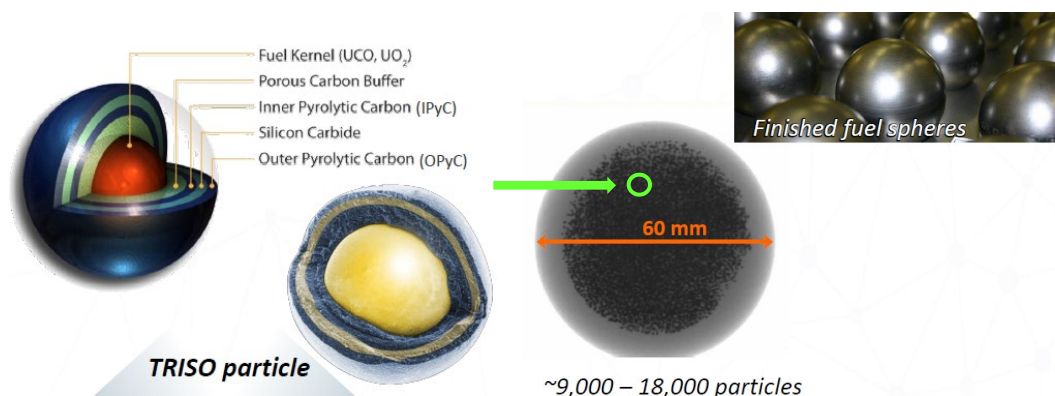


Figura 20 – Combustibile Triso

Sebbene siano stati condotti molti studi per indagare la possibilità di smaltire, condizionare o riprocessare grandi volumi di grafite provenienti dai noccioli dei reattori

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

di potenza gas-grafite di prima e seconda generazione, nessuno di essi è stato implementato su scala commerciale e lo smaltimento diretto di grafite irraggiata può essere comunque una valida opzione se si considera la sua stabilità chimica ed il fatto che essa non emette calore. In generale, gli SMR di tipo HTGR dispongono di un sistema di gestione dei rifiuti dedicato, operativo presso il sito del reattore per immagazzinare i rifiuti radioattivi liquidi e solidi a bassa e media attività generati dall'esercizio dell'impianto.

L'allontanamento del combustibile irraggiato dal sito prima dell'inizio delle attività di decommissioning, comporterà il trasferimento degli elementi di combustibile (siano essi in forma sferica o cilindrica) dai serbatoi di stoccaggio ad appositi contenitori di trasporto.

2-2.3.2.4 SMR con spettro di neutroni veloci refrigerato a metallo liquido

I reattori a spettro veloce sono ben noti per la loro capacità potenziale di ridurre sostanzialmente la quantità e la radiotossicità dei rifiuti radioattivi ad alta attività (HLW), attraverso il bruciamento del Plutonio e degli Attinidi Minori (MA), a patto che essi siano opportunamente affiancati da un sistema che garantisca il riprocessamento continuo del combustibile (proveniente anche da altri tipi di reattori) e la fabbricazione.

La Figura 21 mostra uno schema semplificato di un ciclo del combustibile (virtualmente multiplo) chiuso, attorno ad un reattore veloce. Così facendo, i principali rifiuti ad alta attività sono quelli derivanti dal riprocessamento e consistono essenzialmente in prodotti di fissione con tracce di transuranici. I rifiuti derivanti dallo smantellamento delle parti metalliche degli elementi di combustibile rientrano invece nella categoria ad attività intermedia (ILW).

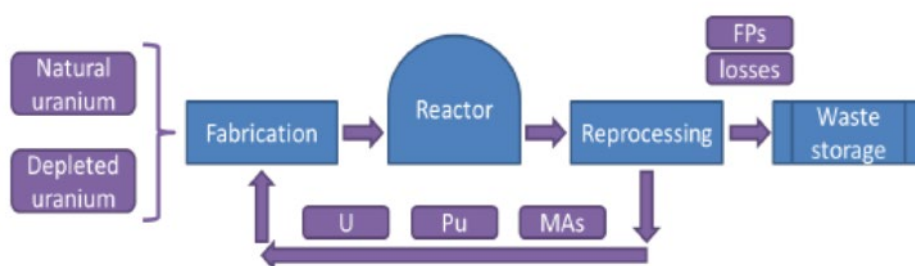


Figura 21 – Schema semplificato ciclo del combustibile

La Figura 22 mostra come, eliminando il Plutonio e gli Attinidi Minori (utilizzati entrambi come combustibili nei reattori veloci), la maggior parte dell'attività degli HLW da riprocessamento è praticamente dovuta ai soli prodotti di fissione; essa scende a livelli paragonabili alla radiotossicità dei minerali di Uranio che si trovano in natura in circa 300 anni.

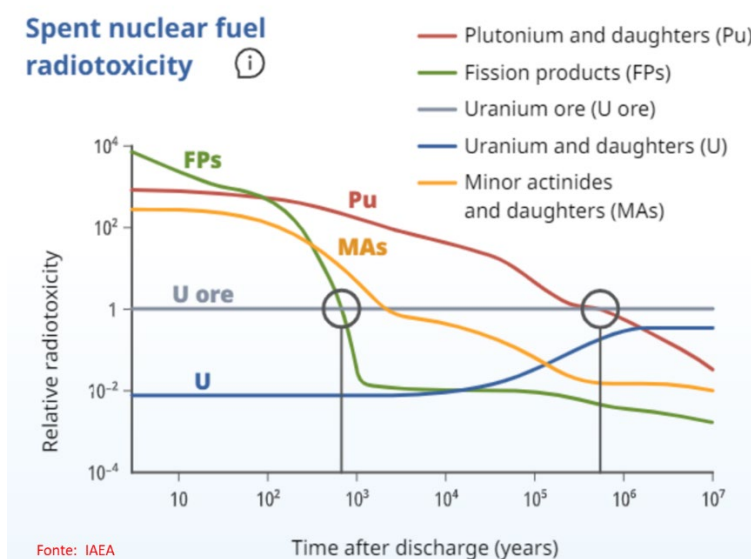


Figura 22 – Radiotossicità del combustibile esausto

Ciò consente:

- uno smaltimento a media profondità, solo per alcune correnti di rifiuti (prodotti di fissione);
- requisiti geologici (ad alta profondità in formazioni saline, granitiche o argillose) non più richiesti, dimensioni e complessità del deposito sotterraneo fortemente ridotte;
- una riduzione del volume degli HLW (inteso come volume degli elementi di combustibile irraggiato se fossero smaltiti tal quali in formazione geologica) di 1000 volte;
- Radiotossicità ridotta di un fattore 100;
- Maggiore accettabilità sociale.

2-2.3.2.5 SMR a sali fusi

Nella maggior parte dei progetti di reattori a sali fusi (MSR) a spettro termico è prevista la rimozione dei prodotti di fissione gassosi e il loro stoccaggio per il tempo necessario al decadimento. Diversi progetti propongono la rimozione dei sali di combustibile (dopo il raffreddamento) dal reattore ed il loro invio ad un impianto centralizzato per il riprocessamento o il condizionamento prima dello smaltimento. Finora non esistono progetti specifici per il trattamento dei sali contenenti combustibile irraggiato, il cui riprocessamento richiederebbe procedimenti cosiddetti a secco (pirometallurgici) che non hanno ancora raggiunto la maturità industriale. Le ricerche proseguono anche per quanto riguarda lo smaltimento in deposito geologico senza riprocessamento.

In linea generale, anche per il combustibile dei reattori MSR è dunque possibile e auspicabile la realizzazione di un ciclo chiuso. Isotopi di Uranio, Plutonio o Torio assieme agli Attinidi Minori (MA) potrebbero essere separati presso l'impianto di riprocessamento e riutilizzati negli stessi MSR; sali e prodotti di fissione (FP) potrebbero

essere condizionati per lo smaltimento. L'adozione del ciclo chiuso, come per altri combustibili nucleari, contribuirà all'abbattimento del tempo di decadimento medio dei rifiuti radioattivi ad alta attività.

2-2.3.2.6 Micro-reattori

Nel caso dei micro-reattori, la gestione del combustibile seguirà in linea generale un approccio simile a quello del combustibile della famiglia di reattori di potenza dalla quale il micro-reattore è derivato. Il concetto di micro-reattori, in molti casi non prevede un vero e proprio refueling in quanto sarà il micro-reattore stesso ad essere sostituito presso l'utilizzatore, lasciando al fornitore del micro-reattore la responsabilità dello smaltimento o, laddove applicabile, del riprocessamento del combustibile.

2-2.3.3 Requisiti sui materiali

Nel contesto dell'energia nucleare, l'innovazione dei materiali riveste un ruolo cruciale nel migliorare l'efficienza operativa, la sicurezza e la sostenibilità dei reattori nucleari. In questo capitolo, esploreremo il ruolo chiave dei nuovi materiali nella minimizzazione dei rifiuti radioattivi da decommissioning e nell'estensione della vita utile di esercizio dei reattori nucleari di nuova generazione, con un focus particolare sulla riduzione delle leghe a base di cobalto e le loro potenziali applicazioni.

