



Ricerca di Sistema elettrico

Contributo alla piattaforma IGD-TP – PAR 2016

B. Ferrucci, R. Levizzari, A. Rizzo, C. Telloli, A. Luce

ELEMENTI PER LA SOSTENIBILITÀ DEL CICLO DEL COMBUSTIBILE NUCLEARE

B. Ferrucci, R. Levizzari, A. Rizzo, C. Telloli, A. Luce (ENEA)

Settembre 2017

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico - ENEA

Piano Annuale di Realizzazione 2016

Area: Generazione di energia elettrica con basse emissioni di carbonio

Progetto: Sviluppo competenze scientifiche nel campo della sicurezza nucleare e collaborazione ai programmi internazionali per il nucleare di IV generazione

Obiettivo: Progettazione di sistema e analisi di sicurezza

Responsabile del Progetto: Federico Rocchi, ENEA

Titolo

**Contributo alla piattaforma IGD-TP e altre iniziative internazionali
sulla gestione dei rifiuti radioattivi**

Ente emittente
Descrittori
Tipologia del documento:
Collocazione contrattuale: Accordo di programma ENEA-MSE su sicurezza nucleare e reattori di IV generazione

Argomenti trattati: Ciclo del Combustibile

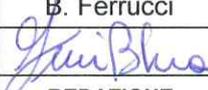
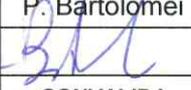
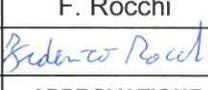
Sommario

Nell'ambito dell'AdP MSE-ENEA, l'ENEA contribuisce alla discussione, in ambito europeo e internazionale, delle modalità di progettazione e gestione del deposito geologico, attraverso la partecipazione alla piattaforma tecnologica europea "Implementing Geological Disposal of Radioactive Waste Technology Platform (IGD-TP)" IGD-TP e ad altre iniziative internazionali.

ENEA sintetizza annualmente le iniziative europee sulla tematica del deposito geologico per i rifiuti radioattivi, fornendo una visione strategica delle attività più strettamente collegate alla ricerca energetica italiana ed alle necessità del paese.

Note

Autori: Barbara Ferrucci, Riccardo Levizzari, Antonietta Rizzo, Chiara Telloli, Alfredo Luce

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	5/12/17	NOME	B. Ferrucci	P. Bartolomei	F. Rocchi
			FIRMA			
REV.	DESCRIZIONE	DATA		REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 099	0	L	2	33

Sommario

1	La piattaforma tecnologica IGD-TP	3
1.1	Premessa.....	3
1.2	Il Master Deployment Plan 2017.....	4
1.3	L'Exchange Forum 2016.....	8
1.4	European Joint Programme (EJP)	9
1.5	La strategia europea in ambito H2020.....	9
2	I WORKING GROUP IN CORSO	13
2.1	WG1: "Industrialisation and optimisation"	13
2.2	WG2: "Canister Design"	14
2.3	WG3: "High temperature clay interaction".....	15
2.4	WG4: "Spent fuel characterization".....	17
3	I PROGETTI H2020 di ENEA	18
3.1	Il progetto CAST - JA3 Waste forms and their behaviour -	18
3.1.1	<i>C14 nelle resine a scambio ionico [7].....</i>	19
3.1.2	<i>C14 nella grafite.....</i>	22
3.1.3	<i>Modellazione nell'ambito del safety case</i>	25
3.2	Il progetto CHANCE	27
4	Considerazioni conclusive.....	31
	ELENCO DELLE ABBREVIAZIONI.....	32
	BIBLIOGRAFIA.....	33

1 La piattaforma tecnologica IGD-TP

1.1 Premessa

La piattaforma tecnologica europea “Implementing Geological Disposal of Radioactive Waste Technology Platform (IGD-TP)” (www.igdtp.eu), lanciata ufficialmente il 18 novembre 2009 a Bruxelles, con lo scopo di coinvolgere tutti gli stakeholders che sono interessati a contribuire al dibattito tecnico, scientifico, economico e sociale relativo allo smaltimento geologico del combustibile nucleare esausto e dei rifiuti radioattivi ad alta attività e lunga vita, continua a perseguire gli obiettivi che si è data nel suo Vision Report [1], declinando le attività così come previste dalla relativa agenda strategica SRA, pubblicata nel 2011 [2].

Attualmente (dati 2017) **133 organizzazioni** [3] hanno aderito all’iniziativa, fra cui **6 istituzioni italiane** (in ordine di adesione):

- Agenzia Nazionale per l’energia, l’ambiente e lo sviluppo economico sostenibile - ENEA,
- Consorzio inter-universitario per la ricerca tecnologia sul nucleare- CIRTEN,
- Università di Milano,
- Istituto Nazionale fisica Nucleare - INFN,
- Istituto Nazionale di Oceanografia e di geofisica sperimentale -OGS,
- Istituto Nazionale di Geofisica e Vulcanologia -INGV.

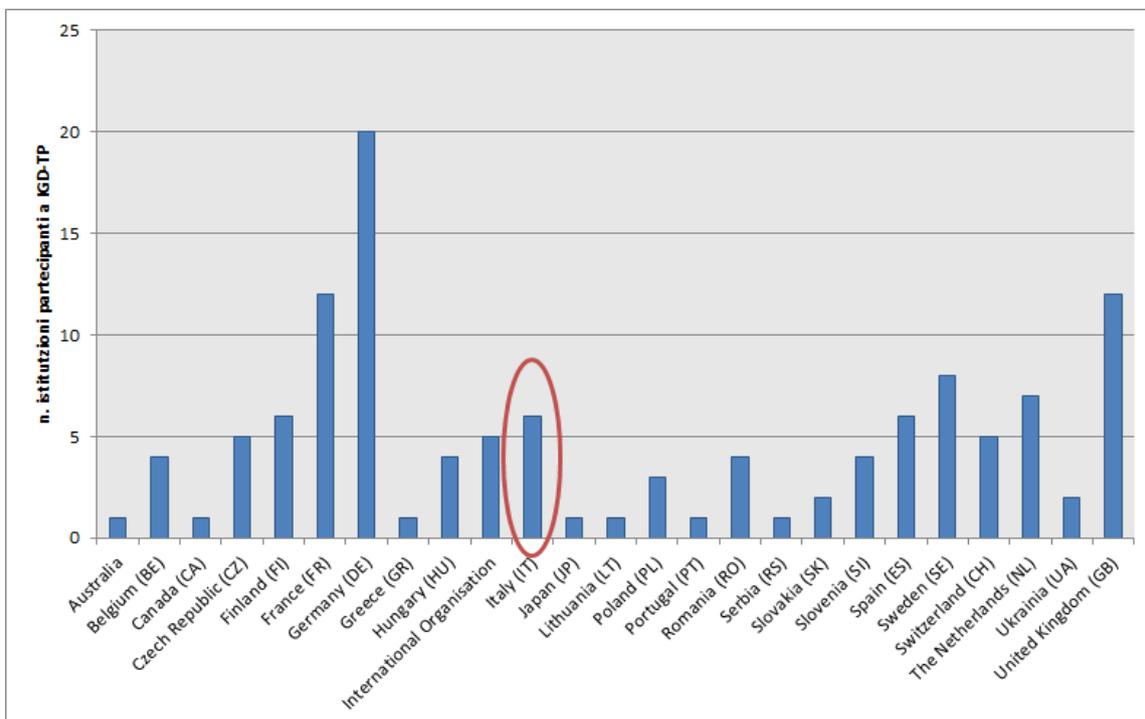


Figura 1. Paesi partecipanti ad IGD-TP con indicazione del numero di istituzioni coinvolte.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 099	0	L	4	33

L'ENEA, che aderisce alla piattaforma IGD-TP fin dal 2010, continua a partecipare al dibattito tecnico scientifico attraverso la partecipazione ai forum annuali e alle attività **dei working groups** e delle **joint actions** ed il presente documento intende aggiornare le attività realizzate nel periodo ottobre 2016- settembre 2017.

Le modalità con cui le istituzioni interessate possono partecipare alle attività è stata descritta nel documento RSE-ADPFISS – LP1 – 010 [4].

1.2 Il Master DeploymentPlan 2017

La **Strategic Research Agenda** (SRA) è stata proposta nel 2011 per identificare e razionalizzare le iniziative di ricerca, sviluppo e dimostrazione (RD&D) necessarie per realizzare la visione descritta nel Vision Report ed ha una estensione temporale di qualche anno.

La SRA aveva identificato 7 tematiche principali (KEY TOPICS) che a loro volta comprendevano altre tematiche ad esse relative, per un totale di 37.

KEY TOPICS:

- 1. Post Closure Safety Case,**
- 2. Understanding the Wastes,**
- 3. Technical Feasibility and Long-term Performance,**
- 4. Implementation and Optimisation,**
- 5. Construction and Operational Safety,**
- 6. Monitoring,**
- 7. Governance and Stakeholder involvement.**

Altre due attività trasversali completano le liste delle tematiche:

- Education and Training
- Knowledge Management

Di seguito vengono schematizzate le attività specifiche previste per ciascuna tematica e la loro relativa tempistica. Le attività in verde sono quelle iniziate immediatamente dopo la pubblicazione della Strategic Research Agenda (SRA), quelle in azzurro sono iniziate successivamente. Le attività sono state collocate nel grafico secondo lo schema evidenziato in figura 2.

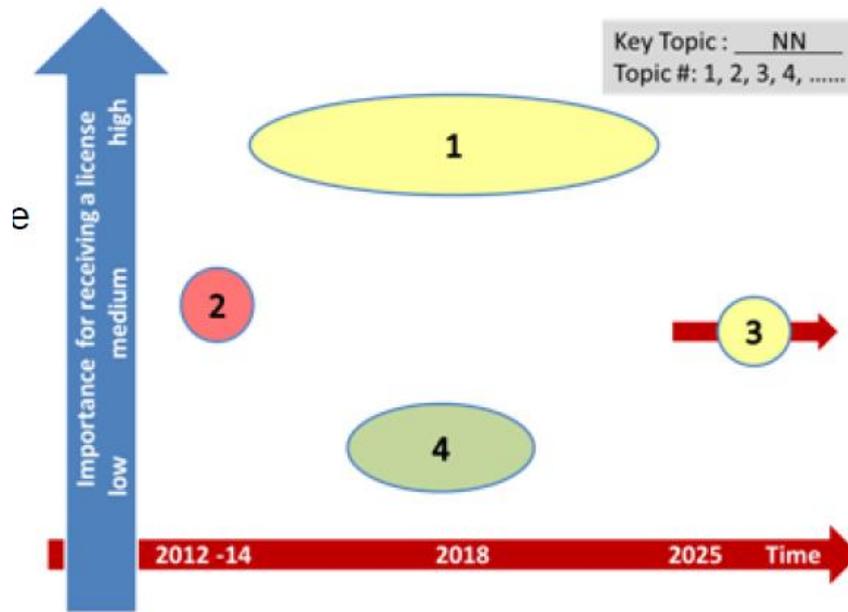


Figura 2. Schema utilizzato per la visualizzazione grafica delle attività delle tematiche della SRA.

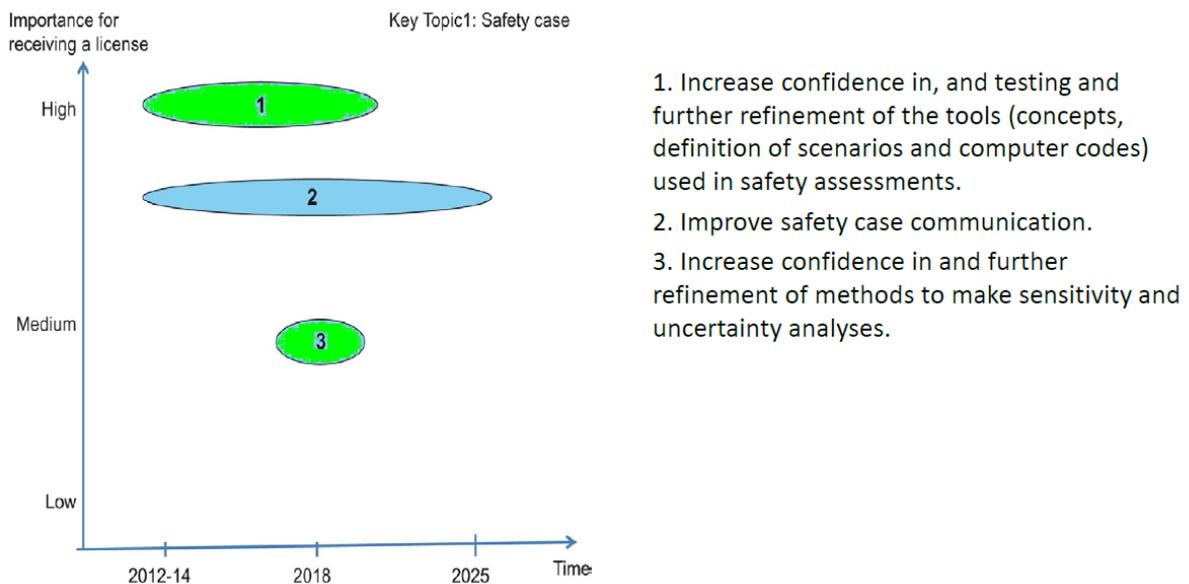


Figura 3. Tematica 1: Post Closure Safety Case.

