



Ricerca di Sistema elettrico

Informazioni sulla Sicurezza delle Centrali Frontaliere Distanti Meno di 200 km dal Territorio Nazionale

Felice De Rosa, Paolo Bartolomei

INFORMAZIONI SULLA SICUREZZA DELLE CENTRALI FRONTALIERE DISTANTI MENO DI 200 KM DAL TERRITORIO NAZIONALE

Felice De Rosa, Paolo Bartolomei - ENEA

Settembre 2016

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico - ENEA

Piano Annuale di Realizzazione 2015

Area: Produzione di energia elettrica e protezione dell'ambiente

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

Obiettivo: Sviluppo competenze scientifiche nel campo della sicurezza nucleare

Responsabile del Progetto: Felice De Rosa, ENEA

Titolo

**INFORMAZIONI SULLA SICUREZZA DELLE CENTRALI NUCLEARI
FRONTALIERE DISTANTI MENO DI 200 KM DAL TERRITORIO NA-
ZIONALE.**

Descrittori

Tipologia del documento: Rapporto Tecnico Intermedio

Collocazione contrattuale: Accordo di Programma ENEA-MiSE su Sviluppo Competenze Scientifiche nel Campo della Sicurezza Nucleare e Collaborazione ai Programmi Internazionali per il Nucleare di IV Generazione.

Argomenti trattati: Tematiche di Safety, Security e Sostenibilità nel campo della Fissione Nucleare. Sicurezza delle centrali frontaliere.

Sommario

Indicazioni sulla localizzazione e principali dettagli delle centrali frontaliere e dei tipi di reattori in esse presenti. Stress test: richieste, aspettative e risultati. Punti di forza e di debolezza delle centrali frontaliere emersi dagli stress test. Indicazioni su quanto manca per giungere ad una completa valutazione sulla sicurezza di queste centrali e raccomandazioni dai principali enti regolatori mondiali.


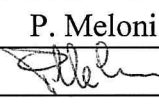

Note

Questo documento è stato realizzato congiuntamente da:

dr. Paolo Bartolomei FSN/SICNUC/TNMT


ing. Felice De Rosa FSN/SICNUC/SIN

Copia n.**In carico a:**


2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA			
0	EMISSIONE	20/09/26	NOME	F. De Rosa	P. Meloni	F. De Rosa
			FIRMA			
REV.	DESCRIZIONE	DATA	REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE	

Sommario

	Glossario.....	4
1.	Prefazione.....	6
2.	Introduzione.....	8
3.	Dettagli sulle centrali frontaliere e sui reattori nucleari in esse presenti.....	12
3.1	Centrale sloveno/croata.....	13
3.1.1	Centrale Nucleare di Krško (JEK).....	13
3.2	Centrali tedesche.....	15
3.2.1	Centrali Nucleare di Gundremmingen (KGG).....	16
3.2.2	Centrale Nucleare di Isar.....	18
3.3	Centrali svizzere.....	19
3.3.1	Centrale Nucleare di Beznau (KKB).....	19
3.3.2	Centrale Nucleare di Gösgen (KKG).....	21
3.3.3	Centrale Nucleare di Leibstadt (KKL).....	21
3.3.4	Centrale Nucleare di Mühleberg (KKM).....	24
3.4	Centrali francesi.....	25
3.4.1	Centrale Nucleare di Bugey.....	26
3.4.2	Centrale Nucleare di Cruas.....	29
3.4.3	Centrale Nucleare di Tricastin.....	32
3.4.4	Centrale Nucleare di Saint Alban.....	33
3.4.5	Centrale Nucleare di Fessenheim.....	35
4.	Richieste del Consiglio Europeo.....	39
4.1	Reazione di ENSREG e della Commissione Europea.....	40
4.1.1	Dettagli sulle specifiche di attuazione degli Stress Test.....	40
4.1.1.1	Peer Review.....	40
4.1.1.2	Metodo, tempistica e trasparenza.....	41
4.1.2	Situazioni da verificare negli Stress Test.....	41
4.1.2.1	Eventi iniziatori esterni: terremoto.....	42
4.1.2.2	Eventi iniziatori esterni: allagamento.....	43
4.1.2.3	Perdita di potenza elettrica e della capacità ultima di dissipazione del calore.....	44
4.1.2.4	Gestione degli incidenti gravi.....	46
4.1.2.5	Documentazione.....	48
4.2	Reazione dei Paesi limitrofi alla UE.....	49
4.3	Ruolo dell'ENEA nell'attuazione degli stress test.....	50
5	Dichiarazione congiunta EU-ENSREG dopo gli stress test.....	51
5.1	Punti essenziali della comunicazione della Commissione al Consiglio e al Parlamento Europeo.....	52
6	Risposta francese alla richiesta di procedere agli stress test.....	59
6.1	Valutazioni complementari sulla sicurezza degli impianti nucleari francesi e ruolo di ASN.....	59
6.1.1	Organizzazione della sicurezza nucleare in Francia.....	60
6.1.2	Approccio trasparente.....	62
6.1.3	Impianti interessati e scadenze fissate.....	62
6.1.4	Parere ASN sui memorandum forniti.....	64
6.1.5	Ispezioni mirate.....	65


 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-081	0	L	3	72

7	Stress test e ricadute su alcune centrali frontaliere.....	66
7.1	Centrale nucleare di Bugey	67
7.2	Centrale nucleare di Fessenheim	68
7.3	Centrale nucleare di Krško	68
7.4	Centrale nucleare di Gundremmingen.....	69
7.5	Centrale nucleare di Mühleberg	70
8	Conclusioni.....	71