2-2.3.3.1 Riduzione delle Leghe a Base di Cobalto

Le leghe a base di cobalto, come la stellite, sono ampiamente utilizzate nelle applicazioni nucleari per componenti critici come le lame delle pompe, le vasche del reattore e le strutture di supporto. Tuttavia, l'uso di leghe a base di cobalto può portare a significative quantità di rifiuti radioattivi da decommissioning, poiché il cobalto può attivarsi in seguito ad interazione con i neutroni del reattore.

2-2.3.3.2 Nuovi Materiali per Componenti Critici

Per affrontare questo problema, gli sforzi di ricerca e sviluppo sono concentrati sull'identificazione e l'adozione di nuovi materiali per componenti critici dei reattori nucleari. Ad esempio, l'utilizzo di leghe a base di nichel-cromo-molibdeno (Ni-Cr-Mo) può ridurre la generazione di rifiuti radioattivi da decommissioning, in quanto il nichel ha una minore probabilità di attivazione neutronica rispetto al cobalto. Inoltre, l'introduzione di materiali ceramici avanzati può migliorare la resistenza alla corrosione e alla radiazione delle componenti del reattore, estendendo così la loro vita utile di esercizio e riducendo la necessità di sostituzioni frequenti.

2-2.3.3.3 Applicazioni Avanzate dei Nuovi Materiali

Oltre alla sostituzione delle leghe a base di cobalto, i nuovi materiali offrono opportunità per migliorare altri aspetti chiave dei reattori nucleari. Ad esempio, l'utilizzo di materiali compositi avanzati può ridurre il peso e migliorare la resistenza strutturale delle componenti del reattore, consentendo una progettazione più efficiente e sicura. Allo stesso modo, l'integrazione di materiali termo-conduttivi ad alte prestazioni può

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

migliorare il trasferimento di calore all'interno del reattore, aumentando l'efficienza energetica e la stabilità operativa.

2-2.3.3.4 Requisiti generici per le aree radioattive

I materiali per queste applicazioni devono soddisfare i seguenti requisiti:

- resistenza alla radiazione, (*ossia conservare le caratteristiche specifiche nell'ambiente radioattivo dove sono collocati i componenti durante la loro vita di progetto*);
- adeguata finitura superficiale esterna per ridurre al minimo i problemi di contaminazione;
- per quanto possibile, devono essere evitati i materiali difficili da decontaminare;
- la scelta dei materiali che devono essere smantellati dovrebbe essere volta alla riduzione del rateo di dose agli operatori durante la manipolazione;
- resistenza alle più gravose condizioni ambientali operative (umidità, temperatura, vapore, acqua, ecc.);
- l'impiego di materiali ferritici non protetti (in HVAC, sistemi di miscelazione dell'aria, ecc.) deve essere evitato nelle applicazioni dove si può verificare il distacco e la dispersione di ossidi;
- i materiali o i rivestimenti che richiedono la decontaminazione durante l'esercizio dell'impianto devono essere idonei alla decontaminazione.

2-2.3.3.5 Requisiti per materiali metallici in contatto con fluidi radioattivi

I materiali usati per queste applicazioni devono soddisfare i seguenti requisiti:

- alta resistenza a tutti i fenomeni di corrosione in condizione di esercizio. L'impiego di acciaio al carbonio in contatto con sostanze altamente contaminanti o con prodotti radioattivi deve essere specificamente evitato a meno che non vi siano alternative tecnicamente o economicamente valide;
- deve essere possibile raggiungere un adeguato grado di finitura superficiale per ridurre la contaminazione;
- i materiali in contatto con fluidi devono essere resistenti al deterioramento da attacco chimico del fluido e dagli effetti abrasivi dei solidi sospesi in essi in condizioni operative;
- si deve evitare l'uso di materiali per i quali non esiste un processo di decontaminazione adeguatamente sperimentato.

In generale i materiali in contatto con fluidi radioattivi devono essere conformi al criterio ALARA.

2-2.3.3.6 Requisiti aggiuntivi per i materiali usati all'interno del contenimento primario

Oltre ai requisiti generali, i materiali usati in queste applicazioni devono obbedire ai seguenti requisiti aggiuntivi:

- riduzione della produzione di idrogeno libero dovuto a reazioni fisico-chimiche che possono avvenire a seguito di incidenti^{ee};
- resistenza alle massime condizioni di incidente nell'ambiente e alle condizioni post-incidentali (umidità, temperatura, vapore, acqua, ecc.);
- riduzione del rischio di fratture da corrosione per l'acciaio inossidabile e le leghe a base di nichel^{ff}.

Nel caso siano usati sistemi a nebulizzazione d'acqua durante le condizioni post-incidentali nel contenimento dell'edificio reattore, si deve identificare e limitare la quantità complessiva di Al e Zn. L'uso di Al è particolarmente sconsigliato per i sistemi di sicurezza. In generale il suo uso deve essere limitato alle applicazioni dove non esistono materiali alternativi.

I materiali dei componenti (cavi, I & C, ecc.) richiesti per il controllo delle "Design Extension Conditions" non devono perdere la loro funzionalità nell'ambiente a seguito degli incidenti ipotizzati.

2-2.3.3.7 Materiali esposti ad alto flusso neutronico

I materiali impiegati in queste applicazioni devono prendere in considerazione:

- l'infragilimento dovuto ad irraggiamento neutronico (incluso stress corrosion cracking da irraggiamento);
- rigonfiamenti dovuti ad irraggiamento neutronico;
- attivazione neutronica;
- creep per irraggiamento.

Per i componenti con saldature all'interno di aree ad alto flusso, il livello per il quale le proprietà del materiale restano costanti è legato al contenuto di P, Cu, Ni, S, e V nel materiale. Perciò il contenuto di questi elementi dovrebbe essere controllato e minimizzato.

2-2.3.3.8 Materiali non metallici

I livelli di impurità dei materiali non-metallici adoperati all'interno del Nuclear Steam Supply System (NSSS) e dei sistemi associati devono essere contenuti entro limiti specificati. Questi limiti si applicano per le singole aree dell'impianto.

^{ee} l'ossidazione dei metalli ad alta temperatura, decomposizione dovuta ad effetti catalitici, termici o di radiolisi, tipo di cemento, ecc.

^{ff} Al fine di ridurre il rischio di frattura, è proibito l'uso di Hg, Ga ed altri materiali che si trovino in fase liquida nelle leghe a temperatura ambiente per la fabbricazione, il montaggio e l'esercizio di componenti.

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

Esempi di materiali non-metallici non accettabili:

- PVC,
- Teflon,
- Fluorosiliconi,
- neoprene.

2-2.3.3.9 Materiali compositi

I materiali compositi possono essere usati quando la loro adeguatezza è stata giustificata e quando sono stati definiti i risultati dei test e le prove di conformità con i requisiti per i materiali enunciati in questo Capitolo.

Poiché i materiali compositi sono una combinazione di differenti materiali che mantengono le loro caratteristiche originali, ciascun materiale costituente deve rispettare i requisiti.

I materiali compositi consistono in due o più materiali combinati per formare strutture eterogenee al fine di ottenere caratteristiche del prodotto migliori dei materiali ordinari. Leghe, copolimeri, cementi, vetro, *dispersion-strengthened materials*, ecc., non sono considerati compositi.

Questa tipologia di materiali è composta generalmente da una matrice con additivi, o da due o più costituenti senza matrice. I singoli materiali costituenti mantengono le loro caratteristiche e proprietà originali. Di conseguenza, ai fini dei requisiti sui materiali, l'uso dei materiali compositi in applicazioni nucleari deve essere considerato come un mix di ciascuno dei materiali costituenti.

Un'attenzione speciale deve essere data ai seguenti aspetti:

- conformità con l'insieme dei requisiti ambientali;
- limiti sul contenuto dei prodotti alogenati;
- restrizioni sull'uso di costituenti pericolosi;
- decontaminazione;
- contenuto massimo degli elementi vietati o delle impurità nei materiali che sono in contatto con i fluidi di processo;
- resistenza alle radiazioni;
- comportamento durante gli incidenti sull'impianto;
- conformità con i criteri di protezione contro gli incendi.

L'innovazione dei materiali svolge un ruolo critico nel ridurre i rifiuti radioattivi da decommissioning e nell'estendere la vita utile di esercizio dei reattori nucleari di nuova generazione. La riduzione delle leghe a base di cobalto e l'adozione di nuovi materiali avanzati offrono promettenti opportunità per migliorare l'efficienza, la sicurezza e la sostenibilità dell'energia nucleare. Tuttavia, è fondamentale continuare gli sforzi di ricerca e sviluppo per garantire che questi materiali soddisfino gli standard

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

di sicurezza e affidabilità richiesti dall'industria nucleare, contribuendo così a realizzare il pieno potenziale dell'energia nucleare nel futuro energetico sostenibile.