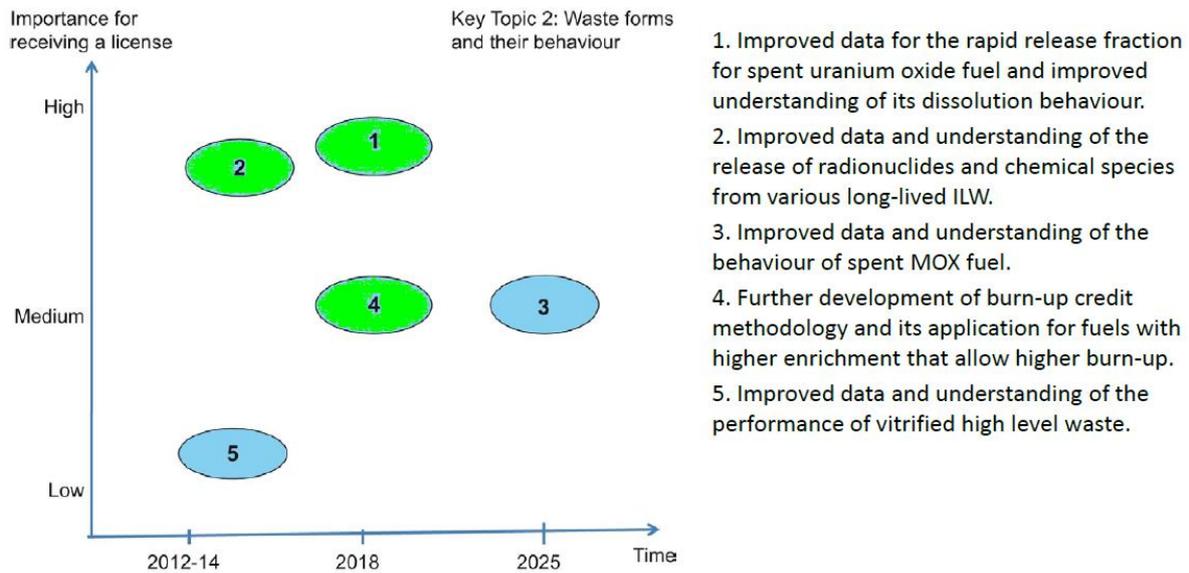


Figura 4. Tematica 2: Understanding the wastes.

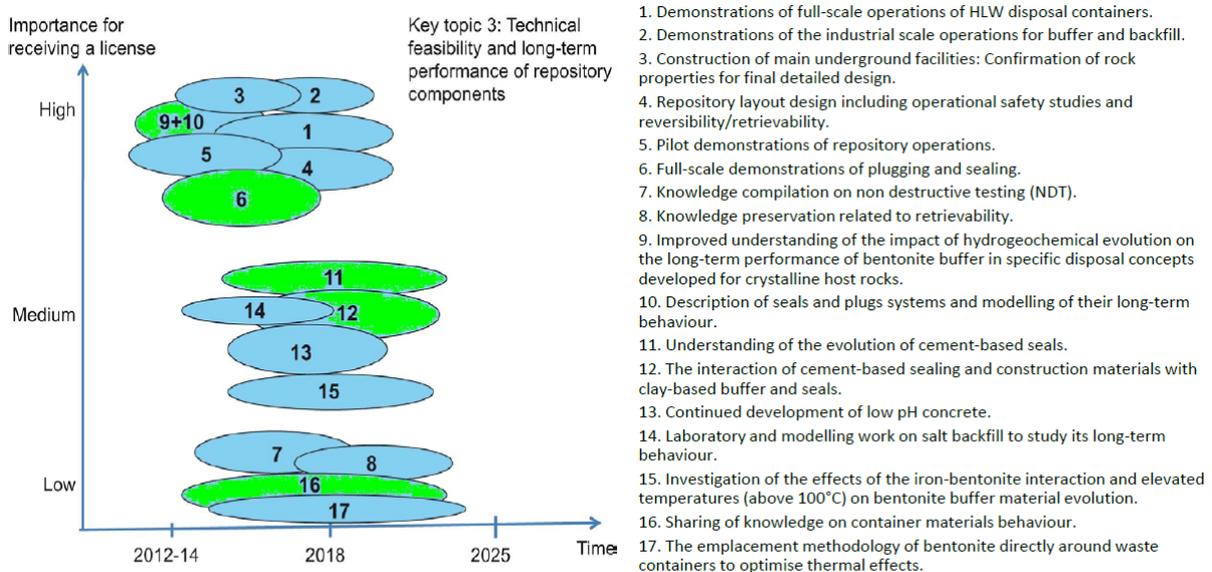


Figura 5. Tematica 3: Technical Feasibility and Long-term Performance.

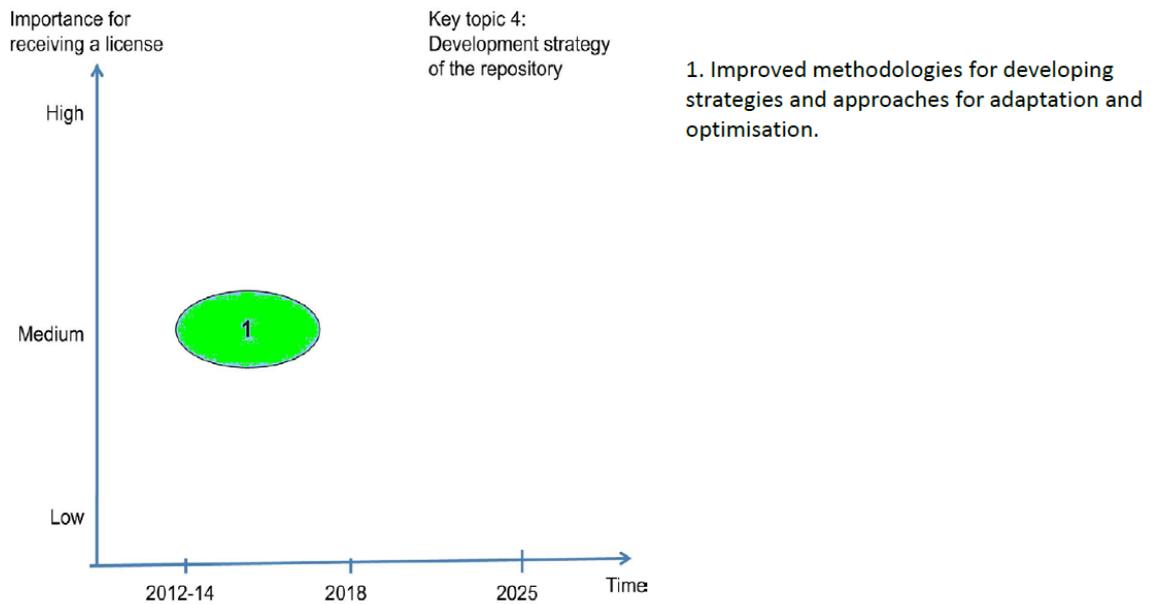


Figura 6. Tematica 4: Implementation and Optimisation.

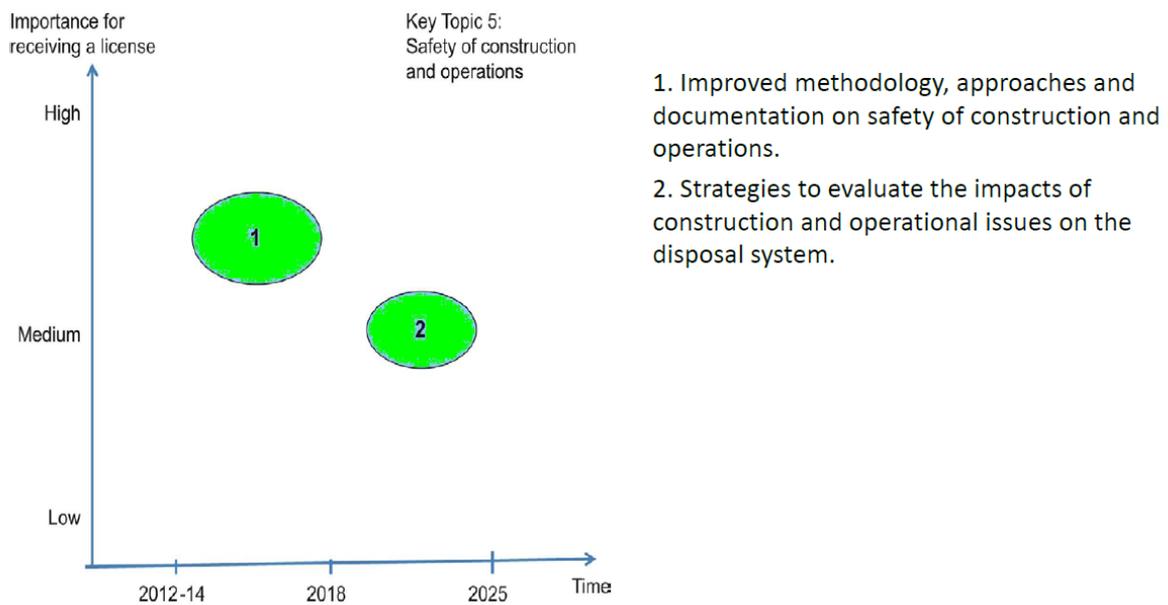


Figura 7. Tematica 5: Construction and Operational Safety.

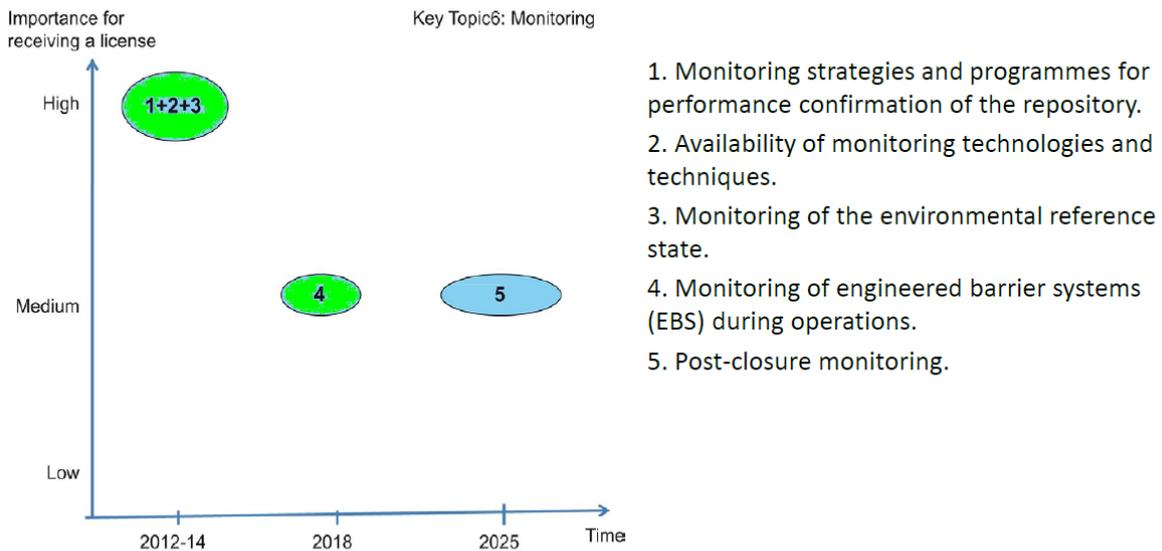


Figura 8. Tematica 6: Monitoring.