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-081	0	L	4	72

Glossario

AFS:	Automatic Feedwater System.
ASN:	Autorité de Sûreté Nucléaire. Autorità di Sicurezza Nucleare.
BDBA:	Beyond Design Basis Accident.
CEA:	Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives. Commissariato per l'energia atomica e le energie alternative.
CFU/l:	Colony Forming Unit/liter
DBA:	Design-basis accident. Incidente base di progetto.
DBE:	Design Basis Earthquake. Terremoto base di progetto.
DBF:	Design Basis Flooding. Livello di piena di riferimento progettuale.
ECURIE:	European Community Urgent Radiological Information Exchange. Sistema di scambio rapido di informazioni radiologiche.
EERA:	European Energy Research Alliance.
EFS:	Emergency feedwater system. Sistema di emergenza dell'acqua di alimentazione.
ENSREG:	European Nuclear Safety REGULATORS Group. Gruppo dei regolatori europei in materia di sicurezza nucleare.
EOP:	Emergency-Operating Procedures.
ESNII:	European Sustainable Nuclear Industrial Initiative.
GIF:	Generation IV International Forum.
IGD-TP:	Implementing Geological Disposal Technology Platform.
INES:	International Nuclear and Radiological Event Scale. Scala internazionale degli eventi nucleari e radiologici.
IAEA:	International Atomic Energy Agency. Agenzia Internazionale Energia Atomica (AIEA).
IRSN:	Institut de Radioprotection et de sûreté Nucléaire. Istituto di Radioprotezione e Sicurezza Nucleare.
NUGENIA:	NUclear GENeration II & III Association.
OCSE-NEA:	Organisation for Economic Co-operation and Development-Nuclear Energy Agency
PGA:	Peak Ground Acceleration. Picco di accelerazione al suolo.
PSHA:	Probabilistic Seismic Hazard Assessment. Valutazione probabilistica dei rischi sismici.
PSR:	Periodic Safety Review. Revisione periodica della sicurezza.
SAM:	Severe Accident Management.
SAMG:	Severe Accident Management Guidelines.
SBO:	Station Blackout.
SFP:	Spent Fuel Pool.
SG:	Steam Generator.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-081	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 5	di 72
--	--	------------------	----------------------	------------------	-----------------

SNETP: Sustainable Nuclear Energy Technology Platform.
SSC: Systems, Structures and Components. Strutture principali, sistemi e componenti
TSO: Technical Safety-Support Organisation.
UHS: Ultimate Heat Sink. Dissipatore ultimo di calore.
USNRC: US Nuclear Regulatory Commission.
WENRA: Western European Nuclear Regulator Association.

1. Prefazione

In Italia non ci sono più centrali nucleari in esercizio, pertanto non si ha più la necessità di effettuare studi finalizzati al miglioramento degli aspetti tecnologici delle centrali nucleari di vecchia generazione. Premesso ciò, va ricordato che l'Italia è un paese occidentale tecnologicamente avanzato e circondato, anche presso i suoi confini, da centrali nucleari di altri paesi, quindi ha l'obbligo di mantenere viva la conoscenza scientifica nel settore della fissione nucleare, dando priorità a studi sugli aspetti della sicurezza (safety & security), della sostenibilità e partecipando attivamente ai network per la ricerca scientifica a livello nazionale e internazionale.

A livello nazionale l'Italia sta portando avanti un programma di ricerca sulla base di un accordo tra ENEA e il Ministero dello Sviluppo Economico, con il coinvolgimento delle università italiane dove sono ancora attivi master o corsi in ingegneria nucleare, quali il Politecnico di Milano, Politecnico di Torino, Università di Bologna, Università di Padova, Università di Palermo, Università di Pisa, Università di Roma1 "la Sapienza", consorziate nel CIRTEN (Consorzio Interuniversitario per la Ricerca Tecnologica Nucleare), e settori dell'industria, rappresentati in questo programma dalla SIET, che è un leader mondiale nel settore dei test per la ricerca e lo sviluppo di componenti e sistemi innovativi per impianti di produzione di energia elettrica, in particolare di origine nucleare.

A livello internazionale l'Italia conferma una sua partecipazione di alto livello in diversi progetti finanziati dalla UE nell'ambito dei precedenti programmi quadro EURATOM e ora in H2020 ed ha stipulato accordi di ricerca con molte organizzazioni internazionali, tra cui AIEA, OCSE-NEA-CSNI, USNRC, SNETP, NUGENIA, ESNII, EERA, GIF, IGD-TP e accordi bilaterali con centri di ricerca stranieri, principalmente con CEA e IRSN (Francia).

Al momento, temi di rilevante importanza ai fini delle ricerche, sono:

- Sviluppo modelli e validazione di codici.
- Valutazione dei rischi ai fini della sicurezza degli impianti nucleari.
- Studio di scenari che portano a gravi sequenze incidentali e valutazione dell'impatto sull'impianto, sul sito e sul territorio circostante.
- Valutazioni tecnico-scientifiche di progetti innovativi per LWR di Gen-III, III +.
- Studi per il miglioramento del funzionamento d'insieme del sistema reattore.
- Analisi neutroniche, chimiche e termo fluidodinamiche con riferimento al combustibile e alla gestione dei rifiuti.
- Analisi, valutazione della sicurezza (safety&security) e della sostenibilità dei sistemi nucleari e cicli del combustibile associati.
- Armonizzazione.
- R & S e valutazioni di sicurezza di tecnologie per reattori veloci di Gen IV.
- Valutazione dei vari approcci di smaltimento dei rifiuti radioattivi.
- Sviluppo di tecnologie per la caratterizzazione radiologica dei rifiuti radioattivi e delle tecnologie per il loro condizionamento.
- Attrezzature, test, modelli, programmi e strumenti di calcolo con modelli validati per i test di sicurezza (safety&security) e la sostenibilità della fissione nucleare.