2-2.4 Considerazioni sulla gestione rifiuti per il nucleare da fusione

I futuri reattori a fusione genereranno rifiuti durante il funzionamento e lo smantellamento. A differenza dei rifiuti di fissione, i rifiuti di fusione non conterranno né elementi transuranici né prodotti di fissione. Tuttavia, i rifiuti conterranno prodotti di attivazione e trizio. La gestione dei rifiuti di fusione sarà una questione importante al momento di decidere la realizzazione e l'ubicazione degli impianti.

Il ciclo del combustibile deuterio-trizio DT offre un modo semplice per raggiungere l'accensione e pertanto è attualmente considerato una fonte di energia preferita per gli impianti di fusione di prima generazione. I materiali di fusione diventano radioattivi dopo essere stati utilizzati nei dispositivi di fusione per due ragioni principali: radioattività indotta da neutroni e contaminazione da trizio.

La maggior parte dei materiali radioattivi generati durante il funzionamento della centrale a fusione sono materiali metallici solidi attivati dai componenti principali della macchina e cemento dello scudo biologico. La principale corrente di rifiuti radioattivi viene generata durante la fase di smantellamento (se includiamo il bio-scudo), ma una quantità significativa, per quanto riguarda l'inventario radioattivo, viene prodotta anche durante le sostituzioni di routine del blanket e del divertore. Gran parte dei materiali di smantellamento (fino all'80%) ha una concentrazione di attività molto bassa e può essere rilasciata senza vincoli radiologici, soprattutto quando si prevede un lungo periodo (fino a 100 anni) di stoccaggio temporaneo. Il restante 20% dei materiali attivi potrebbe essere smaltito come LLW o preferibilmente riciclato utilizzando una combinazione di apparecchiature RH avanzate e convenzionali. La maggior parte dei materiali attivi per la fusione contengono trizio che potrebbe introdurre gravi complicazioni nel processo di recycling. Un trattamento di rifiuti prima del recycling è imperativo per i componenti di fusione ad alto contenuto di trizio. Nella maggior parte dei casi è obbligatorio soddisfare i requisiti per lo smaltimento degli LLW: un approccio alternativo al riciclaggio. Un altro problema è l'attivazione del materiale strutturale del reattore da parte di intensi flussi di neutroni. Ciò dipende fortemente da quale soluzione per il blanket e altre strutture è stata adottata, e la sua riduzione rappresenta una sfida importante per i futuri esperimenti di fusione.

I componenti all'interno del contenitore presenteranno un'ulteriore contaminazione superficiale sotto forma di polvere radioattiva e trizio assorbito dal plasma. Le attività specifiche per i componenti rivolti verso il plasma al termine dell'irraggiamento sono piuttosto elevate, ma non esistono componenti dei rifiuti di fusione paragonabili al combustibile esaurito dei reattori a fissione in termini di generazione di calore e concentrazione di nuclidi che emettono alfa a vita molto lunga. I reattori a fusione genereranno anche quantità minori di rifiuti operativi, per lo più di bassa attività, derivanti dalla pulizia del refrigerante e da rottami, strumenti, indumenti, ecc. contaminati derivanti dalla manutenzione di tipo simile a quella dei reattori a fissione. L'ulteriore materiale di smantellamento all'interno e all'esterno dello scudo biologico

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

sarà costituito prevalentemente da rifiuti a bassissima attività, al di sotto dei limiti di smaltimento.

2-2.5 Bibliografia

- [1] AA.VV., *The Future of Nuclear Energy in a Carbon-Constrained World, AN INTERDISCIPLINARY MIT STUDY*, 2018 Massachusetts Institute of Technology
- [2] ADVANCES IN SMALL MODULAR REACTOR TECHNOLOGY DEVELOPMENTS, 2022 Edition, A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS) <http://aris.iaea.org>, Austria 2022
- [3] Small Modular Reactors: A new nuclear energy paradigm, The IAEA Platform on Small Modular Reactors and their Applications, <https://smr.iaea.org>
- [4] GIF Lead Cooled Fast Reactor, Proliferation Resistance and Physical Protection White Paper, GEN IV forum 2021
- [5] [https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/conversion-enrichment-and-fabrication/high-assay-low-enriched-uranium-\(haleu\).aspx](https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/conversion-enrichment-and-fabrication/high-assay-low-enriched-uranium-(haleu).aspx)

C2-3 Conclusioni

L'obiettivo del Gruppo di Lavoro 5, indicato dalla Piattaforma Nazionale Nucleare Sostenibile, Rifiuti e Decommissioning, è stato quello di effettuare una ricognizione della situazione nazionale e del contesto internazionale in termini di:

- stato di avanzamento delle attività di decommissioning e del deposito nazionale dei rifiuti radioattivi;
- requisiti di localizzazione degli impianti di gestione e deposito di rifiuti radioattivi per reattori innovativi;
- gestione dei rifiuti in relazione alle diverse tecnologie di reattori (GEN III+, GEN IV, SMR, AMR, MMR).

Il GdL 5 ha redatto un documento, riportato in Allegato A, in cui sono stati illustrati e accuratamente esposti i seguenti argomenti:

- Situazione Nazionale: Analisi dello stato attuale del decommissioning e gestione rifiuti radioattivi.
- Situazione Internazionale: Analisi delle principali strategie di decommissioning, gestione rifiuti e disposal.
- Analisi delle filiere di nuova generazione, Generation III+, Generation IV, SMR, AMR, microreattori, esaminate per modalità di refrigerazione e spettro energetico dei neutroni.
- Analisi delle problematiche di decommissioning per filiera.
- Analisi della gestione dei rifiuti radioattivi per filiera.
- Analisi della gestione del combustibile esausto per filiera.
- Prime considerazioni su rifiuti e decommissioning dei reattori a fusione.

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

L'obiettivo del presente documento è stato quello di fornire una analisi, basata su considerazioni tecnico-scientifiche e sulla esperienza pregressa, per la valutazione in merito alla possibile ripresa dell'utilizzo dell'energia nucleare in Italia attraverso le nuove tecnologie nucleari sostenibili in corso di sviluppo, esaminando la questione dal punto di vista della futura gestione del combustibile esausto e dei rifiuti radioattivi prodotti, sia in fase operativa sia in fase di decommissioning.

Il Gruppo di Lavoro 5 deriva le seguenti considerazioni dallo studio effettuato in ambito sia nazionale che internazionale.

1. A conclusione delle attività di decommissioning in corso in Italia, saranno smantellati anche tutti i sistemi di trattamento realizzati sui vari siti. Rimarranno disponibili solo alcuni impianti mobili di trattamento (SiCOMOR e sistemi di supercompattazione).

Quindi con esclusione degli impianti di Nucleco, che però sono, per la maggior parte, destinati al trattamento dei rifiuti generati nell'ambito del "Sistema Integrato" non saranno operanti sistemi di trattamento rifiuti.

Si suggerisce che le nuove centrali prevedano comunque sistemi di trattamento dei rifiuti da esercizio in modo tale da minimizzare la produzione dei rifiuti e, per quanto riguarda eventuali trattamenti legati alle future fasi di decommissioning, bisognerà definire una strategia che permetta di ottimizzare volumi e costi.

2. Seppur il Deposito Nazionale ha caratteristiche di flessibilità e modularità in termini di capacità volumetrica e tipologia di manufatti, il dimensionamento effettuato e la sua vita utile consentiranno, allo stato delle attuali conoscenze e valutazioni, al massimo di poter ricevere gli eventuali rifiuti prodotti durante l'esercizio dei nuovi reattori ma non si prevede che possa essere utilizzato per il decommissioning degli stessi una volta arrivati a fine vita.

Il Deposito non prevede di effettuare trattamenti dei rifiuti, se non per quanto riguarda l'esercizio dei propri impianti, e tutti i rifiuti dovranno essere conferiti già trattati e condizionati

3. Per le nuove realizzazioni nucleari, al fine di semplificare alcune attività di gestione dei rifiuti e del combustibile esausto potrebbe essere opportuno, pur nel rispetto dei criteri di sicurezza, rivedere alcune delle disposizioni relative alla classificazione dei rifiuti e alle caratteristiche dei depositi in modo da allinearsi alle principali posizioni europee.
4. La natura del refrigerante e il suo livello di radioattività e tossicità chimica sono importanti quando si considerano le esigenze di esercizio e manutenzione (Operation and Maintenance - O&M) ed influenzano, più o meno direttamente, la produzione e la tipologia dei rifiuti radioattivi. Anche la tipologia e la quantità dei rifiuti radioattivi prodotti in seguito allo smantellamento dell'impianto a fine vita è determinata, sotto certi aspetti, dal tipo di refrigerante.
5. L'esperienza pregressa e l'analisi delle problematiche effettuata per la gestione del combustibile esausto e dei rifiuti radioattivi prodotti sia in fase di esercizio sia in fase di decommissioning ha evidenziato che la scelta più idonea, dal punto di vista della gestione rifiuti, per una possibile ripresa dell'utilizzo dell'energia nucleare in Italia sarebbe quella di impiegare filiere che utilizzano come refrigerante acqua leggera,

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

almeno nelle fasi iniziali. Gran parte dei reattori avanzati, infatti, sebbene concettualmente più semplici rispetto ai tradizionali reattori LWR, richiedono, per esempio, una specifica componentistica per la gestione del combustibile e del refrigerante. La componentistica per la movimentazione del combustibile all'interno del vessel assume particolare criticità per i reattori veloci refrigerati a metallo liquido, in quanto devono operare in immersione nel metallo fuso. Altra criticità deriva dalla contaminazione, con prodotti di attivazione, quali Polonio-210, degli impianti chimico-fisici dedicati alla purificazione del refrigerante, così come dalla necessità di mantenere la temperatura del refrigerante a valori ottimali.