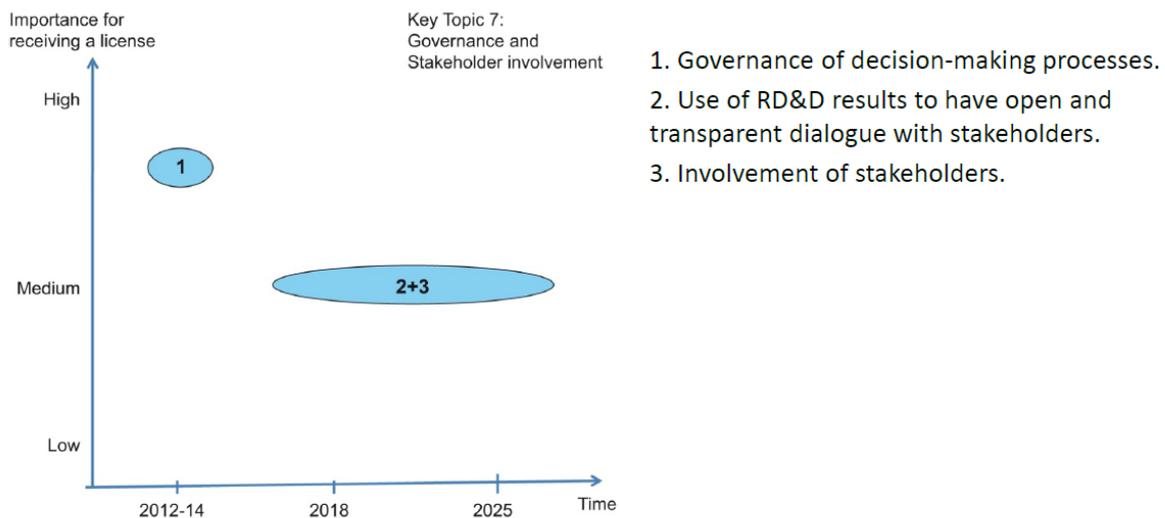


Figura 9. Tematica 7: Governance and Stakeholder involvement.

1.3 L'Exchange Forum 2016

La 7^a edizione dell'Exchange Forum dell'IGD-TP si è tenuta a Cordoba il 25 e 26 ottobre 2017. Il tema principale ha riguardato l'avanzamento del progresso tecnologico inerente alle attività di ricerca della piattaforma, mettendo in evidenza i punti chiave e le esigenze delle future attività di ricerca, come previsto dal WMO e TSO. Il forum ha consentito di porre le basi per progetti futuri e di dare inizio e/o accrescere la collaborazione tra enti di ricerca, produttori di rifiuti e WMO.

Durante le due giornate del forum sono state tenute diverse sessioni plenarie, nelle quali sono state presentate e discusse le attività svolte dai vari partner nell'ambito di quattro distinti working groups (WGs). Il WG1 industrializzazione e ottimizzazione delle metodologie e strategie e tecnologie per la realizzazione dei depositi geologici, il WG2 dedicato alle problematiche e agli sviluppi tecnologici nella progettazione dei canister per il confinamento del combustibile esausto, il WG3 incentrato sul comportamento della bentonite alle alte temperature e il WG4 dedicato all'evoluzione e alla caratterizzazione del combustibile esausto (figura 10).



Figura 10. Gruppi di lavoro: IGD-TP 7.

ENEA ha partecipato al WG3 per approfondire le conoscenze relative all'utilizzo della bentonite come materiale di riempimento delle camere di stoccaggio.

1.4 European Joint Programme (EJP)

Il Core Group dell'EJP, coordinato da ANDRA, è stato fondato nel gennaio 2017 ed è composto dalle organizzazioni coinvolte nel processo di programmazione congiunta: Andra, Bel V, CNRS, CV REZ, IRSN, JRC, MUTADIS e SKB. La sua funzione sarà quella di *facilitatore* nella fase di sviluppo della proposta per la prossima call di EURATOM per la programmazione congiunta.

A marzo 2017 le organizzazioni europee attive nel campo del RWMD sono state invitate ad esprimere il loro interesse in progetti tecnici individuali e attività di networking. È stato anticipato che tali attività saranno stabilite durante l'estate in base agli input ricevuti dall'EJP Core Group. Pertanto il prossimo meeting per la valutazione dei possibili progetti dovrebbe svolgersi a settembre 2017.

1.5 La strategia europea in ambito H2020

Nel work programme di EURATOM H2020 2014-2015 sono stati finanziati progetti per un totale di 105,5 milioni €, di cui 16,3 per progetti dedicati alla gestione dei rifiuti radioattivi (figura 11).

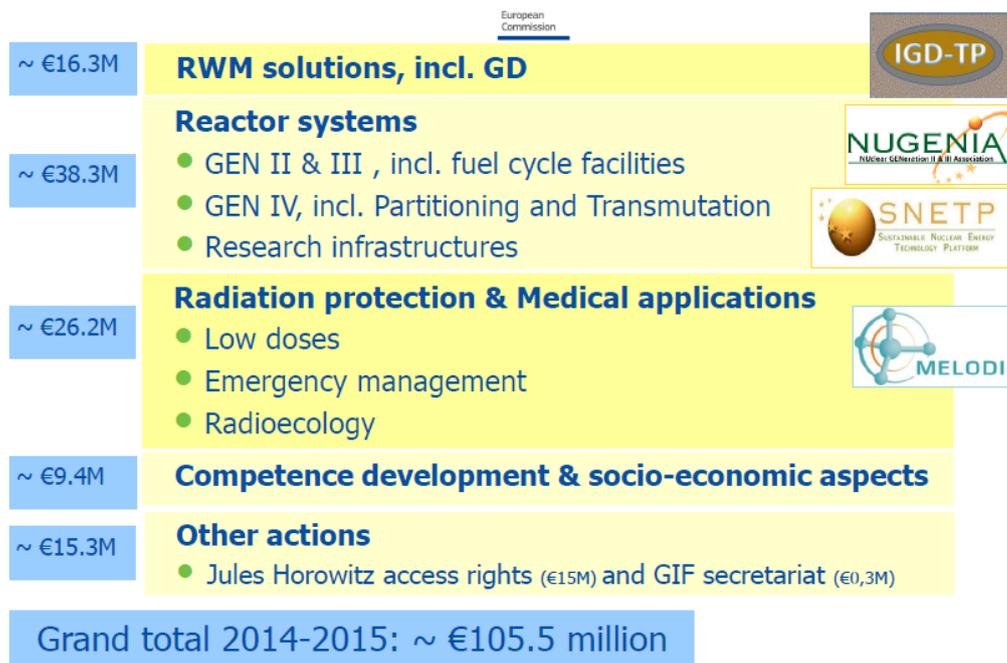


Figura 11. Dati relativi al work programme 2014-2015 di EURATOM H2020 (Christophe Davies- EC).

In ambito IGD-TP sono state ammesse al finanziamento 7 proposte: JOPRAD, SITEX-II, CEBAMA, MIND, Modern2020, ANNETTE, HoNEST.

Project acronym and title	Key technical activities	Coordinator / no. partners	Start date & duration	Total cost / EU funding
JOPRAD – Towards a Joint Programming (JP) on Radioactive Waste Disposal	To study options for Joint Programming between national research programmes.	ANDRA (FR) 10 partners (5 countries)	June 2015 30 months	€1,78M / €1.1M CSA
SITEX-II – Sustainable network for Independent Technical Expertise for radioactive waste disposal – Interactions and implementation	To develop own strategic research agenda incl. civil society view, contribute to JP development, guidance & training on safety case review and prepare framework for sustainable network	IRSN (FR) 18 partners (11 countries + Canada)	June 2015 30 months	€1.48M / €1.17M CSA
CEBAMA – Cement-based materials, properties, evolution, barrier functions	To study processes at interface cement materials, bentonite and host rocks and impact on radionuclide transport and retention properties	KIT (DE) 27 partners (10 countries + Japan)	June 2015 48 months	€5,95/ €3.86M RIA (R&D)
MIND – Development of the safety case knowledge base about the influence of microbial processes on geological disposal of radioactive wastes	To study the behaviour of ILW-LL waste containing organics and the impact of microbial processes on the performance of HLW & SF in GD; Propose guidelines to communicate geomicrobiological risk	SKB (SE) 15 partners (8 countries)	June 2015 48 months	€4,71/ €4.16M RIA (R&D)
Modern2020 – Development and Demonstration of monitoring strategies & technologies for geological disposal	To develop framework, strategies, tech,gies & methods incl. civil society view for what should be monitored and how results & information can be used	ANDRA (FR) 28 partners (12 countries + Japan)	June 2015 48 months	€8,66/ €5.99M RIA (R&D)

Di questi progetti due sono specificatamente rivolti alla diffusione della conoscenza, al training e agli aspetti sociali:

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 099	0	L	11	33

ANNETTE – Advanced Networking for Nuclear Education and Training and Transfer of Expertise	European Master Programme in Nuclear Science & Technology, Vocational E&T, applying ECTS, ECVET in all nuclear fields (links with SNE-TP, IGD-TP, MELODI, EHRO-N, NUGENIA, EUTERP, HERCA and IAEA)	ENEN Association (FR) 27 partners (12 countries)	In negotiation 48 months	€3.17M / €2.51M CSA
HoNEST – History of Nuclear Energy and Society	To analyse, document & improve knowledge & understanding of factors which influenced successes and failures of developments of nuclear energy & other applications including the mechanisms of societal engagement with nuclear energy	UNIV. POMPEU FABRA (ES) 24 partners (12 countries)	Sept. 2015 36 months	€3.05M / €3.05M RIA (R&D)

Durante il primo semestre del 2016 sono state discusse a livello di Executive Group circa 10 proposte progettuali e ci si aspetta che almeno 6 di queste siano sottomesse alle call EURATOM H2020 2016-2017. Molte di queste proposte espandono il focus delle joint actions già in corso dimostrando ancora una volta che la capacità della piattaforma di revisionare le proprie priorità di ricerca, per riflettere meglio lo stato dei programmi nazionali degli stati membri, sia un punto di forza e di robustezza della piattaforma stessa. Nell'ambito delle priorità rimane ovviamente strategico lo sforzo di trasferire le conoscenze dalla generazione che ha progettato il concetto del deposito e delle infrastrutture ad esso associate alle future generazioni che lo realizzeranno, lo utilizzeranno e lo chiuderanno.

Una chiave strategica della politica europea per la ricerca è quella di condurre ricerca scientifica eccellente con i migliori attori all'interno dell'unione europea; per questo motivo, nell'ambito del progetto europeo JOPRAD in corso, alcuni partecipanti della piattaforma IGD-TP hanno cominciato ad esplorare collaborazioni scientifiche con istituti di ricerca nazionale e con TSO coinvolte nel supporto tecnico scientifico agli enti regolatori.

Il work programme di EURATOM2020 per il biennio 2016-2017 è stato adottato dalla Commissione il 13 ottobre 2015 e le call relative sono state pubblicate il 14 ottobre 2015. Le aree tematiche del work programme 2016-2017 sono:

- A. Support safe operation of nuclear systems
- B. Contribute to the development of solutions for the management of radioactive waste
- C. Foster radiation protection
- D. Management of research reactor availability in Europe
- E. Support the development of nuclear competences at EU level
- F. Fission/fusion cross-cutting actions
- G. Other actions (InnovFin, INCO)

In particolare l'area tematica B "Contribute to the development of solutions for the management of radioactive waste" fa chiaro riferimento alle priorità tematiche della piattaforma IGD-TP e comprende le seguenti call:

- Addressing key priority R&I issues for the first-of-the-kind geological repositories (NFRP6)
- Research and innovation on the overall management of radioactive waste other than geological disposal (NFRP7)
- Pan-European knowledge-sharing and development of competence in radioactive waste management (NFRP8)



Le tempistiche per la sottomissione e la valutazione del progetto sono tali per cui i primi progetti finanziati partiranno già entro luglio 2017 (figura 12).