Il mantenimento e, dove possibile, l'ulteriore sviluppo di competenze scientifiche nel campo della sicurezza nucleare rappresenta una chiave strategica nazionale per acquisire e / o migliorare un già valido livello di conoscenza di una serie di metodi, strumenti e prodotti per aumentare ulteriormente l'abilità del ricercatore e la qualità delle infrastrutture necessarie per effet-

tuare valutazioni di sicurezza e di impatto, con competenza e indipendenza di giudizio, delle centrali nucleari, anche se sono localizzate oltre i confini geografici italiani.

Il programma italiano, a questo riguardo, può essere riassunto in tre punti principali:

- Manutenzione e sviluppo di un sistema di abilità scientifica per garantire l'indipendenza di giudizio nel campo della sicurezza nucleare, la sicurezza e la sostenibilità delle applicazioni di fissione nucleare.
- Ricerca e sviluppo tecnologico, con ripercussioni sul settore industriale, in materia di centrali nucleari di generazione IV.
- Ricerca e sviluppo tecnologico per lo smaltimento sicuro dei rifiuti radioattivi (in superficie e nei depositi geologici) e valutazione di altre tecniche (separazione e trasmutazione).

Competenze e infrastrutture sono assolutamente necessarie per potersi dotare di una esperienza multi-disciplinare che, in collaborazione e sinergia con altri collaboratori del settore, possa essere utilizzata per l'espansione, indipendenza di giudizio e trasparenza nello svolgimento dei compiti che il capitale scientifico italiano potrebbe essere chiamato ad affrontare nel settore nucleare, sia per analisi e verifiche di sicurezza in collaborazione con partner internazionali, sia per valutazioni d'impatto a seguito di incidenti gravi generati dal malfunzionamento o da attentati a centrali nucleari presenti in Europa.

La politica generale di tutta l'azione può essere sviluppata nel breve, medio e lungo termine:

- Breve termine:
 - Mantenimento delle competenze tecniche e scientifiche necessarie per gli studi sulla sicurezza dei reattori.
 - Sviluppo di una capacità autonoma per una valutazione indipendente delle varie opzioni tecnologiche, in particolare in termini di sicurezza e di sostenibilità grazie ad accordi bilaterali con i principali istituti di ricerca stranieri.
- Medio termine:
 - Assicurare un adeguato ricambio generazionale, al fine di rendere valido questo circolo virtuoso anche per le generazioni future.
- Lungo termine:
 - Assicurarsi competenze di alto livello sulla fissione nucleare per rendere possibile la valutazione e il contributo alla sicurezza nello sviluppo di nuovi progetti di reattori proposti a livello internazionale. Il lavoro punta a rendere disponibili, in sinergia con il precedente PT 2012-2014, una serie di prodotti così costituiti:
 - Analisi e verifiche di sicurezza (safety & security) e sostenibilità dei sistemi nucleari e relativi cicli del combustibile.
 - Attrezzature, prove sperimentali, modelli, programmi e strumenti di calcolo con modelli validati per le verifiche di sicurezza (safety e security) e di sostenibilità del nucleare da fissione.

Tutto ciò al fine di contribuire ulteriormente allo sviluppo e al mantenimento delle competenze e delle infrastrutture tecniche e scientifiche necessarie per procedere alla analisi di sicurezza degli impianti nucleari attuali, con particolare attenzione alle possibili ricadute per l'Italia, e per verificare con competenza e indipendenza di giudizio, il livello qualitativo e lo sviluppo degli impianti nucleari di nuova generazione.

2. Introduzione

Sulla base di quanto premesso, in questo documento viene trattato l'argomento relativo alla sicurezza delle *centrali nucleari frontaliere*. Al momento, con *centrale nucleare frontaliere* si intende fare riferimento a impianti presenti in nazioni confinanti con l'Italia, localizzati entro un raggio di 200 km dai nostri confini. In figura 1 sono indicati gli impianti che si trovano a distanze non superiori ai 200 km dal nostro territorio. Si tratta di 12 centrali nucleari per un totale di 26 reattori di tipo PWR o BWR non ancora dismessi.