Oppure, ancora a titolo di esempio, una delle criticità legate all'utilizzo di filiere refrigerate a gas è connessa a problemi di corrosione per via di impurità presenti nel refrigerante, o al problema dello smaltimento della grafite irraggiata, problema ancora irrisolto anche in campo internazionale.

Classificazione, quantitativi e modalità di gestione del rifiuto radioattivo degli AMR restano di difficile determinazione in quanto le esperienze di esercizio e smantellamento sono limitate e riguardano prevalentemente i reattori al Sodio.

6. Considerazioni sul combustibile esausto:

Allo stato attuale, non vi è alcuna carenza di risorse di uranio che potrebbe limitare gli impegni futuri per costruire nuove centrali nucleari almeno per gran parte di questo secolo. I benefici per l'estensione delle risorse e per la gestione dei rifiuti derivanti dal riciclaggio del combustibile limitato nei reattori ad acqua leggera che utilizzano combustibili a ossidi misti, come viene fatto in alcuni paesi, sono minimi.

Lo stoccaggio a lungo termine del combustibile esaurito tal quale senza riprocessamento può rappresentare anche un'opzione temporanea, alla luce di nuove ricerche e/o utilizzazioni che tale combustibile esaurito potrà avere nel futuro. Un ciclo di tipo aperto dovrebbe essere pensato come reversibile e non come definitivo, potendo divenire economicamente vantaggioso il riprocessamento nel tempo, alla luce di nuove scoperte e/o eventuali penurie nelle risorse uranifere. Lo smaltimento geologico definitivo di una risorsa potenzialmente preziosa di combustibile sarebbe da evitare. Potendosi configurarne l'uso per un futuro ciclo del combustibile chiuso. Per quanto sopra detto, si suggerisce che nella pianificazione della progettazione del ciclo del combustibile nucleare debba essere previsto lo stoccaggio a lungo termine del combustibile esaurito, per circa un secolo.

Un isolamento geologico a lungo termine sarà invece necessario per alcune componenti del combustibile esaurito a lunga vita. Un deposito geologico che sia una soluzione d'isolamento tecnicamente valida è da prevedersi in ogni caso.

Le scelte del ciclo del combustibile nucleare (aperto, chiuso o parzialmente chiuso attraverso un riciclo limitato) dipendono dallo stato di sviluppo tecnologico e dagli obiettivi strategici (sicurezza, economia, gestione dei rifiuti e non proliferazione) che si sceglie di perseguire.

7. Considerazioni sui materiali:

L'innovazione dei materiali svolge un ruolo critico nel ridurre i rifiuti radioattivi da decommissioning e nell'estendere la vita utile di esercizio dei reattori nucleari di

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

nuova generazione. La riduzione delle leghe a base di cobalto e l'adozione di nuovi materiali avanzati offrono promettenti opportunità per migliorare l'efficienza, la sicurezza e la sostenibilità dell'energia nucleare. Tuttavia, è fondamentale continuare gli sforzi di ricerca e sviluppo per garantire che questi materiali soddisfino gli standard di sicurezza e affidabilità richiesti dall'industria nucleare, contribuendo così a realizzare il pieno potenziale dell'energia nucleare nel futuro energetico sostenibile.

8. I futuri reattori a fusione genereranno rifiuti durante il funzionamento e lo smantellamento. A differenza dei rifiuti di fissione, i rifiuti di fusione non conterranno né elementi transuranici né prodotti di fissione. Tuttavia, i rifiuti conterranno prodotti di attivazione e trizio. La gestione dei rifiuti di fusione sarà una questione importante al momento di decidere la realizzazione e l'ubicazione degli impianti. Gran parte dei materiali prodotti in fase di smantellamento avrà una concentrazione di attività molto bassa e potrà quasi certamente essere rilasciata senza vincoli radiologici, soprattutto se verrà previsto un lungo periodo (fino a 100 anni) di stoccaggio temporaneo. Una parte dei materiali attivati potrebbe essere smaltito come LLW o preferibilmente riciclato utilizzando un sistema appositamente progettato. Importanza fondamentale avrà la scelta dei materiali per la realizzazione delle strutture.

CAP. 3 - ELABORAZIONE DI PROPOSTE

L'analisi delle varie filiere di SMR e AMR e dei progetti in fase più avanzata di MMR ha evidenziato che le problematiche di gestione dei rifiuti, del decommissioning e della chiusura del ciclo del combustibile sono grandemente influenzate dalla tipologia di refrigerante scelto e dalle soluzioni progettuali individuate di volta in volta.

Di qualunque filiera si tratti, comunque le varie problematiche possono sicuramente essere mitigate e di seguito si descrivono alcune delle possibili soluzioni da mettere in atto.

3-1.1.1 Fase progettuale e autorizzativa

La progettazione degli impianti, strutture e componenti di ogni nuovo reattore deve in ogni fase tenere in considerazione le modalità di disattivazione degli stessi. Il progettista dovrà implementare le adeguate soluzioni tecniche all'interno del progetto facendo sì che l'Esercente sia in grado di fronteggiare in maniera preventiva, tenendo conto della salvaguardia dell'ambiente e delle generazioni future, il rilascio del sito senza vincoli radiologici.

Al fine di consentire una analisi preventiva delle soluzioni progettuali previste per la fase di decommissioning e di gestione dei rifiuti i piani preliminari di disattivazione dovrebbero, quindi, essere inclusi già nella documentazione da presentare per l'ottenimento del Nulla Osta alla costruzione dell'impianto.

Il piano dovrebbe contenere, a titolo esemplificativo ma non esaustivo:

- il piano delle operazioni,
- i tempi di realizzazione degli interventi,

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

- le fasi entro cui deve essere effettuata la disattivazione dell'impianto,
- la gestione del combustibile esausto,
- la gestione dei rifiuti operazionali non rilasciabili,
- la gestione dei rifiuti solidi e liquidi, eventualmente presenti, derivanti dal decommissioning.
- una stima dei quantitativi previsti di rifiuti radioattivi e della relativa tipologia nonché la stima dei materiali allontanabili.

A seconda delle ipotesi sui rifiuti radioattivi derivanti sia dall'esercizio che dal decommissioning dovrebbero anche essere previsti adeguati impianti di trattamento e condizionamento, atti a realizzare una idonea minimizzazione dei rifiuti radioattivi prodotti.

3-1.1.2 Fase di esercizio

La generazione di energia nucleare comporta la produzione di una modesta quantità di rifiuti, sia radioattivi che convenzionali, in diverse forme fisiche, solidi, liquidi e aeriformi.

I rifiuti solidi radioattivi vengono generalmente isolati, in alcuni casi trattati e stoccati per ridurre al minimo il loro potenziale rischio.

I rifiuti radioattivi liquidi e gassosi vengono conservati nei pressi della centrale o trattati e/o in parte rilasciati all'esterno. I rifiuti liquidi, in particolare (specialmente acque reflue contenenti radionuclidi), provengono principalmente dal drenaggio dei componenti dell'eventuale circuito primario della centrale, dalle lavanderie e dalle aree soggette a decontaminazione. Si tratta di effluenti liquidi con livelli molto bassi di radioattività.

I rifiuti radioattivi solidi prodotti da un impianto nucleare di potenza sono la quota più importante, sia in termini di massa che di volume, pur restando in quantità estremamente esigua per unità di energia prodotta, quando paragonati ai rifiuti di sistemi energetici di pari potenza.

I rifiuti radioattivi prodotti in fase di esercizio sono generalmente costituiti da dispositivi di protezione individuale, da attrezzature e da sostanze utilizzate per la pulizia o la manutenzione dei locali in zona classificata, da componenti di impianto contaminati o attivati (metallici e non) rimossi in seguito ad attività manutentive, a cui si aggiungono altre tipologie di rifiuti quali i filtri degli impianti di ventilazione.

La stima e la gestione dei rifiuti prodotti dall'esercizio di un reattore dipendono da molteplici informazioni: tipologia di ciclo del combustibile (aperto o chiuso), burnup del reattore, efficienza termica, vita media del reattore, fattore di capacità, tipologia di combustibile, forma chimica del refrigerante, ma anche dimensioni e materiali di strutture e componenti, spettro neutronico e distribuzione del flusso.

Per ogni tipologia di filiera e ad ogni stadio di vita del reattore, l'esercente impianto dovrà conservare durante l'esercizio tutte le informazioni inerenti la storia dell'impianto stesso, in particolar modo quelle relative alla radioprotezione, agli eventi anomali e all'inventario radiologico, così da facilitare le attività di caratterizzazione radiologica e chimico fisica dei materiali e dei rifiuti prodotti.