Event	Date
Call publication	14/10/2015
Submission tool opens	11/05/2016
Call deadline	05/10/2016
Evaluation	Oct.16 – Jan.2017
Information to applicants	01/02/2017
Grant preparations	Feb. – May 2017
Projects launch	June – July 2017

Figura 12. Date e scadenze della call EURATOM H2020 2016-2017.

Questo work programme rappresenterà un momento di transizione verso il concetto della programmazione congiunta (Joint Programming, JP).

Con questo termine si intende il processo di valutazione ed inclusione delle priorità di ricerca e sviluppo svolto attraverso il confronto fra le tre comunità principali coinvolte (Waste Management Organization, TSO e enti regolatori) all'interno di ciascun paese membro e fra tutti i paesi membri stessi.

Per quanto riguarda IGD-TP, all'interno del Joint programming sono previste diverse azioni:

- Realizzazione di soluzioni per il deposito entro il 2025 da parte delle WMO (*attività già avanzata*)
- Ricerca e sviluppo orientata sulla safety per le competenze degli enti regolatori e revisione da parte delle TSO (*attività ancora in corso*)
- Ricerca a lungo termine da parte degli istituti di ricerca (*non esiste una strategia precedente, per cui sarà necessario molto lavoro*)
- Attività trasversali in aree tematiche che non sono di pertinenza di alcuna specifica organizzazione ma sono assolutamente importanti a livello europeo

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 099	0	L	13	33

(non esiste una strategia precedente, né un accordo sullo scopo ultimo, per cui il lavoro da fare sarà molto)

Per quanto riguarda l'ultima azione, la Commissione Europea ritiene di fondamentale importanza che sia assicurata, attraverso lo strumento del JP, un'adeguata gestione della conoscenza e una valutazione realistica degli aspetti socio-economici coinvolti, in quanto si dovrà affrontare il cambio generazionale, la necessità di istruire una nuova generazione di tecnici e ricercatori, la difficoltà di reperire informazioni esaustive e coerenti da parte dei nuovi ricercatori, la necessità di sostenere i programmi dei paesi membri meno avanzati.

2 I WORKING GROUP IN CORSO

2.1 WG1: “Industrialisation and optimisation”

Il ruolo delle attività dell'IGD-TP è quello di creare un rapporto di fiducia tra i cittadini Europei e gli organi predisposti per la definizione delle soluzioni nell'ambito della realizzazione dei depositi geologici. Gli sforzi sono stati incentrati sulla volontà di stabilire dei programmi di gestione in grado di integrare il concetto di deposito geologico come opzione di riferimento per lo smaltimento in sicurezza dei rifiuti radioattivi a lunga vita. Le attività congiunte precedenti quali: Prototype repository, Esdred, Lucoex e DOPAS, hanno dimostrato i principi di sicurezza e di fattibilità, mettendo comunque in evidenza un certo grado di incertezza nella definizione di processi come omogeneizzazione, erosione e corrosione.

L'ottimizzazione è un concetto riconosciuto a livello internazionale, definito dall'ICRP come “il processo per mantenere i valori di dose individuali, nonché il numero di persone esposte e la probabilità di esposizione potenziale, al di sotto di appropriati limiti, tenendo in considerazione specifici fattori economici e sociali”.

L'ottimizzazione è quindi un processo a lungo termine e iterativo, mirato a ridurre l'esposizione radiologica in diverse circostanze. Deve tener conto delle problematiche socio-economiche dei singoli paesi, cercando la migliore soluzione da perseguire.

I punti chiave per l'industrializzazione e l'ottimizzazione evidenziate dal WG1 sono:

- La logistica, riferita alle operazioni sotterranee e al trasporto dei materiali;
- I metodi di produzione, che devono essere veloci ed affidabili;
- Il Licencing;
- La progettazione e la sicurezza;
- Opzioni alternative per il futuro;
- Sperimentazioni in sito;
- Cooperazione.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 099	0	L	14	33

I risultati della ricerca e il know-how tecnologico, che possono contribuire all'ottimizzazione, riguardano principalmente le problematiche relative alla geologia, ai canister e ai materiali di sigillatura e riempimento.

Le attività del WG1 hanno quindi evidenziato l'interesse dei vari paesi a condividere le esperienze e confrontare programmi a diversi stadi di avanzamento. Hanno inoltre sollecitato la comunicazione e le discussioni su questi temi.

2.2 WG2: “Canister Design”

I canister giocano un ruolo fondamentale nel contenimento dei radionuclidi durante le fasi operative, ma anche nel confinamento a lungo termine del combustibile esausto. Il WG2 ha evidenziato come il processo di progettazione si deve concludere con la dimostrazione di tali requisiti di sicurezza, prima mediante modellazione numerica e quando possibile attraverso test su scala reale, che assicurino una durata di almeno 100 anni dopo la chiusura del deposito.

I fattori chiave analizzati nelle attività del WG2 riguardano la progettazione dei canister e possono essere riassunte come segue:

- forma e dimensioni;
- capacità di schermaggio;
- resistenza alla corrosione;
- resistenza meccanica e materiali;
- recuperabilità;
- condizioni geologiche;
- metodi di fabbricazione.

Nella valutazione degli aspetti di sicurezza, oltre a quelli relativi alle condizioni operative normali, come ad esempio gli sforzi meccanici dovuti alla movimentazione e i carichi termici, sono stati considerati anche quelli legati a situazioni incidentali, come incendi, cadute o altri tipi di impatto.

Le analisi di laboratorio si sono concentrate sull'aspetto della progettazione legato al tipo di roccia ospitante, in base alla quale, infatti, è necessario utilizzare materiali diversi. Nella roccia cristallina, ad esempio, la presenza di acqua implica l'utilizzo di materiali altamente resistenti alla corrosione, nell'argilla, invece, la proprietà autosigillanti e la bassa permeabilità, richiedono un'elevata resistenza ai carichi litostatici. In figura 13 sono elencati i materiali utilizzati a livello internazionale per la progettazione dei canisters.

Nation	Favoured materials
Sweden	Copper/cast iron
Finland	Copper/Cast iron
France	Steel/ Alumina
Switzerland	Steel / copper
Japan	Steel
USA	Nickel Alloy/steel - dry storage
Canada	Copper/steel
S.Korea	Copper/cast iron
Belgium	Steel
UK	Copper/cast iron
Spain	Steel
Ukraine	Copper/cast iron

Figura 13. Materiali utilizzati per i canister a livello internazionale.

I test sui diversi materiali hanno evidenziato che l'acciaio al carbonio, per le sue caratteristiche e i metodi di fabbricazione e sigillatura, costituisce una soluzione relativamente semplice con uno svantaggio significativo in termini di produzione di idrogeno gassoso. Il rame rivestito con acciaio al carbonio, invece, fornisce una valida alternativa ai canister in rame KBS-3, mostrando una buona resistenza al creep. Per i container ceramici sono state evidenziate problematiche legate alla fabbricazione, sigillatura e integrità meccanica. In questo ambito sono previste future attività di ricerca.

2.3 WG3: “High temperature clay interaction”

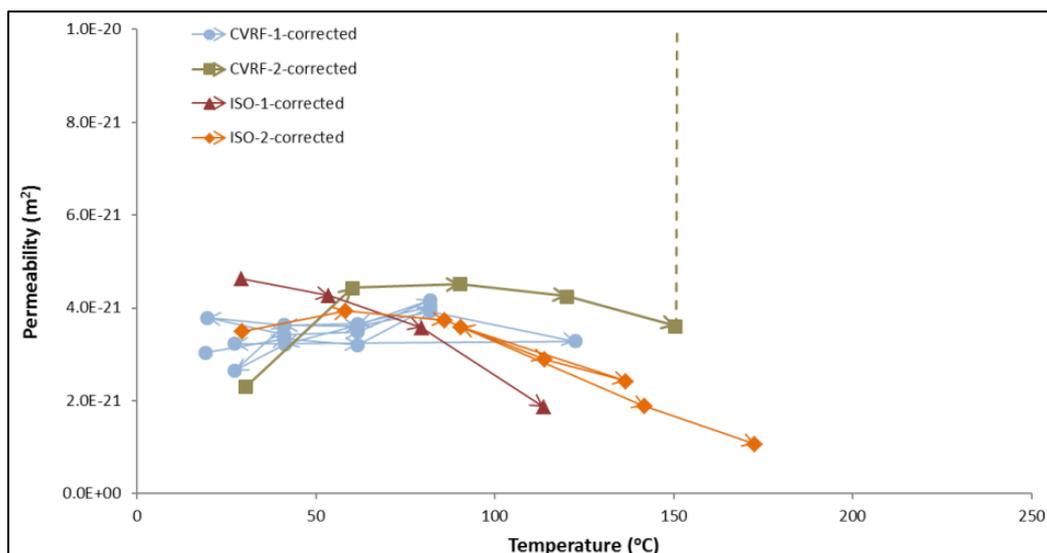
Utilizzando la bentonite come materiale di riempimento, in fase di progetto è necessario tener conto del suo comportamento in determinati intervalli di temperatura (tabella 1). Non esistono molte informazioni relative al comportamento della bentonite al di sopra dei 130-150°C, pertanto lo scopo del WG3 è stato quello di effettuare esperimenti di laboratorio su diversi campioni per studiare le variazioni che avvengono nel materiale al variare della temperatura.

Generalmente la temperatura limite di progetto, in base al tipo di roccia ospitante varia tra 100 e 150°C.

Tabella 1. Limiti di temperatura di progetto a livello internazionale per l'utilizzo della bentonite.

Country (WMO or "Project")	Host rock/buffer	Temperature limit in buffer	Reason
France (Andra, 2005)	COX clay/bentonite	100°C	mineral alteration
Belgium (Ondraf/Niras, 2005)	Boom clay/concrete	100°C	detrimental effects
Switzerland (Nagra, 2002)	Opalinus clay/bentonite	125°C (outer half)	mineral alteration
Sweden (SKB, 2005)	Crystalline/bentonite	100°C	mineral alteration
Finland (Posiva, 2013)	Crystalline/bentonite	100°C	mineral alteration
South Korea (KAERI, 2007)	Crystalline/bentonite	100°C *125°C wanted, 2016	mineral alteration
Germany ("AnSichT", 2016)	Lower Cretaceous (Opalinus) clay/ clay (+ bentonite)	150°C *proposal	scarce data for higher temperatures

È stato osservato che la stabilità del materiale è garantita per temperature intorno agli 80-85°C. Le attività svolte hanno dimostrato che per temperature superiori a 100°C, fenomeni come la cementazione e l'illitizzazione compromettono le proprietà meccaniche della bentonite. L'espansione termica porta a fratturazioni con conseguente alterazione dei parametri di trasporto, come la permeabilità ai gas che al di sopra dei 60-80 °C diminuisce con l'aumento della temperatura (figura 14). La dipendenza del comportamento della bentonite dalla temperatura influisce sulla minima distanza tra i canister e quindi sul volume necessario ad ospitarli.


Figura 14. Andamento della permeabilità della bentonite all'aumentare della temperatura.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 099	0	L	17	33

Secondo Nagra, se si riuscisse ad incrementare di 50°C il limite della temperatura di progetto nell'utilizzo della bentonite come materiale di riempimento, sarebbe possibile diminuire del 75% il volume necessario allo stoccaggio dei rifiuti.

Test idrotermici su campioni di bentonite effettuati dall'INE (Institute of Nuclear Waste Disposal, Karlsruhe) hanno mostrato che tra 150-200°C si verificano la precipitazione dei residui di silice, solfati e carbonati, che intaccano mineralogia del materiale e compromettono le sue proprietà meccaniche.

I risultati dei test di laboratorio rimangono tuttavia indicativi ai fini della ricerca, in quanto la dimensione dei campioni non garantisce la riproducibilità su scala reale. I campioni, inoltre, sono rappresentativi di una situazione *perturbata* del materiale, che rende i risultati a sé stanti e strettamente legati allo specifico campione utilizzato.

A fronte di tale limitazione vari partner hanno menzionato, tra le attività future, la sperimentazione su scala reale.