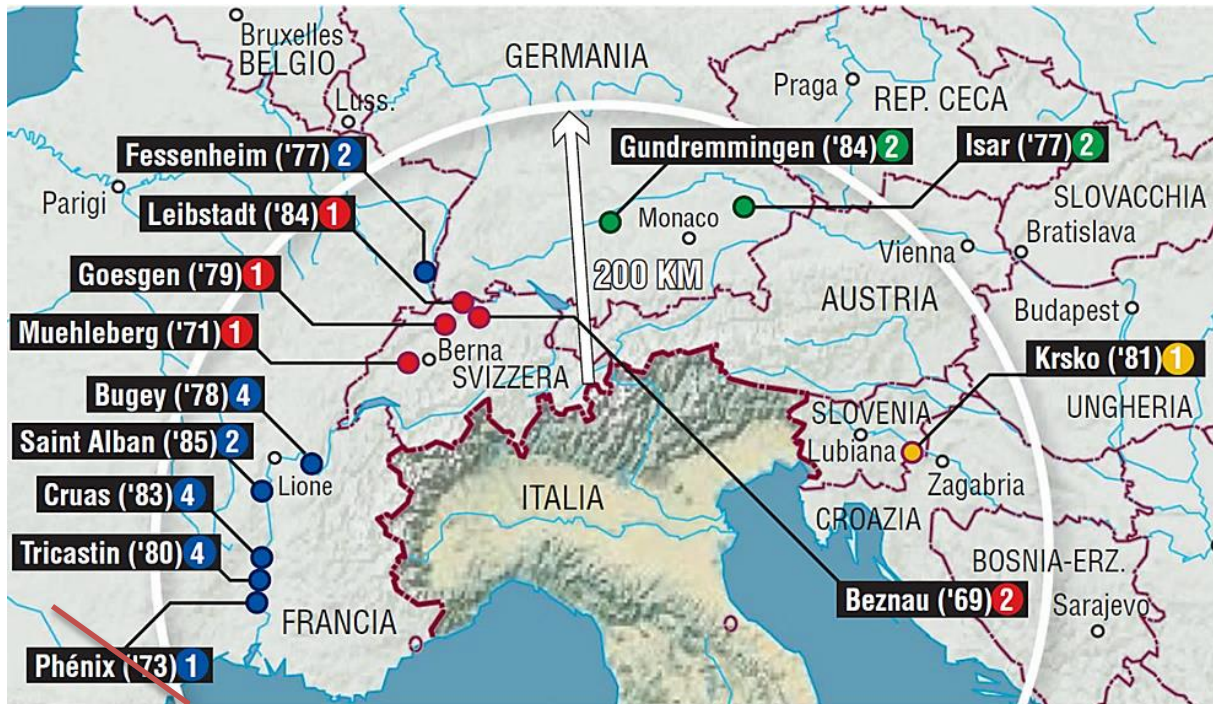


Figura 1 – Distribuzione schematica delle 12 centrali nucleari localizzate entro 200 km dal confine nazionale¹. In blu sono riportate le centrali francesi, in rosso le svizzere, in verde le tedesche e in arancione quella slovena-croata. Accanto ai nomi sono riportati data di allacciamento alla rete e numero di reattori presenti. Phénix è chiusa da tempo.

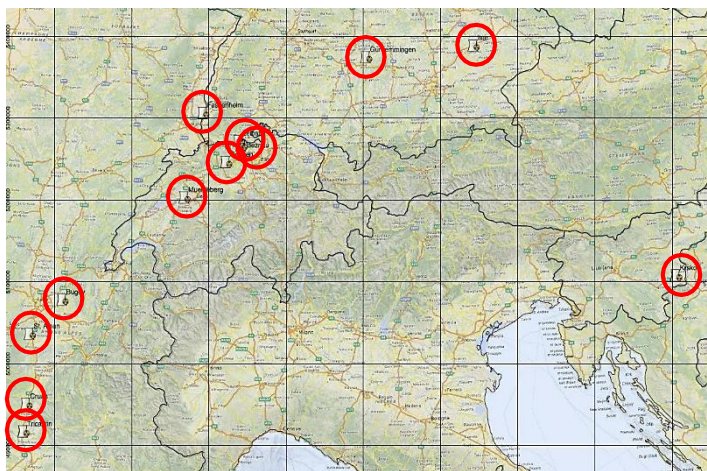


Figura 2 – Distribuzione su carta fisica delle centrali frontaliere presenti entro 200 km dai confini nazionali.

Dalla figura 2, che riporta gli stessi impianti su carta fisica, si riesce a vedere ancora meglio come le dette centrali siano localizzate tutte attorno ai confini nord e nord-est italiani.

Va ricordato che, a prescindere dal rischio, la probabilità che l'impatto di un incidente a queste centrali si verifichi all'interno del territorio italiano deve essere valutata tenendo conto della direzione del vento e di altre condizioni meteo rilevanti.

¹ Rif. International Nuclear Safety Center (INSC) – US Department of Energy (DOE).

Una breve considerazione iniziale va fatta sul combustibile usato nei noccioli dei reattori nucleari europei. È bene ricordare che circa il 5% del combustibile è di tipo MOX².

Centrali frontaliere localizzate in Francia, Germania e Svizzera hanno impianti caricati a MOX. In particolare, tutti gli impianti PWR da 900 MWe francesi sono caricati per 1/3 di nocciolo a MOX, così come a MOX sono caricati i reattori delle centrali svizzere di Beznau e Gösgen e di quelle tedesche di Gundremmingen e Isar.

In figura 3 è rappresentata la configurazione di un nocciolo di PWR francese con assembly MOX³.

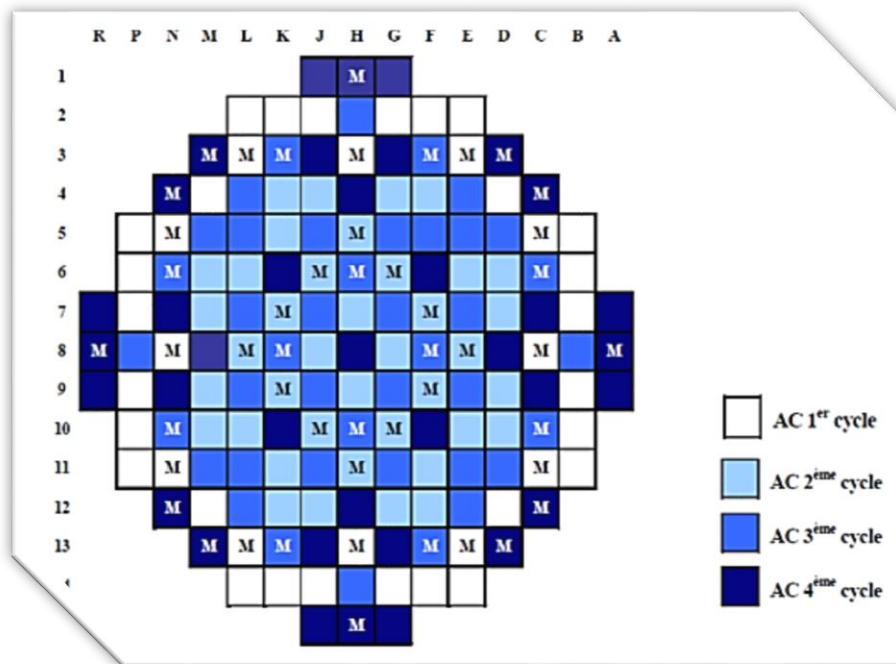


Figura 3 - Nocciolo PWR con assembly MOX - 4 cicli operativi, BU=48 GWd/MTU (EOC).

Si è qui accennato ai MOX in quanto la presenza in essi di plutonio espande le problematiche dalla pura safety alla safety & security.