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

La conoscenza delle tipologie e della stima prevista di rifiuti prodotti durante le fasi di esercizio permetterà, altresì, di valutare con adeguato anticipo le tipologie di trattamento e condizionamento di cui i rifiuti prodotti necessiteranno ai fini di un corretto smaltimento.

Lo scopo del processo di trattamento e condizionamento è, infatti, quello di porre il rifiuto in una forma idonea per le successive fasi di stoccaggio temporaneo, trasporto e smaltimento. I processi di trattamento e/o condizionamento devono essere scelti in modo da soddisfare i requisiti per lo stoccaggio temporaneo, il trasporto e lo smaltimento e devono essere ottimizzati in funzione della tipologia di rifiuto da trattare.

All'atto della scelta della tipologia di impianto da adottare e dei relativi piani di disattivazione, dovrebbero essere previsti adeguati impianti di trattamento e condizionamento, atti a realizzare una idonea minimizzazione dei rifiuti radioattivi prodotti.

3-1.1.3 Minimizzazione dei rifiuti

Una gestione sostenibile del nucleare inoltre deve essere mirata alla minimizzazione dei rifiuti e degli impatti sul territorio.

L'innovazione dei materiali, nei reattori di nuova generazione, riveste un ruolo cruciale nel migliorare l'efficienza operativa, la sicurezza e la sostenibilità dei reattori stessi, in particolare nella minimizzazione dei rifiuti radioattivi prodotti in fase di esercizio o da decommissioning.

Il principio della minimizzazione dei rifiuti è universalmente valido ma in genere viene applicato solo nella misura in cui sia tecnicamente conveniente e praticamente giustificabile.

L'obiettivo della minimizzazione della gestione a lungo termine può essere garantito con azioni del tipo:

- Miglioramento dell'efficienza del processo di conversione dell'energia: riduce i rifiuti prodotti per unità di energia all'utente finale.
- Funzionamento a ciclo di combustibile chiuso con riciclo di attinidi minori: gli attinidi vengono recuperati durante il ritrattamento e restituiti al reattore.
- Utilizzo del torio come componente principale del combustibile del reattore: riduce la quantità di attinidi superiori prodotti nel reattore (ad es. plutonio).
- Miglioramento dell'utilizzo delle risorse di uranio e torio: un uso più efficiente di materiale fertile nei reattori ridurrebbe le risorse necessarie e ridurrebbe la necessità e gli impatti dell'estrazione di uranio e torio.

Una eccessiva dispersione sul territorio nazionale dei nuovi impianti, tuttavia, potrebbe condurre ad una non idonea ottimizzazione del processo di produzione e gestione di rifiuti.

La modularità delle nuove tipologie di reattori potrebbe consentire, invece, di creare dei distretti in cui i sistemi ausiliari e di trattamento rifiuti da esercizio siano condivisi. Tale

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

condivisione porterebbe ad una riduzione sensibile sia dei rifiuti da esercizio ma soprattutto dei successivi rifiuti da decommissioning riducendo le volumetrie destinate allo smaltimento finale.

Il trattamento e/o condizionamento dei rifiuti, sia quelli prodotti in fase di esercizio per i quali non siano previsti trattamenti già negli impianti di produzione sia quelli da decommissioning, potrebbe essere realizzato in facilities centralizzate che ricevano da tutti gli impianti e realizzino i manufatti finali già rispondenti ai criteri di accettabilità dei depositi di smaltimento finali.

Tale centralizzazione porterebbe il vantaggio di uniformare le tipologie di manufatti destinati allo smaltimento migliorando l'economia complessiva della loro gestione finale.

Il miglioramento dell'economia complessiva della gestione dei rifiuti dovrà essere perseguito effettuando una valutazione strategica della fattibilità del riciclaggio o del riutilizzo dei materiali di rifiuto contaminati radioattivi o attivati derivanti dalle operazioni di routine e di smantellamento in centrali nucleari nell'ambito del settore del nucleare controllato, potenziando così la sostenibilità e la sicurezza della produzione di energia nucleare.

3-1.1.4 Chiusura del ciclo del combustibile

Come già accennato nel paragrafo precedente alcuni vantaggi nella gestione dei rifiuti a più lunga vita potrebbero derivare dalle nuove possibilità offerte da alcune nuove filiere di AMR.

I reattori a neutroni veloci come, per esempio, quelli a piombo liquido consentiranno di bruciare all'interno del combustibile sia il plutonio da riprocessamento che gli attinidi minori e di trasmutare i radionuclidi a vita lunga (LLRN) in altri a vita più breve diminuendo le problematiche di smaltimento al deposito geologico.

Anche gli studi su nuove tipologie di combustibile consentiranno di avere minori impatti sia nella gestione negli stoccaggi temporanei sia nello smaltimento definitivo.

Il combustibile TRISO e altri con simili caratteristiche non presentano per esempio particolari problemi post irraggiamento e anche se non riprocessati potranno essere smaltiti facilmente al deposito geologico.

Inoltre, per sfruttare al massimo la possibilità di riutilizzo del combustibile esausto per la produzione di nuovi elementi di combustibile sarebbe opportuno prevedere che in prossimità dei distretti di produzione possa essere anche realizzato un centro di riprocessamento del combustibile esausto e di produzione del nuovo. Tale soluzione consentirebbe di accorciare i tempi complessivi del ciclo aumentando l'economicità dello stesso.

In definitiva è importante che siano attivi tutti gli attori e i sistemi che permettano di gestire in maniera ottimizzata tutto il ciclo dei rifiuti per tutte le categorie.

CAP. 4 - ROAD MAP

Secondo le previsioni degli analisti delle principali organizzazioni internazionali (IAEA, IEA, NEA-OECD, WNA etc.) di settore, l'energia nucleare è destinata a crescere nei prossimi decenni e gli scenari più probabili riguarderanno l'introduzione di reattori di piccola/media taglia accanto alle attuali flotte di reattori di grande taglia (prevalentemente ad acqua leggera), attualmente utilizzati per la copertura del carico di base. I reattori di piccola taglia a spettro termico basati su varie tecnologie (alcune delle quali operano a temperature fino a 900°C), consentiranno di ampliare le applicazioni dell'energia nucleare, nell'industria (calore di processo), sostenere la filiera di produzione dell'idrogeno su vasta scala e, grazie alla flessibilità di utilizzo, bilanciare l'intermittenza e la non programmabilità di alcune fonti energetiche, in reti elettriche sempre più complesse e interconnesse. Questi reattori saranno, inoltre, affiancati nel lungo periodo da un certo numero di reattori a spettro veloce con capacità di trasmutazione di attinidi e di fertilizzazione di ^{238}U (ed eventualmente anche di ^{232}Th), al fine di implementare, previa definitiva dimostrazione della sua fattibilità tecnico-economica, il 'riciclo multiplo del combustibile' che garantirà l'eliminazione dei principali rifiuti radioattivi a lunga vita (trasmutazione) e la produzione di nuovo combustibile (breeding) senza doverlo reperire in natura.

La definizione della tipologia dei reattori nucleari innovativi e dei relativi sistemi del ciclo del combustibile nucleare comporta l'individuazione delle eventuali problematiche connesse alla gestione dei rifiuti radioattivi prodotti, della futura disattivazione e della gestione del combustibile.

Un approccio sistematico alla raccolta e alla strutturazione delle informazioni rilevanti per la futura gestione dei rifiuti derivanti da reattori innovativi e del combustibile nucleare deve essere affrontato già nelle prime fasi delle attività decisionali, al fine di:

- valutare la sostenibilità di questi concetti innovativi dal punto di vista della gestione dei rifiuti;
- valutare se le sfide legate alla gestione dei rifiuti possano incidere sulla tempestiva implementazione e su CAPEX e OPEX dei nuovi impianti;
- individuare i flussi di rifiuti problematici che potrebbero richiedere un ulteriore miglioramento della gestione dei rifiuti esistente, processi o tecnologie, o avvio dello sviluppo di uno nuovo;
- identificare ed eventualmente quantificare i principali flussi di rifiuti simili ai flussi di rifiuti attuali e le opzioni per la gestione del ciclo di vita di ciascun rifiuto;
- identificare, classificare e separare le tecniche che possono portare a opportunità di riciclo e riutilizzo che riducono il volume dei rifiuti radioattivi.

Una sfida primaria sarà quella di garantire che tutti i flussi di rifiuti problematici siano identificati e che vengano avviati sforzi per trovare soluzioni ben prima che i flussi di rifiuti raggiungano lo stato finale.

La metodologia di base per sviluppare una valutazione delle esigenze di gestione dei rifiuti include l'identificazione dei flussi di rifiuti futuri, delle loro proprietà, dei metodi di lavorazione e delle infrastrutture degli impianti di smaltimento dei rifiuti che

potrebbero essere necessari. Questa metodologia è applicabile sia ai reattori che agli impianti del ciclo del combustibile.