2.4 WG4: “Spent fuel characterization”

Lo scopo principale del WG4 è quello di sviluppare il programma SPIRE (Spent fuel Characterization Programme for the Implementation of geological repositories) al fine di definire i metodi per determinare le proprietà minime necessarie e le incertezze ammissibili nella caratterizzazione del combustibile esausto. Il WG4 rappresenta, inoltre, una piattaforma di cooperazione tra l'IGD-TP e SNETP incentrata sulle esigenze per la caratterizzazione del combustibile esausto, dove vanno considerate anche le caratteristiche di un ciclo chiuso, come accade per i reattori di terza e quarta generazione. Le attività svolte dal WG4 si sono incentrate sulla la caratterizzazione degli standard e delle norme tecniche, delle metodologie e degli strumenti relativi ai seguenti punti chiave:

- Tecniche di caratterizzazione: gamma e neutroni, calorimetria, metodi chimici, ecc.;
- Codici numerici;
- Dati sul combustibile: potenza, burn-up, arricchimento, ecc.;
- Inventario dei radionuclidi e dose radioattiva;
- Materiale fissile,

Le problematiche evidenziate nella caratterizzazione del combustibile esausto riguardano le implicazioni economiche legate alle incertezze sui metodi e codici di calcolo utilizzati. Questi infatti sono stati elaborati sulla base dei dati relativi allo stato e qualità del combustibile che non sono stati raccolti ai fini dello smaltimento. Pertanto le attività future saranno incentrate su tecnologie in grado di caratterizzare il combustibile attraverso l'interpretazione dei segnali delle radiazioni e restringere il più possibile il campo delle incertezze.

Per quanto riguarda i modelli numerici, la loro applicazione mira all'analisi della degradazione del combustibile e attivazione del rivestimento (cladding). Nagra sta sviluppando il modello TRITON, usando i dati sperimentali come termine di confronto per la validazione e servendosi di ORIGEN-ARP per la determinazione dell'inventario

radiologico, neutroni, termine sorgente dei gamma e potenza di decadimento (figura 15).

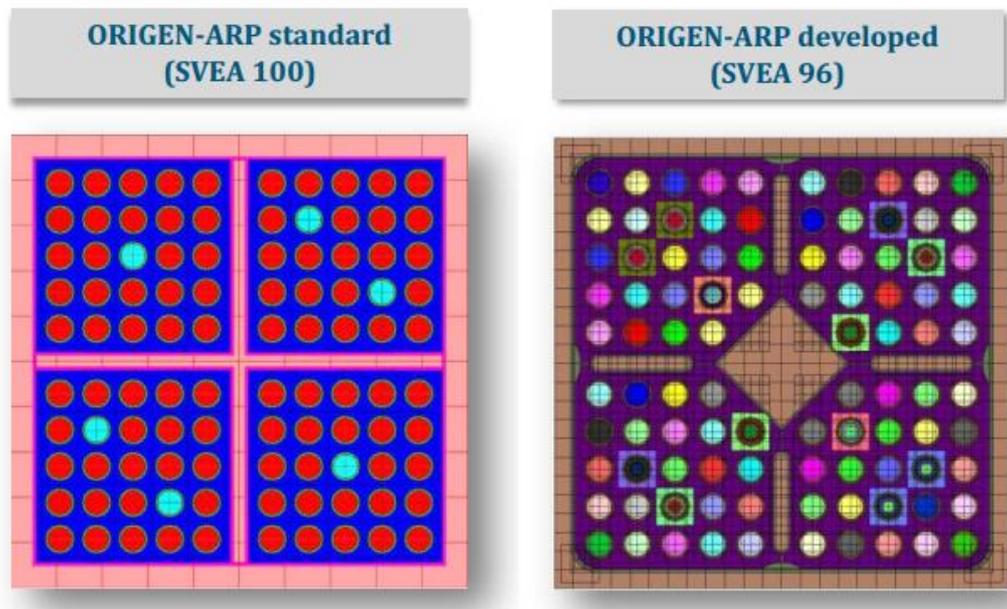


Figura 15. Sviluppo e validazione del modello per i calcoli di burn-up e attivazione.

3 I PROGETTI H2020 di ENEA

3.1 Il progetto CAST - JA3 Waste forms and their behaviour -

Il progetto **CAST** (<http://www.projectcast.eu/>) (acronimo di “**C**ARbon-14 **S**ource **T**erm) intende fornire dati per la valutazione del rilascio del ¹⁴C gassoso dalle varie matrici dei rifiuti radioattivi nel deposito geologico, attraverso lo studio dei meccanismi di generazione e di rilascio di diverse specie chimiche e considerando sia le condizioni di confinamento e di contenimento, che quelle chimico-fisiche dell’ambiente confinante.

Il progetto **CAST** è stato approvato dalla Commissione Europea, è iniziato il 01/10/2013 e durerà fino al 31/03/2018. I partecipanti sono in totale 33 ed il coordinatore è la Nuclear Decommissioning Authority inglese (NDA).

L’ENEA partecipa alle attività del progetto CAST, ed in particolare ai WP4 (resine a scambio ionico), WP5 (grafite) e WP6 (Safety case).

Il progetto è arrivato alle sue fasi conclusive e si riportano i principali risultati disponibili, per i materiali di interesse in ambito nazionale: resine, grafite irraggiate modellazione per il safety case.

3.1.1 C14 nelle resine a scambio ionico [7]

Il progetto CAST ha analizzato un'ampia varietà di resine a scambio ionico in diversi reattori.

ENEA è stata responsabile della redazione del rapporto finale sull'inventario del C14 nelle resine a scambio ionico, di cui si riassumono i principali risultati.

L'inventario totale di C14 nelle resine analizzate dal progetto CAST è dettagliato in tabella 2.

Tabella 2. Inventario di C14 nelle diverse tipologie di resine nel progetto CAST [7].

PARTNER	Tipologia di resine	inventario totale di ¹⁴C
CEA	PWR (EDF-A) wet resins	5630 ± 325 Bq/g
CEA	PWR (EDF-A) dry resins†	10754± 680 ÷ 10930 ±760 Bq/g (dry) (H ₂ O 40%) (H ₂ O 57%)
CEA	PWR (EDF-B) wet resins	2125 ± 200 Bq/g
SKB	CCU PWR wet resins	1470 Bq/g [‡] (dry weight)
SKB	CCU PWR dried resins	7.9 -21 Bq/g [§] (dry weight)
SKB	BWR	2200 - 6200 Bq/g ^{**} (dry weight)
RATEN	CANDU SIERS wet	36500 ± 2220 Bq/g
UJV	PWR SIERS	45 ±5 Bq/g
UJV	Research Reactor SIERS	2000 ± 280 Bq/g

Nelle resine a scambio ionico la distribuzione delle frazioni organiche (acidi carbossilici, composti aromatici, chetoni, alcoli, ...) ed inorganiche (essenzialmente carbonati) è risultato assai variegato fra le tipologie di resine, come si evidenzia in Tabella 3.

Tabella 3. Inventario di C14 nelle diverse forme (organico/inorganico) delle resine nel progetto CAST.

Partner	Rif. reattore	Stato	specie chimica	concentrazione ¹⁴ C (Bq/g) (% of total)
CEA	EDF–A PWR	Wet sample	Mineral form	76.6 %
			Organic form	23.4 %
CEA	EDF–A PWR [†]	Dry sample	Mineral form	23.9 % ÷ 60.3 %
			Organic form	39.7 % ÷ 73.6 %
CEA	EDF–B PWR	Wet sample	Mineral form	2.8 %
			Organic form	97.2 %
RATEN-ICN	CANDU ^{‡1}	Wet samples	Mineral form	93.1 %
			Organic form	6.9 %
SKB [§]	CCU BWR	Wet samples	Mineral form	95-99 %
			Organic form	1-5 %
SKB ^{**}	CCU BWR	Dried samples	Mineral form	8%
			Organic form	92%
SKB	RWCU PWR	Wet samples	Mineral form	70 %
			Organic form	30 %
UJV	EDU-PWR	Wet samples	Mineral form	29.2 %
			Organic form	70.8 %
UJV	ETE-PWR	Wet samples	Mineral form	37.2 %
			Organic form	62.8 %
UJV	UJV-PWR	Wet samples	Mineral form	96.2 - 100%
			Organic form	3.8 – 0 %

Per quanto riguarda il rilascio di C14 durante la sperimentazione, è stato misurato il C14 rilasciato sotto forma di gas [8] (essenzialmente CO₂, mentre il contributo della fase gas organica è risultato trascurabile) durante lo stoccaggio a temperatura ambiente e a 50°C (figure 16 e 17).

[‡] for EDF PWR samples the average values (over 3 samples) has been reported except for EDF-B, for CANDU samples the average value (over 5 samples) has been reported

[†] For the sample EDF –A (dry) the range of values has been reported as the different samples used for the tests exhibit different water content.

[§] For SKB samples the ¹⁴C was originally reported as Bq/MWhth so, for simplicity, only the percentage has been reported

^{**} The release of ¹⁴C in the drying process has been measured in the exhaust air from the dryer. The release seems to be nearly 100 % for inorganic ¹⁴C, which the analyses of dried samples show. The sampling equipment was not designed to measure release of organic ¹⁴C

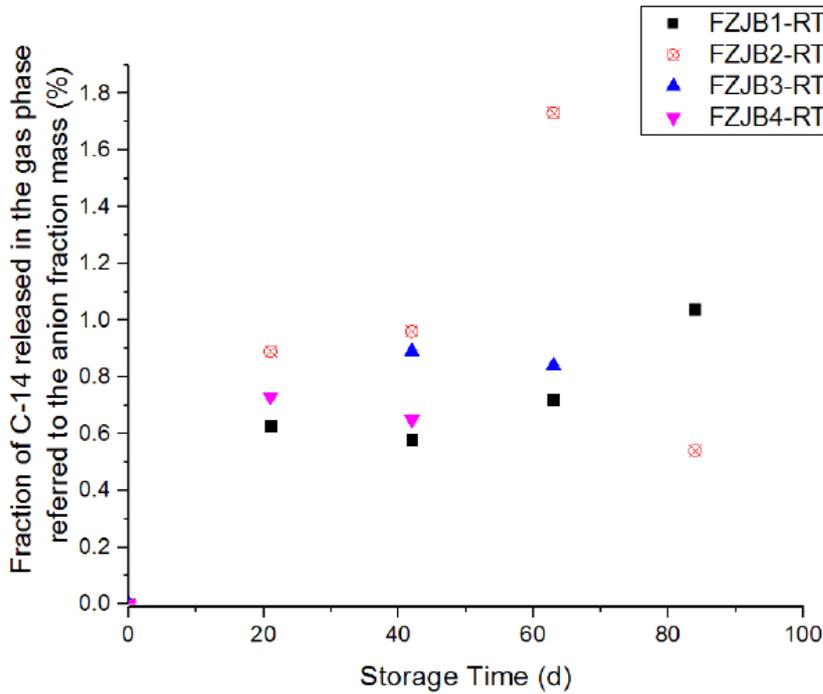


Figura 16. Cinetica di rilascio di C14 in fase gas di resine stoccate a T ambiente [8].

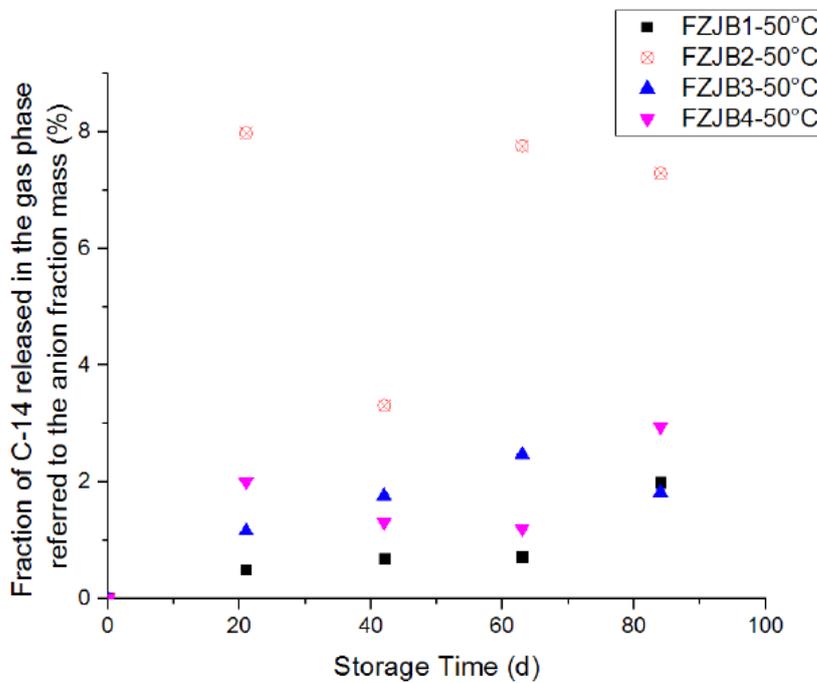


Figura 17. Cinetica di rilascio di C14 in fase gas di resine stoccate a T=50°C [8].