Un'altra considerazione preliminare riguarda gli elementi di sicurezza relativi al sito, che sono principalmente il rischio sismico e il rischio di inondazioni. Quando sono state costruite queste centrali i criteri di localizzazione degli impianti nucleari non erano così stringenti come quelli odierni. A questo occorre aggiungere il fatto che siamo in un periodo nel quale le con-

² 15 dei 26 reattori presenti nelle centrali nucleari frontaliere sono stati negli ultimi anni riconvertiti per essere caricati ed operati con combustibile costituito da una miscela omogenea di ossidi misti di uranio e plutonio (MOX).

³ Riferimenti bibliografici: a) F. Rocchi, A. Guglielmelli, M. Sumini, "Calcoli di inventari di nocciolo per le centrali frontaliere a combustibile misto UOX-MOX e valutazione del termine sorgente in condizioni incidentali severe per alcune sequenze di particolare interesse", doc. PAR ADPFISS-LP1-053 e RdS/PAR2014/131 e b) J. L. Provost, "MOX use in PWRs EDF operation experience", Nuclear Operation Division, EDF - Generation, Global2011 – Japan - December 2011.

seguenze dei cambiamenti climatici cominciano ad essere evidenti, assistiamo ad un aumento importante degli eventi metereologici estremi, quindi occorre rivedere le stime sulle probabilità di inondazioni. Inoltre l'evoluzione delle conoscenze e delle tecniche di indagine geologica sono in grado di valutare il rischio sismico con un grado di attendibilità molto maggiore che in passato. Per questo durante l'effettuazione degli stress test post-Fukushima è stata prestata molta attenzione a questi fattori ambientali, e sicuramente occorrerà sviluppare ulteriormente questa linea di indagine.


Nei prossimi capitoli vengono analizzati vari aspetti di sicurezza di queste centrali, ma è bene evidenziare subito che la vastità dell'argomento richiede una trattazione talmente approfondita da non poter essere conclusa in questa prima annualità del PAR. Si stima che il completo sviluppo di questa tematica richiederà studi da dividere nell'intero triennio del PAR2015-2017.

Nell'attuale annualità si prevede di fornire dettagli generali sulle varie centrali frontaliere e di rendere chiaro quanto è stato svolto durante le attività conosciute con il nome di "stress test", evidenziando i punti di forza e quanto ancora può essere considerato come l'insieme dei punti di debolezza per queste centrali.

Nella prima parte del documento vengono fornite informazioni generali sulle varie centrali, al fine di conoscerle meglio, di sapere quanti e che tipi di reattori sono presenti, di conoscere la loro età ed efficienza, di verificare la loro affidabilità e se sono previsti prolungamenti di vita e/o uprating di potenza. Scopo della prima parte non è quindi entrare approfonditamente nei dettagli dei vari impianti, ma fornire indicazioni tali da poter comprendere poi, nella seconda parte, le considerazioni relative agli stress test per poi identificare potenziali punti di forza e di debolezza.

Nella seconda parte scopo principale è far comprendere a fondo cosa sono stati gli stress test, perché sono stati voluti e quali risposte i gestori sono stati chiamati a fornire alle autorità. Si entra nel dettaglio dei risultati degli stress test specificamente per le centrali in cui sono stati applicati e si fornisce una serie di indicazioni sui punti di forza, ma ciò che più conta, anche sui punti di vulnerabilità ancora presenti e su quanto manca, per complementare gli stress test, al fine di poter giungere ad una completa valutazione della sicurezza delle centrali frontaliere e di una loro risposta a possibili malfunzionamenti gravi provocati da eventi interni, eventi naturali esterni o azioni umane malevole (manipolazioni e/o atti terroristici).

Nella terza ed ultima parte, vengono riportati esempi particolareggiati di stress test ed evidenziati i principali punti critici rilevati nelle centrali frontaliere.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-081	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 11	di 72
--	--	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

PRIMA PARTE

Informazioni generali sulle centrali frontaliere

3. Dettagli sulle centrali frontaliere e sui reattori nucleari in esse presenti

In tabella 1 sono riportati alcuni dettagli relativi alle centrali frontaliere citate nel capitolo precedente.

Nome della centrale	Lat. (N)	Long. (E)	Nazione	Gestore	Tipo PWR/BWR	Potenza MW _e
Krsko ⁴	45° 56' 18"	15°30'56"	SI/KR	NEK	PWR	688
Gundremmingen B	48° 30' 53"	10°24' 08"	D	KGG	BWR	1344
Gundremmingen C	48° 30' 53"	10°24'08"	D	KGG	BWR	1344
Isar 1	48° 30' 18"	12°17'35"	D	RWE	BWR	871
Isar 2	48° 30' 18"	12°17'35"	D	RWE	PWR	1410
Beznau 1 ⁵	47° 33'07"	8°13'40"	CH	NOK	PWR	365
Beznau 2	47° 33'07"	8°13'40"	CH	NOK	PWR	365
Gösgen	47° 21' 55"	7°58'04"	CH	KKG	PWR	970
Leibstat	47° 36' 36"	8°10'59"	CH	KKL	BWR	1220
Mühleberg	46° 58'08"	5°16'16"	CH	BKW	BWR	373
Bugey 2	45° 47' 53"	5°16'16"	F	EDF	PWR	910
Bugey 3	45° 47' 53"	5°16'16"	F	EDF	PWR	910
Bugey 4	45° 47' 53"	5°16'16"	F	EDF	PWR	910
Bugey 5	45° 47' 53"	5°16'16"	F	EDF	PWR	910
Cruas 1	44° 37' 59"	4°45'25"	F	EDF	PWR	915
Cruas 2	44° 37' 59"	4°45'25"	F	EDF	PWR	915
Cruas 3	44° 37' 59"	4°45'25"	F	EDF	PWR	915
Cruas 4	44° 37' 59"	4°45'25"	F	EDF	PWR	915
Tricastin 1	44° 19' 48"	4°43'55"	F	EDF	PWR	915
Tricastin 2	44° 19' 48"	4°43'55"	F	EDF	PWR	915
Tricastin 3	44° 19' 48"	4°43'55"	F	EDF	PWR	915
Tricastin 4	44° 19' 48"	4°43'55"	F	EDF	PWR	915
St. Alban 1	44° 19' 48"	4°45'18"	F	EDF	PWR	1335
St. Alban 2	44° 19' 48"	4°45'18"	F	EDF	PWR	1335
Fessenheim 1 ⁶	47° 54' 11"	7°33'47"	F	EDF	PWR	880
Fessenheim 2	47° 54' 11"	7°33'47"	F	EDF	PWR	880

⁴ Centrale in comproprietà tra Slovenia e Croazia. Estensione vita chiesta fino al 2043 (60 anni).