La generazione di rifiuti radioattivi deve, in ogni caso, essere ridotta al minimo praticabile e secondo i principi di seguito elencati:

- I rifiuti radioattivi devono essere gestiti in modo tale da garantire un livello accettabile di protezione per la salute umana e l'ambiente, indipendentemente dal momento o dal luogo in cui possono verificarsi gli impatti.
- I rifiuti radioattivi devono essere gestiti in modo tale da non imporre oneri indebiti alle generazioni future.
- Le interazioni e le relazioni tra tutte le fasi di gestione dei rifiuti devono essere prese in considerazione in modo tale che la sicurezza operativa complessiva e a lungo termine sia ottimizzata.

Ai fini di avere una corretta gestione dei rifiuti radioattivi e del combustibile irraggiato sono individuate le seguenti attività:

1. Identificazione e quantificazione dei rifiuti radioattivi da esercizio e da smantellamento dei reattori innovativi: Gli studi e le valutazioni sui rifiuti che saranno prodotti, la loro quantificazione e gestione devono essere effettuati sin dall'inizio e dovranno continuare nel tempo seguendo anche l'evoluzione delle varie filiere di reattori anche ai fini della progettazione e dimensionamento delle soluzioni finali di smaltimento.

L'implementazione di reattori innovativi e dei relativi impianti del ciclo del combustibile darà origine a flussi di rifiuti che sono diversi, nelle proprietà chimiche, attività e volumi, dai rifiuti creati dagli attuali reattori e impianti del ciclo del combustibile.

La raccolta e la organizzazione dei dati sui flussi di rifiuti da reattori innovativi, sia da esercizio sia da decommissioning, è uno sforzo iterativo che dovrà essere eseguito in diverse fasi della progettazione.

La conoscenza dei flussi di processo per ogni fase del ciclo, nonché delle interazioni tra ogni fase, dei bilanci dei materiali e dei materiali da costruzione, tra le altre cose, sono essenziali per stimare i tipi, le quantità e le caratteristiche dei rifiuti stessi.

Un approccio alla strutturazione di queste informazioni dovrebbe includere i seguenti passaggi:

- Identificazione dei principali flussi di rifiuti derivanti dal funzionamento e dalla disattivazione di reattori innovativi, inclusi i flussi di rifiuti problematici.
- Revisione dei rifiuti totali previsti e dei problemi di gestione dei rifiuti identificati per ciascun tipo di impianto innovativo.
- Sviluppo di raccomandazioni sulle priorità per affrontare le sfide, i flussi problematici e suggerimenti per ulteriori studi, nonché il livello di dettaglio dei dati mancanti sui flussi di rifiuti pertinenti alle pratiche di gestione dei rifiuti previste.

L'inventario dei rifiuti riassume le conoscenze dei produttori di rifiuti, e include informazioni sulla classificazione, categorizzazione e proprietà dei flussi di rifiuti definiti individualmente, nonché sulla scala temporale e la dinamica della produzione dei rifiuti stessi. Queste informazioni sono necessarie per gestire diversi flussi di rifiuti, determinare le tecnologie, i processi o le risorse necessarie, e stabilire i tempi necessari per sviluppare un'infrastruttura adeguata.

2. Studi preliminari/progettazione di impianti di trattamento/condizionamento dei rifiuti e definizione della qualifica preliminare su materiali e componenti: per portare avanti un valido programma nucleare è indispensabile che si provveda anche a implementare un sistema tecnologicamente avanzato di gestione dei rifiuti volto alla loro minimizzazione e all'identificazione di tutte le possibili tecniche che consentano il maggior riuso/riciclo possibile dei materiali da esercizio e, soprattutto, quelli derivanti dalle successive attività di decommissioning. Una volta identificate le filiere e le tipologie e quantità di rifiuti/combustibili generati dalle varie attività (esercizio, decommissioning) si dovrà provvedere ad individuare anche con studi ad hoc le modalità migliori di trattamento ai fini dell'ottenimento della minimizzazione dei rifiuti sia primari che secondari e della massimizzazione del riuso/riciclo dei materiali.

Dalla tipologia di rifiuti radioattivi prodotti durante la fase di esercizio dell'impianto e la successiva fase di decommissioning dipendono i diversi processi di trattamento/condizionamento ai quali tali rifiuti devono essere sottoposti affinché soddisfino determinati requisiti di sicurezza per l'accettazione nei depositi di stoccaggio temporanei e depositi di stoccaggio temporanei di lunga durata prima e ai depositi di smaltimento poi. A ciascuna categoria di rifiuto radioattivo corrispondono modalità di gestione diverse che devono tener conto di diverse soluzioni di smaltimento.

Nuovi impianti di trattamento dovrebbero dunque essere progettati affinché si tenga conto di nuovi standard di sicurezza aggiornati e ampliati che consentano un conferimento in sicurezza negli idonei depositi di stoccaggio temporaneo, anche di lunga durata.

A livello geografico, la modularità delle nuove tipologie di reattori potrebbe consentire, invece, di creare dei distretti in cui i sistemi ausiliari e di trattamento siano condivisi. Tale condivisione porterebbe ad una riduzione sensibile sia dei rifiuti da esercizio ma soprattutto dei successivi rifiuti da decommissioning riducendo le volumetrie destinate allo smaltimento finale.

Il trattamento e/o condizionamento dei rifiuti, sia quelli prodotti in fase di esercizio per i quali non siano previsti trattamenti già negli impianti di produzione sia quelli da decommissioning, potrebbe essere realizzato in facilities centralizzate che ricevano da tutti gli impianti e realizzino i manufatti finali già rispondenti ai criteri di accettabilità dei depositi di smaltimento finali.

Tale centralizzazione porterebbe il vantaggio di uniformare le tipologie di manufatti destinati allo smaltimento migliorando l'economia complessiva della loro gestione finale.

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

Il miglioramento dell'economia complessiva della gestione dei rifiuti dovrà essere perseguito effettuando una valutazione strategica della fattibilità del riciclaggio o del riutilizzo dei materiali di rifiuto contaminati radioattivi o attivati derivanti dalle operazioni di routine e di smantellamento in centrali nucleari nell'ambito del settore del nucleare controllato, potenziando così la sostenibilità e la sicurezza della produzione di energia nucleare.

3. Realizzazione degli impianti di trattamento: Una volta selezionati e decisi gli approcci e le modalità di pretrattamento, trattamento e condizionamento dei rifiuti radioattivi provenienti dalle varie filiere, sarà possibile definire specifici obiettivi di progettazione di un impianto di trattamento che abbiano come scopo primario la radioprotezione dei lavoratori, della popolazione e dell'ambiente.

Di seguito sono riportate le principali fasi che contraddistinguono lo sviluppo di una facility per la gestione, il trattamento, il condizionamento e lo stoccaggio dei rifiuti radioattivi prodotti durante l'esercizio e durante la fase di decommissioning di un impianto nucleare:

- Localizzazione e progettazione;
- Costruzione e messa in servizio;
- Esercizio;
- Smantellamento.

Un programma ben progettato e ben implementato garantirà la protezione delle persone e dell'ambiente contro i rischi associati al trattamento dei rifiuti radioattivi.

4. Riconsiderazione ed eventuale integrazione delle soluzioni di smaltimento previste dal Programma Nazionale italiano: Le soluzioni di smaltimento attualmente previste nel programma nazionale si basano sull'inventario dei rifiuti radioattivi già prodotti e presenti nei vari siti di stoccaggio temporaneo distribuiti sul territorio nazionale e sulle stime dei rifiuti prodotti dal decommissioning delle varie installazioni nucleari esistenti nonché sulle stime dei rifiuti prodotti dalle attività medicali, di ricerca e industriali dei prossimi 50 anni.

La realizzazione di nuove centrali nucleari seppur di minori potenza e dimensioni e di tutti gli eventuali altri impianti necessari per la corretta gestione dei rifiuti, dei materiali nucleari e del combustibile irraggiato determinerà un aumento dell'inventario dei rifiuti (da esercizio e da decommissioning) e quindi la necessità di modificare la strategia di gestione degli stessi nel medio e nel lungo periodo (stoccaggi temporanei e soluzioni di smaltimento).

Si prevede che le analisi sulle nuove necessità di stoccaggio e smaltimento dovranno essere portate avanti sin dall'inizio per poter consentire di dimensionare correttamente le relative infrastrutture e quindi definire/integrare le strategie di smaltimento da implementare nel medio e lungo periodo.

5. Ricerca sui trattamenti dei rifiuti: Non tutti i materiali previsti per la realizzazione e gestione delle nuove filiere di reattori nucleari hanno già trovato una soluzione definitiva di trattamento ai fini dello smaltimento.

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

Partendo dalle analisi preventive delle tipologie di rifiuti che potranno essere prodotti dal particolare reattore in fase di sviluppo dovrà essere impostato e quindi eseguito un programma di ricerca specifico per tutte quelle tipologie di materiali e rifiuti per cui la soluzione di trattamento ai fini dello stoccaggio o dello smaltimento non sia ancora stata definita. La ricerca sui trattamenti dei rifiuti dovrà, quindi, essere portata avanti costantemente in parallelo con gli studi sulle varie filiere al fine trovare metodi sempre più efficaci di trattamento/condizionamento.