Appare evidente che l'equilibrio con la fase gas venga raggiunto in un tempo molto breve (dell'ordine di decine di giorni) e che quindi il principale meccanismo di rilascio a breve termine, per lo stoccaggio in aria, sia legato allo scambio ionico ed isotopico con la CO₂ atmosferica. Lo stoccaggio di resine precedentemente sottoposte ad un ciclo di vuoto e stabilizzate in atmosfera controllata (ad esempio argon) potrebbe inibire questo meccanismo di rilascio, ma la reale efficacia e durabilità di questa tipologia di stoccaggio non è valutabile.

3.1.2 C14 nella grafite

Nell'ambito del progetto CAST sono state analizzati campioni di grafite provenienti da diversi impianti nucleari.

La grafite del reattore Tedesco Rossendorf Research Reactor (RFR) è stata analizzata a diverse temperature di stoccaggio (T ambiente e T=50°C) usando soluzione alcalina 1M per simulare le condizioni alcaline di un deposito cementizio. La frazione dominante il rilascio di C14 è data dalla CO₂ (> 83%) mentre la frazione organica è trascurabile. Questi dati portano a stimare un massimo di rilascio annuo di C14 volatile di circa lo 0,007% (Figura 18) che rientra nei limiti di accettabilità del deposito tedesco Konrad [9].

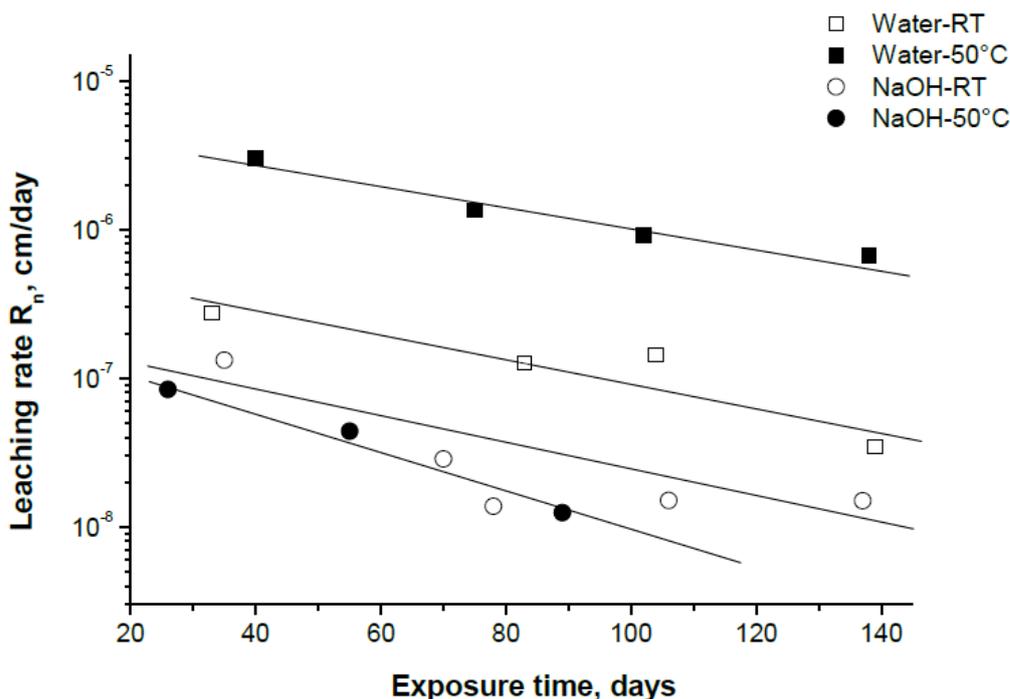


Figura 18. Rateo di rilascio di C14 dalla grafite in soluzione alcalina (NaOH) e neutra (Water) a T ambiente e T=50°C.

La grafite del reattore spagnolo Vandellós (reattore UNGG) è stata analizzata a diverse temperature di stoccaggio (T ambiente e T=50°C) usando acqua e soluzione acquosa sintetica di bentonite (vedi tabella 4) per simulare le condizioni alcaline di un

deposito cementizio. Il processo di estrazione del gas e della soluzione lisciviante è stato ripetuto con diversi cicli (figura 19) [10].

Tabella 4. Composizione della soluzione acquosa sintetica di bentonite utilizzata per l'esperimento di lisciviazione della grafite del reattore di Vandellos.

Al	< 0,03	mg/L
B	< 0,03	mg/L
Br ⁻	15,7	mg/L
Ca	100	mg/L
Cl ⁻	6,7	g/L
CO ₃ ⁼	< 12	mg/L
Electric Conductivity	16,8	mS/cm
F ⁻	< 0,5	mg/L
HCO ₃ ⁻	32,4	mg/L
K	44	mg/L
Mg	580	mg/ml
Na	4,1	g/L
NO ₃ ⁻	115	mg/L
pH	7,2	
Si	4,1	mg/ml
SiO ₂	11,9	mg/L
SO ₄ ⁼	2,0	g/L

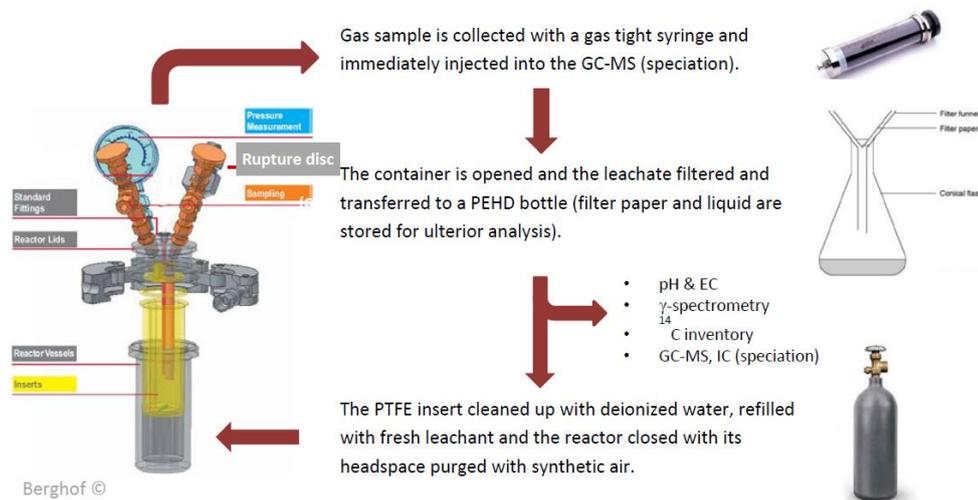


Figura 19. Schema dell'esperimento di rilascio e lisciviazione per la grafite del reattore spagnolo Vandellos.

Nelle frazioni liquide analizzate non è stata misurata una concentrazione di C14 superiore al limite di sensibilità della misura (2,40 E-2 Bq/g).

La grafite del reattore rumeno TRIGA (figura 20) è stata analizzata a T ambiente usando come soluzione lisciviante una soluzione alcalina di NaOH 0,1 M (pH 13), in condizioni aerobiche (figura 21) ed anaerobiche [11].



Figura 20. Grafite irradiata dal reattore rumeno TRIGA, utilizzata per gli esperimenti di lisciviazione.

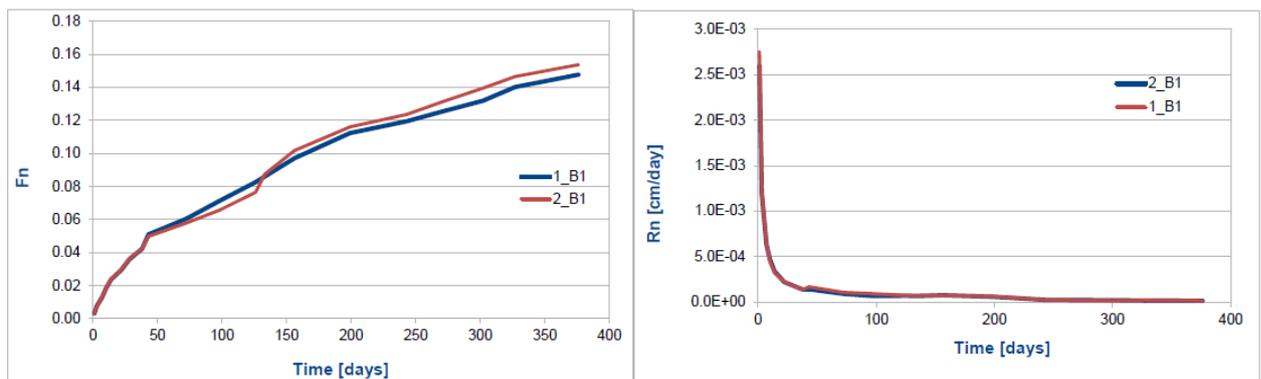


Figura 21. Frazione cumulativa di rilascio (Fn) e rateo di rilascio (Rn) di 2 campioni di grafite (1_B1 e 2_B1) dal reattore TRIGA in condizioni aerobiche.

Dopo 376 giorni di immersione in condizioni aerobiche, nella soluzione lisciviante è stata rilasciata nella soluzione circa 1,75 % dell'attività iniziale di C14 nella grafite.

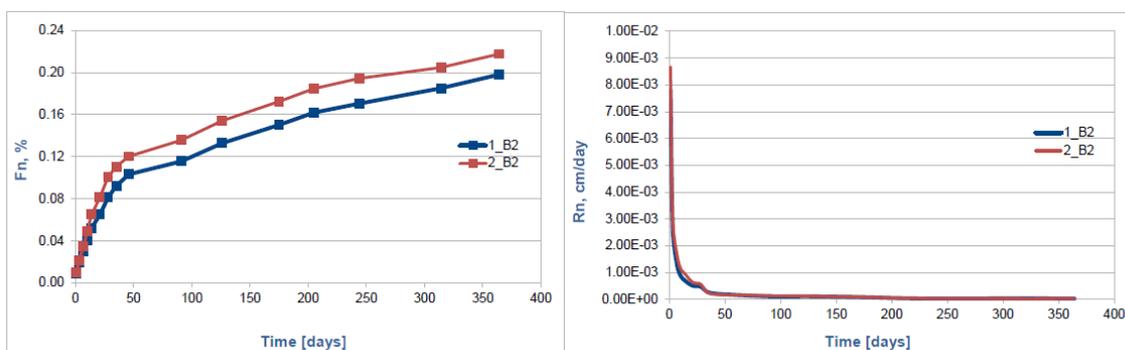


Figura 22. Frazione cumulativa di rilascio (Fn) e rateo di rilascio (Rn) di 2 campioni di grafite (1_B2 e 2_B2) dal reattore TRIGA in condizioni anaerobiche.

Dopo 365 giorni di immersione in condizioni anaerobiche, nella soluzione lisciviante è stata rilasciata nella soluzione circa 1,85 % dell'attività iniziale di C14 nella grafite.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 099	0	L	25	33

3.1.3 Modellazione nell'ambito del safety case

Lo scopo del work package 6 nell'ambito del progetto CAST è stato quello di raccogliere i dati e le informazioni degli altri work package e coordinarli per l'utilizzo nell'ambito delle analisi di sicurezza del deposito geologico, finalizzato ovviamente a valutare l'impatto radiologico del C14. In questo modo sarà possibile individuare i rischi connessi alla migrazione del C14 gassoso ed eventualmente ridurre i margini laddove l'impatto di questo radionuclide risulti trascurabile per l'ambiente e la salute umana, soprattutto nella fase di post-chiusura del deposito stesso.