⁵ Centrale in esercizio più vecchia al mondo.

⁶ Centrale francese più vecchia in esercizio.

3.1 Centrale sloveno/croata

La Slovenia ha una sola centrale nucleare, gestita operativamente dalla NEK (Nuklearna Elek-trarna Krško) e di proprietà comune tra la slovena Gen-Energija, che è parte della compagnia statale Elektro-Slovenija (ELES) e la compagnia statale croata Hrvatska elektroprivreda (HEP).

3.1.1 Centrale Nucleare di Krško (JEK)



Figura 4 – Vista della centrale nucleare di Krško⁷.

La Centrale nucleare Jedrska Elek-trarna Krško (vedi figura 4), si trova in Vrbina, nel Comune di Krško, in Slo-venia. L'impianto è stato collegato alla rete elettrica il 2 ottobre 1981 ed entra-to in esercizio commerciale il 15 gen-naio 1983. È stato costruito in joint venture tra Slovenia e Croazia, che al tempo della realizzazione erano en-trambe parte della Jugoslavia. La cen-trale dispone di un reattore di tipo PWR Westinghouse a 2-loop, con una potenza termica nominale di 1994 MWt ed elettrica netta di 696 MWe.

La carica ammonta a 48,7 tonnellate di combustibile del tipo UO_2 , con 121 elementi di com-bustibile, caratterizzati da 235 barrette e da 20 barre di assorbimento per elemento, di compo-sizione SIC (Silver 80% -Indium 15% -Cadmium 5%). Il reattore è dotato di 2 generatori di vapore, alti 20.6 metri e del peso di 345 tonnellate, con pressione all'uscita di 6.5 MPa e por-tata pari a 1088 kg/s. La massima potenza generabile nel gruppo turbo-alternatore è di 730 MWe, con portata di 1090 kg/s. La costruzione della centrale è iniziata nel 1975 ed è stata collegata alla rete nel 1981, entrando in esercizio commerciale nel 1983. Da progetto, la sua vita operativa è di 40 anni (chiusura il 14 gennaio 2023), ma è stata richiesta una proroga di altri 20 anni, che porterebbe l'estensione della vita dell'impianto fino al 14 gennaio 2043.

Si tratta probabilmente dell'unico impianto nucleare di potenza al mondo che è co-gestito da due differenti Stati: la compagnia operativa della centrale Nuklearna Elek-trarna Krško (NEK) è co-posseduta dalla compagnia slovena Gen-Energija, come parte della compagnia statale Elektro-Slovenija (ELES) e della compagnia statale croata Hrvatska elektroprivreda (HEP).

A seguito della formazione dei nuovi stati, è iniziato un lungo contenzioso, peraltro non del tutto concluso, sulla modalità di gestione dell'impianto, sul pagamento dei debiti pregressi, sulla distribuzione delle quote di energia prodotta e sulle modalità di smaltimento dei rifiuti radioattivi

Nel 1997, ELES e NEK decisero di suddividere i costi tra ELES e HEP, ma quest'ultima rifiu-tò di pagare. Nel 1998 il governo sloveno ha nazionalizzato la NEK, chiudendo le forniture di

⁷ rif. fotografia: SI-Ziga - Pubblico dominio, <https://commons.wikimedia.org/w/index.php?curid=6589173>.

elettricità alla HEP, dato che quest'ultima continuava a non pagare. Nel gennaio 2001, i leader dei due paesi sono giunti ad un accordo e la gestione congiunta della centrale è perciò cominciata il 1° gennaio 2002, ma la connessione con la Croazia è stata ristabilita solo nel 2003.

La centrale nucleare provvede a più di un quarto della elettricità slovena e a circa un quinto di quella croata, si tratta quindi di un struttura molto importante per le economie dei due Paesi soprattutto tenendo conto della situazione post-bellica. A questo si vanno ad aggiungere le esigenze di riconciliazione tra i Paesi dell'area.

Un indice del livello di tensione tra le popolazioni c'è stato proprio nella gestione dell'impianto: nei primi tempi nel momento dell'avvicendamento delle maestranze dei due Paesi quando i pullman si incrociavano sembrava di assistere all'incontro di due tifoserie avversarie con relativi lanci di slogan e insulti.

La coscienza di questa criticità ha fatto sì che nel momento in cui la Slovenia è entrata nell'Unione Europea sono state sì effettuate le necessarie verifiche sulla sicurezza dell'impianto, ma il necessario adeguamento alle normative europee è stato fatto tenendo conto della particolarità della situazione.

Sismicità

Durante la progettazione della centrale nucleare nel 1980 furono assunti come riferimento un terremoto di sicurezza (SSE) di 0.3 g ed un terremoto di base operativo di 0.15g. Gli studi sismo-tettonici originali sono stati effettuati prima della costruzione dell'impianto 1964-1968 e studi approfonditi hanno continuato tra il 1971 e il 1975.