6. Ricerca sulla gestione del combustibile: produzione, trasporto, riprocessamento e adeguamento quadro normativa: al fine di riprogettare l'intera filiera di gestione del combustibile nucleare, occorrerà realizzare un notevole sforzo in termini di ricerca e sviluppo. L'attività di R&S presenta legami con altre attività considerate nella *roadmap* e dovrà tenere conto dei seguenti aspetti e problematiche:
- ❖ **Introduzione di nuovi tipi di combustibile** HALEU e TRISO nelle varie forme di diossidi, carburi, nitruri e leghe, con diversi arricchimenti (8÷20%), approvvigionamento del combustibile MOX^{gg} per reattori termici e veloci (in quest'ultimo caso, nelle eventuali forme alternative agli ossidi, ossia carburi, nitruri etc.) e miscele di combustibile con l'aggiunta di elementi bruciabili (attinidi minori).
 - ❖ Per i reattori di piccola taglia di nuova concezione^{hh}, si prevede un'ampia distribuzione sul territorio, per via del più elevato numero di unità e delle possibili applicazioni non-elettriche; pertanto, potrebbe essere necessaria la predisposizione di impianti di stoccaggio centralizzati in grado di servire determinate aree a maggior concentrazione di impianti. Tutto ciò si tradurrebbe con un aumento complessivo della frequenza dei **trasporti di combustibile** sia dall'impianto di produzione verso i reattori che verso gli eventuali impianti di stoccaggio centralizzati oppure verso i centri di riprocessamento.
 - ❖ I nuovi combustibili, come il TRISO che alimenterà gli HTGR (previsto anche per la quasi totalità degli MMR di applicazione commerciale), richiederanno probabilmente una modalità di gestione ad hoc per via delle loro caratteristiche peculiari. Anche la regolamentazione in termini di salvaguardie e le procedure per ottemperare al Trattato di Non Proliferazione (NPT) richiederanno un aggiornamento. Ciò è particolarmente rilevante per i reattori veloci alimentati con Plutonio, adatti alla fertilizzazione (*breeding*), o da utilizzarsi come bruciatori di attinidi, per i quali è previsto un ciclo del combustibile dedicato, tuttora in fase di dimostrazione, che sarà

^{gg} Nel futuro è previsto un sempre maggior utilizzo del MOX (combustibile ad ossidi misti di Uranio e Plutonio) sia nei reattori ad acqua leggera di III Gen + (MOX a basso arricchimento) che nei reattori di IV Gen a spettro veloce (MOX a medio arricchimento).

^{hh} Prevalentemente per quelli a spettro termico.

caratterizzato da un lead time inferioreⁱⁱ a quello oggi necessario per il riprocessamento del combustibile dei reattori LWR e HWR commerciali. Tale ciclo, almeno nella sua formulazione teorica, utilizzerà principalmente ²³⁹Pu come combustibile, generandone un quantitativo del medesimo ordine di grandezza per mezzo della fertilizzazione del ²³⁸U presente sia nel blanket intorno al nocciolo e in parte nel combustibile stesso. Anche in questo caso dovrebbe verificarsi un incremento della frequenza dei trasporti di combustibile^{jj}, caratterizzato dalla presenza di quantità significative di Plutonio (sia per il combustibile fresco che per quello irraggiato), con una gestione del *back end* completamente diversa^{kk}, da progettare e regolamentare ex novo.

In conclusione, la gestione del combustibile, nel suo insieme, diviene più complessa sia dal punto di vista tecnologico che organizzativo. Quest'ultimo aspetto diventa strettamente critico in relazione ai seguenti aspetti fondamentali:

- La durata del ciclo fuori pila del combustibile irraggiato diminuisce;
- Sono necessari più trasporti di combustibile irraggiato;
- Il quantitativo di Plutonio da gestire aumenta;
- Le forme di alcuni nuovi combustibili richiederanno contenitori, procedure e attrezzature ad hoc per la loro gestione.
- Il quadro normativo esistente, più che sufficiente per la gestione in sicurezza del combustibile irraggiato di oggi e per il suo riprocessamento, dovrà essere adeguato di conseguenza.
- Occorrerà individuare e progettare la gestione dei nuovi rifiuti radioattivi derivanti dalla manipolazione e dal riprocessamento dei nuovi combustibili irraggiati.

7. Individuazione possibili sinergie con altri paesi per condivisione impianti gestione combustibile e ottimizzazione dei costi: Attraverso un approccio metodico e collaborativo è possibile, nella sua complessità, trovare sinergie efficaci con altri Paesi per migliorare la gestione del combustibile nucleare e ottimizzare i costi associati, contribuendo allo sviluppo sostenibile e sicuro del settore energetico nucleare. Punto fondamentale assicurarsi che eventuali impianti individuati e

ⁱⁱ Gli elementi, una volta estratti dal nocciolo, permarranno nel vessel del reattore, fuori dalla zona attiva, per circa due anni per poi essere prelevati ed inviati al riprocessamento ed utilizzati per la fabbricazione di nuovo combustibile (per gli elementi del blanket la frequenza di prelievo sarà più alta non necessitando di stoccaggio temporaneo nel vessel). Il riprocessamento dovrebbe basarsi su metodi a secco (ad esempio pirolitici e tuttora oggetto di studio), più veloci e meno selettivi dei metodi ad umido attualmente utilizzati (es. processo PUREX), e potrà essere implementato in modalità multipla restituendo come rifiuto i soli prodotti di fissione non riutilizzabili, e alcuni residui del riprocessamento. Il tempo necessario alla fabbricazione di nuovo combustibile dovrebbe essere, secondo le informazioni finora disponibili, di circa due anni al termine dei quali il combustibile sarà pronto per l'impiego nel nocciolo.

^{jj} Tali trasporti costituirebbero sicuramente un elemento di importanza strategica nel momento in cui si decidesse di effettuare il riprocessamento (multiplo) in appositi impianti centralizzati, laddove una possibile semplificazione si avrebbe localizzando l'impianto di riprocessamento nel sito stesso di installazione del reattore (approccio seguito dalla Russia con il suo dimostratore BREST-OD-300).

^{kk} La manipolazione del combustibile dovrà essere fatta in maniera completamente remotizzata e, almeno fintanto che l'elemento di combustibile è nel reattore, sotto battente di metallo liquido non trasparente.

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

disponibili alla condivisione rispettino gli standard internazionali di sicurezza e sostenibilità.

Avviare una simile collaborazione richiede una strategia ben pianificata che consideri vari aspetti tecnici, economici e relazionali che è modulata in una fase preliminare che comprende:

- a. **Analisi della Situazione Attuale:** il punto di partenza sarà la valutazione degli impianti esistenti e a tal fine sarà necessario aggiornare l'inventario degli impianti di gestione del combustibile nucleare già esistenti nei Paesi partner potenziali analizzando l'efficienza e la sicurezza di questi impianti. Parallelamente dovrà essere definita e quantificata una stima dei bisogni e quindi definire le necessità specifiche nazionali in termini di gestione del combustibile nucleare (stoccaggio, trattamento, smaltimento). Una volta determinate le necessità, sarà quindi necessario valutare i relativi costi associati a queste attività.
- b. **Ricerca di Partner Internazionali:** Tra i Paesi con esperienza pregressa nella gestione del combustibile nucleare sarà necessario avviare dei tavoli di collaborazione bilaterale per valutare Paesi con politiche energetiche compatibili. Per l'identificazione delle possibili partnership sarà utile partire dai Paesi con i quali sono già attivi già accordi di cooperazione nel settore energetico. La collaborazione con agenzie internazionali come l'Agenzia Internazionale per l'Energia Atomica (IAEA), così come la partecipazione a consorzi e iniziative internazionali di ricerca e sviluppo rappresentano una sinergia per facilitare l'individuazione di partnership.

L'obiettivo finale sarà quindi quello di stipulare Memorandum di Intesa (MoU) con i Paesi identificati e disponibili alla collaborazione per delineare gli obiettivi comuni, le responsabilità e i benefici reciproci.

A valle del MOU saranno quindi studiati modelli di condivisione dei costi affinché siano equi e trasparenti stabilendo criteri per la ripartizione delle spese di costruzione, manutenzione e gestione degli impianti condivisi.

Le fasi di monitoraggio in fase di avvio della collaborazione e revisioni periodiche degli accordi dovranno essere previste per garantire il raggiungimento degli obiettivi prefissati ed implementare eventuali aggiustamenti.

CAP. 5 - LINEE GUIDA

Le attività descritte in precedenza e facenti parte della *roadmap* per la reintroduzione in Italia dell'energia nucleare portano ad indentificare i seguenti punti di sviluppo:

- i. Progettazione del decommissioning e aggiornamento dei relativi costi in funzione delle nuove architetture, dei layout di impianto e dei nuovi materiali.
- ii. Ricerca e sviluppo sul trattamento, condizionamento e smaltimento delle nuove tipologie di rifiuti radioattivi da esercizio (diversi dal combustibile irraggiato) e da decommissioning.