Il lavoro svolto ha permesso di raccogliere le informazioni circa il C14 presente nei rifiuti radioattivi HLW-LL e ILW italiani destinati ad un eventuale futuro deposito geologico, uniformarne i dati e renderli disponibili per la comunità scientifica. Sulla base di questi dati e di altre informazioni, è stato quindi realizzato un modello concettuale di un ipotetico deposito geologico in una formazione rocciosa salina a circa 800 m di profondità. Il modello concettuale è stato quindi implementato mediante il codice di simulazione TOUGH2, al fine di modellizzare la produzione, il rilascio e la conseguente migrazione del C14 in forma gassosa all'interno del deposito stesso.

Sono state effettuate due simulazioni, a camere multiple e a camera singola, rispettivamente. La prima riferita al contesto totale dei rifiuti radioattivi presente nell'eventuale deposito, mentre la seconda riferita alla produzione e rilascio di C14 dalla sola grafite, che tuttora costituisce la tipologia di rifiuto con la maggiore presenza di questo radionuclide.

I risultati della prima simulazione sono stati utilizzati per testare la bontà del modello concettuale e l'affidabilità della sua implementazione mediante il codice TOUGH. Il modello a camera singola, ha invece permesso di definire con maggiore dettaglio i processi di trasporto del C14 gassoso, evidenziando il ruolo delle barriere ingegneristiche nel rallentamento della sua migrazione nelle prime fasi post-chiusura.

In Figura 23 è riportata una schematizzazione del modello a camera singola utilizzato nelle simulazioni di trasporto del ^{14}C gassoso rilasciato dalla sola grafite. L'area di stoccaggio è stata modellata utilizzando 1800 celle suddivise in due strati orizzontali di diverso spessore. All'interno di tale area sono stati ipotizzati 196 fusti, ciascuno con un volume di 1 m^3 , suddivisi in 4 file di 49 fusti, posti tra loro a distanza di 1 m. Lo spazio tra e al di sopra dei fusti è stato riempito di sale frantumato (backfill). Il dominio sovrastante la camera di stoccaggio è costituito da 29 strati di spessore crescente verso la superficie. Nel modello, lo shaft è costituito da 540 celle di volume di 40 m^3 nella parte inferiore e 200 m^3 in quella superiore. La base dello shaft è costituito da un monolite di cemento armato di 324 m^3 .

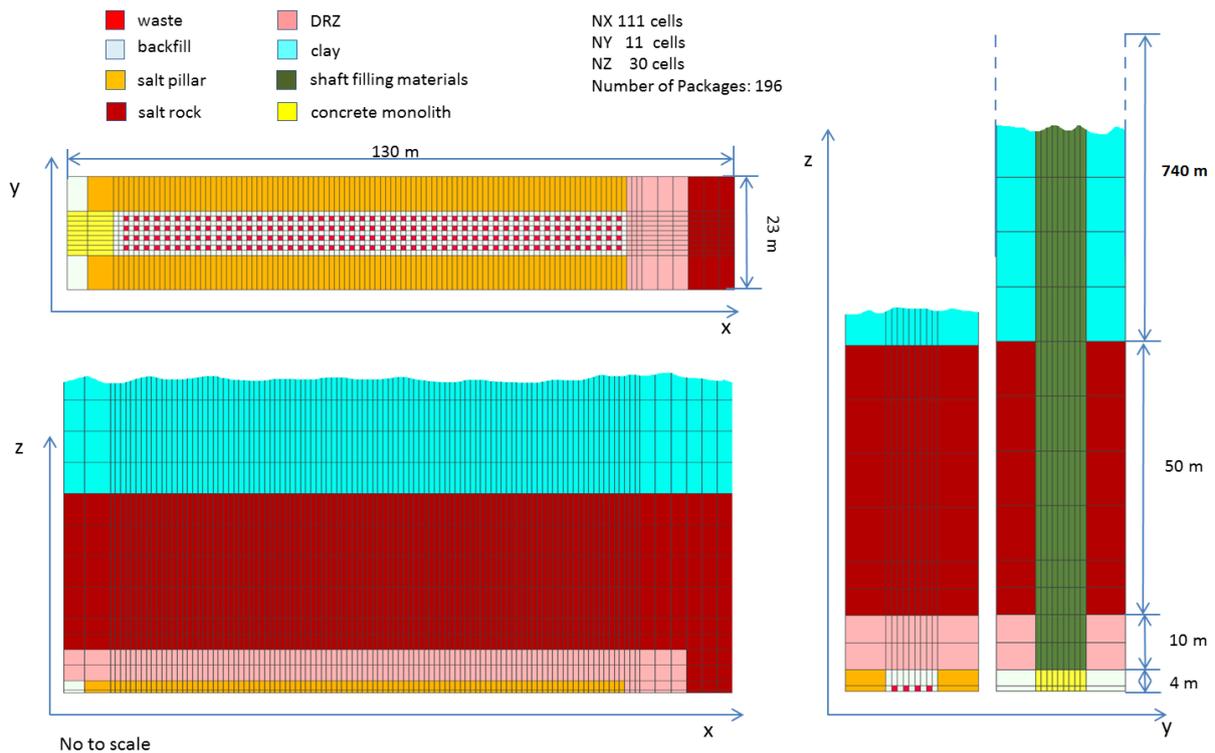


Figura 23. Dettaglio delle barriere ingegneristiche ipotizzate nel modello 'single-room' contenente 196 fusti di grafite.

Partendo da tale modello concettuale, è stato simulato un rilascio costante annuo di C14 gassoso corrispondente al 10% del contenuto totale presente nella grafite. Sono stati ipotizzati quattro diversi casi di studio, caratterizzati dal valore del coefficiente di distribuzione, K_d , delle barriere ingegneristiche. In Tabella 5 sono riportati i valori di K_d utilizzati nei quattro casi. Come si può notare si è passati dal caso 1 altamente conservativo, in cui il C14 è considerato completamente mobile attraverso tutte le barriere ingegneristiche, ai casi successivi nei quali ciascuna barriera, di volta in volta, assume un valore di K_d pari a 1, lasciando inalterato quello delle altre. Tale procedura è stata adottata per verificare quale barriera, più delle altre, garantisce un maggior ritardo del C14 gassoso.

Tabella 5. Casi di studio nelle simulazioni a stanza singola.

	DRZ	Clay	Halite	Waste Containers	Backfill	Shaft Sealing	Concrete (Monolith)
CASE	K_d (m ³ /kg)						
1	0	0	0	0	0	0	0
2	0	0	0	0	0	0	1
3	0	0	0	1	0	0	0
4	0	0	0	0	0	1	0

In f sono riportati i grafici degli andamenti della frazione di massa di 14C calcolata, nei quattro casi di studio, a livello della superficie nel dominio ipotizzato.

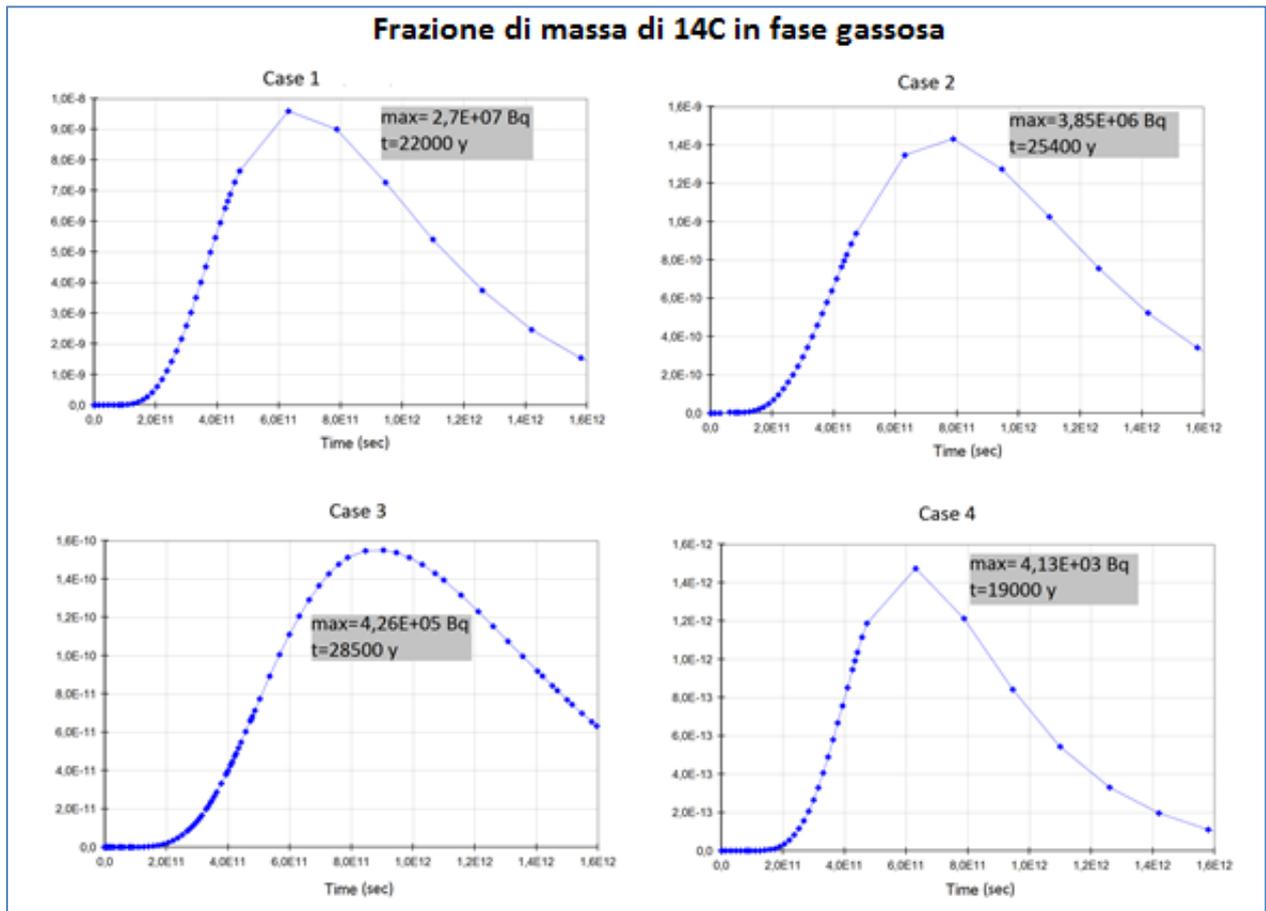


Figura 24. Frazione di massa di 14C e massima attività raggiunta calcolata in superficie.

Dai risultati ottenuti, emerge che il caso 1, come atteso, è il più critico. Infatti si ha un picco di concentrazione, a 22000 anni, quattro ordini di grandezza superiore al caso 4, che risulta il più performante in termini di sicurezza, con un massimo di circa 4KBq a 19000 anni. A seguire i rimanenti due casi, tra i quali la concentrazione massima in superficie differisce di circa un ordine di grandezza, passando da circa 4MBq del caso 2 a 0.4MBq del caso 3.

In prima approssimazione, è quindi possibile dedurre che, per valori di K_d diversi da zero, l'efficacia di una barriera aumenta all'aumentare del volume di materiale impiegato. Infatti nel caso 4 si ha un volume totale di circa 60000 m³, con $K_d=1$, del materiale di sigillatura dello shaft; nel caso 2 e nel caso 3, invece, si hanno rispettivamente circa 300 m³ di cemento armato del monolite e 700 m³ di backfill (con $K_d=1$).

3.2 Il progetto CHANCE

Lo scopo del progetto collaborativo, denominato CHANCE - **Characterization of conditioned nuclear waste for its safe disposal** (<http://chance-h2020.eu/>) è di investigare alcune problematiche ancora irrisolte nell'ambito della caratterizzazione dei rifiuti radioattivi. Il progetto è stato sottomesso nell'ambito della call NFRP 7-

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 099	0	L	28	33

2016-2017 “Research and innovation on the overall management of radioactive waste other than geological disposal” del programma europeo H2020 EURATOM Work Programme 2016-2017 ed è stato ammesso al finanziamento. Nel giugno 2017, con il kick off meeting dell’Assemblea generale del consorzio CHANCE, si è dato inizio ai lavori del progetto, che durerà 48 mesi (01/06/2017- 31/05/2021). ENEA ha partecipato alla riunione preliminare per il progetto durante l’Exchange Forum del 2015 e ha contribuito come partner alla sottomissione di questo progetto.

Il progetto trae ispirazione dalla consapevolezza che la sicurezza del deposito temporaneo e finale per i rifiuti radioattivi non può prescindere dalla caratterizzazione degli stessi e dal controllo qualità delle metodologie ad essi applicate.