Durante la prima revisione periodica della sicurezza (PSR) nel 1994 è stata effettuata una nuova valutazione probabilistica dei rischi sismici (PSHA) per la quale si è assunto un valore di riferimento del picco di accelerazione a terra di $PGA = 0.42g$. Un'ulteriore revisione del 2004 ha aumentato ulteriormente la stima del rischio sismico con un PGA di 0.56g.


Inondazioni

L'impianto utilizza per il raffreddamento le acque del fiume Sava ed è situato in una zona soggetta a inondazioni come si è visto anche negli eventi alluvionali del 2014. Negli anni passati il reattore è stato fermato due volte come misura precauzionale in occasione di piene con grandi trasporti di detriti solidi. L'altitudine media dei dintorni è di circa 154,5 metri sul livello del mare. La centrale si trova a 155.20 m in una pianura, che è 0,69 m sotto il livello dell'acqua di quello che ora considerata la massima piena probabile (155,89 m).

La protezione dalle inondazioni deve essere quindi garantita da dighe in tutto il sito. Il livello degli argini al 2011 era solo 0,15 metro superiore al DBF (Design Basis Flooding) ovvero il livello di piena di riferimento. Questo livello è stato stabilito in seguito all'analisi degli eventi di piena del periodo 1908-2000. L'isola nucleare e le apparecchiature di nuova installazione hanno, però, un livello di protezione più elevato e nel frattempo tutti gli argini sono stati alzati.

Gestione dei rifiuti

I rifiuti ad alta attività dell'impianto sono stoccati nella piscina per il combustibile esaurito, presso Krško, che ha la capacità di ospitare gli elementi di combustibile fino a fine vita im-

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-081	0	L	15	72

pianto, programmata per il 2023. I rifiuti a bassa attività sono raccolti all'interno dell'impianto ed in altri centri secondari. Esiste un accordo tra Slovenia e Croazia che impegna quest'ultima a ricevere, entro il 2025, una metà dei rifiuti nucleari prodotti.

Futuro dell'impianto

Il futuro di questa centrale non è ancora certo, da molti anni si registrano, da parte degli Stati vicini, preoccupanti dichiarazioni dovute ad una serie di incidenti verificatisi nell'impianto, sebbene tali incidenti non siano oggettivamente classificabili come importanti nella scala di riferimento INES. Un problema si è verificato nel 2007, quando la centrale è stata isolata e chiusa per un mese per interventi urgenti senza che i responsabili comunicassero, in sede europea, le precise motivazioni della chiusura (mancanza di trasparenza). Un altro fatto che ha richiamato notevole attenzione si è verificato il 4 giugno 2008, a seguito di una perdita di liquido refrigerante dalle pompe primarie. La Commissione Europea ha fatto scattare un allarme in tutta l'UE attraverso il sistema ECURIE (European Community Urgent Radiological Information Exchange). La centrale è stata subito spenta e la perdita opportunamente trattata. Secondo l'agenzia di controllo nucleare del paese, non si sono avute emissioni radioattive nell'ambiente e non si sono verificati danni al personale di centrale, alla popolazione e all'ambiente. Diverse agenzie di stampa di tutto il mondo hanno riferito l'accaduto, in alcuni casi anche gonfiandolo a sproposito. Ma il problema principale non è stato questo, bensì il fatto che le autorità croate, sebbene la Croazia sia titolata a ricevere informazioni da ECURIE, non sono state direttamente informate dell'incidente. Altro motivo di preoccupazione per la scarsa trasparenza è sorto quando si è appreso che le autorità slovene hanno inizialmente fatto passare l'incidente per una esercitazione e solo alcune ore dopo, a seguito di richieste di chiarimento da parte delle autorità austriache, hanno avvisato le istituzioni internazionali, compresa l'Agenzia internazionale dell'energia atomica (AIEA) e l'ECURIE. Questo esempio viene riportato per evidenziare quanto sia importante essere dotati, a livello nazionale, di un nucleo di competenza in grado di rilevare irregolarità anche al di là dei confini territoriali. Secondo alcune agenzie di sicurezza nucleare, tra cui spicca la francese Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN), l'evento incidentale è stato erroneamente trasmesso a ECURIE che, quando riceve una notifica di questa natura, ha l'obbligo di trasmetterla a tutti i paesi aderenti. L'evento, di scarsa rilevanza, è stato classificato a livello 0 (deviazione non significativa per la sicurezza) nella scala INES dell'AIEA.

Sulla centrale di Krško sono state effettuate diverse analisi di sicurezza da parte di operatori di altri paesi europei. Le prime hanno avuto luogo contestualmente alle trattative per l'ingresso della Slovenia nell'Unione Europea e in quell'occasione è stato coinvolto, tra gli altri, l'Istituto OGS di Trieste. Le ultime sono avvenute in virtù della procedura internazionale degli "stress Test" sugli impianti nucleari in seguito all'incidente di Fukushima. Il primo rapporto nazionale (Slovenian post Fukushima Action Plan) è stato redatto nel 2012 ed è poi stato aggiornato nel 2014.

3.2 Centrali tedesche

A seguito dell'incidente alla centrale nucleare di Fukushima Dai-ichi, la Germania ha optato per il suo progressivo phase-out dal nucleare: secondo fonti tedesche, l'ultima centrale cesserà la sua produzione nel 2022. Due sono le centrali tedesche che si trovano ad una distanza non superiore ai 200 km dai confini italiani: Gundremmingen e Isar.

3.2.1 Centrali Nucleare di Gundremmingen (KGG)



Figura 5 – Vista della centrale nucleare di Gundremmingen⁸.

La centrale nucleare di Gundremmingen (vedi figura 5) produce 1344 MWe di potenza da ognuno dei suoi due reattori ed è localizzata in Baviera, nel comune di Günzburg. È gestita da Kernkraftwerk Gundremmingen GmbH, in operazione congiunta tra la RWE Power AG, con sede a Essen (75%) e la E.ON Kernkraft GmbH, con sede a Hannover (25%). Ad oggi solo le unità reattore B e C, sono in funzione. L'unità A, dopo aver subito un incidente considerato di un certo rilievo, è stata chiusa definitivamente.