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

- iii. Localizzazione del sito e costruzione del nuovo deposito di smaltimento per i rifiuti classificati come VLLW, LLW e ILW (parte idonea allo smaltimento in struttura *near surface*).
- iv. Localizzazione del sito e costruzione del deposito di smaltimento profondo per i rifiuti classificati come ILW (parte non idonea allo smaltimento in struttura *near surface*) e HLW, con presenza di radioisotopi, in forma e concentrazione, per i quali è previsto lo smaltimento geologico.
- v. Progettazione e fabbricazione dei nuovi combustibili, progettazione e costruzione degli impianti del *back end* (movimentazione, trasporto, stoccaggio, riprocessamento del combustibile irraggiato).

Le criticità di cui sopra denotano la necessità di una gestione ‘anticipata’ degli impianti ossia è necessario fin da ora orientare la progettazione affinché procedure e costi di smantellamento e gestione dei rifiuti radioattivi (di esercizio e da decommissioning) siano minimizzati. Ciò al fine di soddisfare uno dei criteri fondamentali del “nuovo paradigma nucleare”, ossia il miglioramento dell’economicità di questa fonte di energia. I punti di sviluppo sono tra loro interdipendenti e sono funzione delle attività di ricerca, sviluppo, selezione e localizzazione dei futuri reattori (siano essi SM-LWR, LFR o per le varie tipologie di micro-reattori).

- Decommissioning (i): secondo il corrente approccio, la progettazione di un reattore di potenza ad uso commerciale include anche la progettazione del suo smantellamento nell’ottica di una complessiva riduzione dei costi per le filiere che, convenzionalmente, sono comprese nel cosiddetto “nucleare di nuova generazione”. La procedura di smantellamento diventa perciò parte integrante del design e i suoi costi rientrano in quelli di progettazione. In prima approssimazione, si può indicare un costo di smantellamento compreso tra il 5% e il 20% del costo di costruzione di una singola unità (inteso come n-OAK). Esso si riferisce soltanto al costo di smantellamento (modifiche di impianto, adeguamenti di sito, realizzazione di depositi temporanei, demolizione, handling e rimozione dei materiali), senza includere il costo di realizzazione del deposito di smaltimento o il costo di trattamento dei flussi di rifiuti radioattivi (ad oggi non ancora definiti). L’intervallo di costo si rende necessario per tenere in debito conto le variabili di sviluppo dei progetti più innovativi (in particolare l’introduzione di nuovi materiali o il ricorso a materiali noti ma attualmente di difficile o costoso trattamento^{ll}), per i quali non sono state ancora definite tutte le correnti di rifiuto radioattivo. Per gli SM-LWR (facenti uso di materiali e tecnologie già noti) il costo del solo smantellamento non dovrebbe essere superiore al 10% del costo di costruzione del n-OAK.
- Trattamento, condizionamento e smaltimento di rifiuti radioattivi da esercizio (ii): è necessario fin d’ora definire le correnti di rifiuti radioattivi che saranno generate e i relativi quantitativi e determinare in modo anticipato i metodi di trattamento secondo il principio della minimizzazione del rifiuto^{mmm}. L’identificazione dei nuovi rifiuti radioattivi deve procedere di pari passo con la progettazione dei reattori, al limite, seguendo un processo iterativo per il raggiungimento del risultato ottimale. Ad esempio, l’introduzione di un certo

^{ll} Ad esempio la grafite *nuclear grade*.

^{mmm} Minimizzazione dei cosiddetti rifiuti secondari radioattivi.

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

tipo di materiale, sebbene funzionale al raggiungimento di certe prestazioni del reattore, potrebbe dare origine a problemi di gestione tali da pregiudicare il principio di economicità per cui una data filiera è stata concepita. Ciò è ancor più evidente nel caso dei micro-reattori senza ricarica del combustibile per i quali il concetto di rifiuto da esercizio deve essere di fatto eliminato. Tenendo conto della complessità e della varietà di reattori sui cui concentrare le ricerche, in prima approssimazione si può indicare in almeno 1 G€ il valore complessivo delle attività di approntamento delle tecniche di trattamento, condizionamento e smaltimento di rifiuti radioattivi da esercizio.

- Localizzazione del sito e costruzione del nuovo deposito di smaltimento per i rifiuti classificati come VLLW, LLW e ILW (iii): in funzione della aliquota nazionale di energia (elettrica e termica) che si deciderà di produrre da fonte nucleare e in base alla/e tipologia/e di reattori che si sceglierà di adottare, occorrerà localizzare e costruire uno o più depositi di smaltimento per i rifiuti radioattivi. Concettualmente il layout sarà simileⁿⁿ a quello del deposito attualmente in fase di localizzazione (D.Lgs. 15 febbraio 2010, n. 31) da parte della SOGIN S.p.A.^{oo}, ma sarà ad uso esclusivo dei rifiuti da esercizio (e del futuro decommissioning) dei nuovi impianti di potenza. Esso inoltre dovrà essere progettato e dotato di eventuali apposite facility per accogliere, temporaneamente o per lo smaltimento^{pp} definitivo, le nuove tipologie di rifiuti radioattivi, tra cui, a titolo indicativo e non esaustivo: residui del trattamento/decontaminazione dei metalli liquidi utilizzati come refrigeranti dei futuri reattori veloci, grafite *nuclear grade* di nuova concezione, residui del riprocessamento delle varie forme di combustibile o il combustibile stesso. Non è da escludere la possibilità dello stoccaggio temporaneo di micro-reattori con o senza il combustibile^{qq}. Per la ricerca associata alla soluzione delle problematiche di una tale struttura, nonché per la sua progettazione, localizzazione e realizzazione si può indicare, in prima approssimazione, un costo di circa 1G€.
- Localizzazione del sito e costruzione del deposito di smaltimento profondo per i rifiuti ILW e HLW (iv): dall'analisi dei dati dei costi stimati per la ricerca, la localizzazione e costruzione dei depositi di Onkalo in Finlandia e CIGEO in Francia, si evince che sono confrontabili per unità di volume di rifiuti da smaltire. Sulla base di queste stime, per la realizzazione di un deposito geologico destinato a contenere i rifiuti radioattivi a media e alta attività derivanti dalla gestione integrata della possibile, nuova flotta di reattori italiani, si può valutare in prima approssimazione una stima economica dell'ordine di grandezza di circa 5 miliardi di euro.

ⁿⁿ In funzione dei quantitativi e della tipologia di rifiuti radioattivi si valuterà se centralizzare lo smaltimento di VLLW e LLW (più alcuni ILW) in uno stesso sito o procedere a realizzare una struttura centralizzata specifica per lo smaltimento dei VLLW e una per gli LLW.

^{oo} Destinato allo smaltimento dei rifiuti radioattivi pregressi delle attività elettronucleari, di quelli derivanti dal decommissioning delle ex centrali nucleari e delle ex installazioni nucleari, nonché dei rifiuti radioattivi derivanti dalle attività di ricerca o provenienti dalla industria e dalle applicazioni mediche.

^{pp} Ciò dipende ovviamente dal livello di classificazione del futuro rifiuto radioattivo, al momento non definito.

^{qq} Ciò dipende dal tipo di micro-reattore che sarà selezionato, dalla strategia di gestione prevista dal committente/proprietario e dalla tipologia di contratto di fornitura: tutti questi aspetti sono tuttora in fase di definizione.

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

- Progettazione e fabbricazione dei nuovi combustibili, progettazione e costruzione degli impianti del back end (v): l'introduzione di nuovi combustibili è uno degli elementi caratteristici dei reattori innovativi, come già espresso nel precedente punto 6. Tranne nel caso degli SM-LWR (per i quali si intende utilizzare combustibile UO₂), sia per i reattori veloci che per i reattori ad alta temperatura (in versione micro o di taglia piccola/media) occorrerà progettare ex-novo l'intera filiera industriale di fabbricazione e riprocessamento e tutta la logistica ad essa collegata. Ciò richiederà un importante sforzo in termini di ricerca e sviluppo per i metodi di sintesi e di trattamento (ricerca di base), della messa a punto delle tecnologie di fabbricazione e riprocessamento (impianti pilota) e di progettazione della strategia di gestione (procedure, contenitori, infrastrutture logistiche etc.) soprattutto in relazione alla istanza di approvazione del design e all'ottenimento delle licenze di esercizio. Una prima stima dei costi per l'espletamento delle attività preliminari (dalla ricerca di base fino alla realizzazione di impianti pilota^{rr},) si attesta nell'ordine del miliardo di euro.

^{rr} Almeno per quanto riguarda:

- il riciclo multiplo del combustibile (MOX, nitruro di Uranio) incentrato intorno ai reattori LFR
- la fabbricazione e il potenziale riciclo del combustibile TRISO per i reattori HTGR
- l'arricchimento per la produzione dell'HALEU.

PIATTAFORMA NAZIONALE PER UN NUCLEARE SOSTENIBILE

Allegato A Documento Tecnico di approfondimento