Il consorzio dei partner del progetto CHANCE fornirà, pertanto, dapprima un’analisi approfondita degli attuali metodi di caratterizzazione e procedure di controllo qualità dei rifiuti condizionati in Europa; successivamente svilupperà e validerà alcune tecnologie innovative che presentano opportunità interessanti in termini di costi, rapidità di analisi e parametri analizzati.

Uno degli obiettivi principali del progetto sarà quello di verificare che le attuali tecnologie di analisi e caratterizzazione siano coerenti ed adeguate ai criteri di accettazione dei rifiuti scelti dalle agenzie per la gestione dei rifiuti radioattivi (Waste Management Organizations-WMOs), per identificare e sviluppare ulteriormente le necessarie risorse tecnologiche e metodologiche. Ad ulteriore supporto di questo obiettivo, è stato istituito all’interno di CHANCE un gruppo di End User specifico che rappresenti e promuova le necessità tecnologiche delle WMOs.

CHANCE si focalizzerà sulle seguenti tipologie di rifiuti radioattivi (classificazione IAEA) [6]:

- Very Low Level Waste (VLLW (VLLW));
- Low Level Waste (LLW);
- Intermediate Level Waste (ILW);
- High Level Waste (HLW).

Le altre due tipologie (Very Short Level Waste e Exempt Waste) sono al di fuori dello scopo di CHANCE poiché la destinazione di queste tipologie non è il deposito specifico dei rifiuti radioattivi.

CHANCE caratterizzerà, nello specifico, tre tecniche innovative che sono complementari e a quelle attuali, laddove anche alternative:

- la calorimetria non distruttiva,
- la tomografia muonica,
- la spettroscopia laser cavity ring down.

La calorimetria non distruttiva è una tecnica che riduce le incertezze relative all’inventario dei radionuclidi, specialmente quelle relative a composti di radionuclidi con deboli emissioni gamma (figura 25).



Figura 25. Strumentazione per misure di calorimetria per grossi volumi.

La tomografia muonica è anch'essa una tecnica non distruttiva e permette l'analisi di rifiuti con grandi volumi (figura 26).

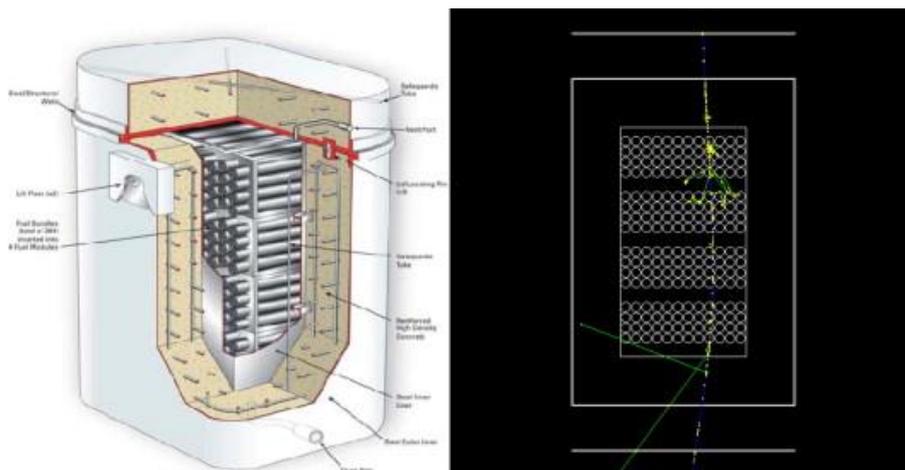


Figura 26 Schema di un contenitore per rifiuti radioattivi e simulazione del percorso dei muoni effettuato con il codice GEANT4.

La spettroscopia laser cavity ring down è una tecnica innovativa per caratterizzare i rilasci gassosi di radionuclidi con un limite di sensibilità molto basso (figura 27).

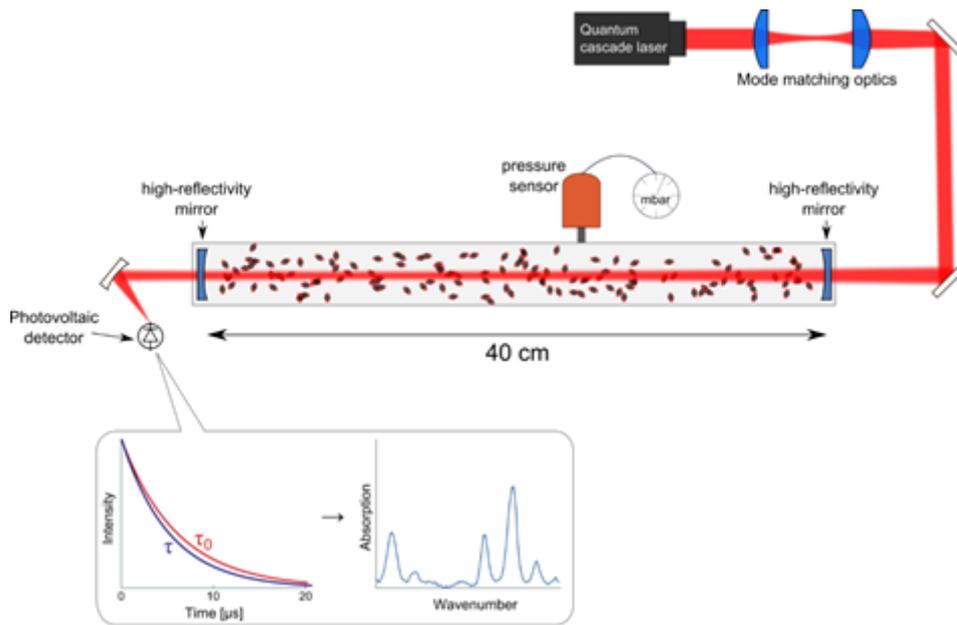


Figura 27 Schema esemplificativo del funzionamento della spettroscopia laser cavity ring down per la misura del 14C.

Uno degli obiettivi principali del progetto sarà quello di verificare la concordanza e la sovrapposizione fra i criteri di accettazione dei rifiuti da conferire al deposito e le tecnologie analitiche attualmente effettivamente disponibili per caratterizzarli, in maniera tale da identificare eventuali criticità nelle metodologie e nelle tecniche analitiche ed eventualmente superarle.

La proposta si compone di 6 work packages, dettagliati in tabella 6.

Tabella 6. Suddivisione delle attività tecnico-scientifiche del progetto CHANCE.

WP Number	Work Package Title
WP1	Management and Coordination
WP2	Methodology for pre-conditioned radioactive waste characterization: Problematic wastes and R&D proposal
WP3	Calorimetry associated with non-destructive assay techniques and uncertainties study
WP4	Muon imaging for innovative tomography of large volume and heterogeneous cemented waste packages
WP5	Innovative gas and outgassing analysis and monitoring
WP6	Dissemination activities and training

I risultati ottenuti dal progetto CHANCE saranno condivisi con tutta la comunità internazionale, per una migliore conoscenza e gestione dei rifiuti radioattivi.

Il consorzio CHANCE ha stabilito di istituire un End User Group che rappresenti e promuova gli interessi dei produttori di rifiuti, delle organizzazioni deputate al loro smaltimento, degli organi di vigilanza e delle parti sociali.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 099	0	L	31	33

4 Considerazioni Conclusive

La piattaforma IGD-TP coinvolge ormai un grande numero di soggetti interessati alle attività per il deposito geologico per i rifiuti radioattivi. Lo sforzo ora successivo sarà quello di cercare di integrare le diverse strategie e necessità dei paesi partecipanti e di valutare il grado di maturità tecnica delle tecnologie coinvolte.

Nell'ambito delle priorità rimane ovviamente strategico lo sforzo di trasferire le conoscenze dalla generazione che ha progettato il concetto del deposito e delle infrastrutture ad esso associate alle future generazioni che lo realizzeranno, lo gestiranno in sicurezza e provvederanno alla sua chiusura.

La partecipazione ai lavori della piattaforma, ed in particolare ai working groups, richiede un investimento in termini di risorse umane e strumentazioni che diventa sempre più necessario per poter partecipare attivamente alle attività di ricerca e sviluppo e per poter essere identificati come potenziali partner di proposte progettuali. ENEA tramite la partecipazione ai lavori di piattaforma è riuscita a partecipare ad una proposta progettuale nell'ambito del work programme 2016-2017 di EURATOM H2020 di cui saranno noti i risultati della selezione ad inizio 2017.

È quindi fondamentale poter utilizzare il bagaglio di esperienze e di conoscenze maturate in ambito internazionale, a seguito dell'impegno dei ricercatori nelle piattaforme e nei progetti di ricerca europei, al fine di conseguire nuove partecipazioni internazionali, opportunamente finanziate. Le competenze maturate nei contesti descritti nel presente documento, anche se sono riferite espressamente al deposito geologico, sono utilmente impiegate anche per il supporto nel futuro sviluppo del deposito Nazionale dei rifiuti radioattivi.

ELENCO DELLE ABBREVIAZIONI

CRDS	Cavity Ring Down Spectroscopy
DP	Deployment Plan
EC	European Commission
EF	Exchange Forum
EG	Executive Group IGD-TP
FP7	European Framework Programme 7
HLW	High Level Wastes
IEP	Information Exchange Platform
ILW	Intermediate Low Level Wastes
JA	Joint Action
LLW	Low Level Wastes
LSC	Liquid Scintillation Counting
MS	Mass spectrometry
ORWG	Organisational working group
R&D	Research and Deveopment
SRA	Strategic Research Agenda
TEP	Technical Project Group
TSO	Technical Support Organization
TSWG	Technical Scientific Working Group
WG	Working Group
WMOs	Waste Management Organizations

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS – LP1 – 099	0	L	33	33

BIBLIOGRAFIA

- [1] **IGD-TP**. Vision Report s.l.: European Commission - EURATOM, 2009.
- [2] **IGD-TP**. Strategic Research Agenda, 2011.
- [3] **IGD-TP**. RD&D Planning Towards Geological Disposal of Radioactive Waste - Guidance for less-advanced Programmes, 2015.
- [4] **IGD TP** web page (available online: <http://www.igdtp.eu/index.php/participants>).
- [5] **Luce A., Rizzo A., Glinatsis G., Lo Frano R.**, 2013. ENEA, RSE-ADPFISS - LP1- 038.
- [6] **International Atomic Energy Agency**, 2009. Classification of Radioactive Waste, IAEA Safety Standards Series No. GSG-1.
- [7] **Rizzo A., Bucur C., Comte J., Källoström K.**, 2017. Final Report on the Estimation of the Source Term and Speciation (D4.5). Carbon-14 Source Term (CAST) Project, N° 604779, CAST - D4.5 (<http://www.projectcast.eu/cms-file/get/iFileId/2587>).
- [8] **Rizzato C., Shcherbina N., Reiller P.E.**, 2017. Compilation and comparison of data on 14C from spent ion-exchange resins (D4.8). Carbon-14 Source Term (CAST) Project, N° 604779, CAST - D4.8 (<https://www.projectcast.eu/cms-file/get/iFileId/2589>).
- [9] **Shcherbina N., Petrova E., Guengoer M., Bukaemskiy A.**, 2017 Final evaluation of leach rates of treated and untreated i-graphite from the Rossendorf Research Reactor (D5.12) Carbon-14 Source Term (CAST) Project, N° 604779, CAST - D5.12 (<https://www.projectcast.eu/cms-file/get/iFileId/2581>).
- [10] **Magro E., Rodríguez Alcalá M., Gascón J.L., Piña G., Lara E., Sevilla L.**, 2017 Final Report on 14C Leaching from Vandellós I Graphite (D5.15). Carbon-14 Source Term (CAST) Project, N° 604779, CAST - D5.15 (<https://www.projectcast.eu/cms-file/get/iFileId/2578>).
- [11] **Bucur C., Ichim C., Florea I., Dobrin R., Bujoreanu L., Diaconescu C.**, 2017 Final report on C-14 release and inorganic/organic ratio in leachates from TRIGA irradiated Graphite (D5.10). Carbon-14 Source Term (CAST) Project, N° 604779, CAST - D5.15 (<https://www.projectcast.eu/cms-file/get/iFileId/2595>).