Incidenti alla Unità A

L'Unità A, caratterizzata da un reattore BWR con una potenza lorda di 250 MWe, è stata in funzione dal dicembre 1966 fino al 1977, anno della sua chiusura. Nel 1969 si rilevano fessurazioni in area turbine e per questo il reattore viene fermato. Si ricorda che il fluido che giunge alle turbine nei reattori di tipo BWR è quello che transita anche nel nocciolo. Lo stop durerà tre anni. Dopo altri tre anni di funzionamento, nel novembre del 1975 si registra un incidente mortale. Due uomini, che dovevano riparare una valvola, muoiono a seguito di una fuga di vapore radioattivo rilasciato a 270 °C e circa 6 MPa. Dopo altri due anni, nel gennaio 1976, si verifica un altro incidente con conseguenze molto gravi all'impianto. A causa di severe condizioni meteorologiche, due linee ad alta tensione per il trasporto dell'energia elettrica dalla centrale vengono spezzate da una abbondante nevicata. Il conseguente rapido arresto del reattore porta i sistemi ad un elevato stress termomeccanico, con un transitorio tale da portare a rilascio di vapore radioattivo all'interno dell'edificio reattore. Per un errore operativo viene poi introdotto un eccesso di acqua per il raffreddamento d'emergenza e in pratica si verifica un rilevante allagamento interno. I fluidi rilasciati, sotto forma liquida e gassosa, sono successivamente rilasciati dall'edificio all'ambiente esterno. L'impianto subisce un danneggiamento tale che il suo recupero richiederebbe un investimento di circa 180 milioni di DM. Da una analisi costi/benefici e visto che nel frattempo le unità B e C erano già in costruzione, si è deciso di non rendere nuovamente operativa l'unità A. Nel 1983 è stata presa la decisione economica e politica di smantellare l'unità. Le strutture contaminate sono state rimosse e si è attivata la fase di decontaminazione dell'edificio reattore. Al termine del decommissioning, si è concordato di realizzare un parco tecnologico laddove prima sorgeva l'unità A.

Una strana infezione

Durante un normale controllo di routine, all'interno della centrale sono stati rilevati diversi virus che hanno infettato alcuni dispositivi elettronici, tra cui un computer contenente del software per il controllo dei dati sulla movimentazione delle barre e diversi hard disk e chiavette USB. È stato identificato il worm "W32.Ramnit", che secondo la Symantec si diffonde attra-

⁸ Rif. fotografico by Felix König – Pubblico dominio, <https://commons.wikimedia.org/w/index.php?curid=4494166>.

verso le unità rimovibili e funziona come porta d'accesso (remote back-door) che permette di accedere da remoto ai dati del computer infettato. Questo worm, che attacca file di tipo EXE, DLL, HTM e HTML, si trasmette attraverso server FTP pubblico, exploit kit serviti attraverso annunci malevoli su siti web legittimi o attraverso i social media. Lo scopo principale di chi trasmette questo worm è di rubare informazioni dai computer infettati. Il worm è in grado di scrivere una copia del suo software di installazione direttamente sul file di sistema del computer e di memorizzare una copia di se stesso in memoria. In questo modo, se la minaccia viene rilevata e messa in quarantena o cancellata dall'antivirus, il worm è in grado di auto-annidarsi nuovamente nel file di sistema ed essere nuovamente operativo. Antivirus dell'ultima generazione sono in grado di difendere gli utenti da questo subdolo worm.

Un altro worm individuato è il famigerato Conficker, noto anche come Downup, Downadup o Kido, reo di aver infettato milioni di computer dotati di sistema operativo Windows in tutto il mondo. Tale worm per diffondersi ha sfruttato una vulnerabilità del servizio di rete Microsoft Windows, ma si può trasmettere anche da memorie di massa infette tipo hard disk o chiavette USB. I maggiori produttori di programmi antivirus hanno già messo a disposizione una serie di strumenti per la rimozione mirata del worm Conficker. La Microsoft, dal canto suo, ha messo a disposizione degli amministratori dei sistemi Windows il Malicious Software Removal Tool.

Secondo Eugene Kaspersky, fondatore di uno dei laboratori antivirus più importanti, non si è trattato di un attacco mirato al sistema centrale, ma solo di un'infezione contratta da qualcuno che ha collegato un dispositivo infetto al sistema. In questo caso pertanto non si deve parlare di cyber attacco alla centrale di Gundremmingen, sebbene il fatto abbia generato molte preoccupazioni a causa della facilità con cui i sistemi informatici contenenti dati sensibili possono essere violati.

Unità B e C

La costruzione è iniziata il 19 luglio 1976. L'unità B è stata completata il 9 marzo del 1984 e l'Unità C il 26 ottobre 1984. Entrambe le unità sono dei BWR, caricati con 784 elementi di combustibile ognuno dei quali contiene 174 kg di UO₂ per un totale di circa 136 tonnellate di combustibile. L'acqua di raffreddamento viene prelevata dal fiume tramite un canale lungo 1400 metri e condensa nelle torri di raffreddamento ad una velocità di 0,7 m³/s. L'acqua residua torna al fiume attraverso una condotta sotterranea. La potenza netta è di circa 1300 MWe per reattore, si tratta quindi di unità molto grandi. Il 19 dicembre 2007 il Bayerisches Umweltministerium (Ministero dell'Ambiente della Baviera) ha autorizzato un aumento della potenza di 160 MWt con surplus di produzione elettrica paria a 52 MWe. Negli anni più recenti, in queste due unità si opera una gestione ottimizzata del carico elettrico, che porta ad una riduzione della produzione durante i fine settimana per effetto della riduzione della domanda.

A partire dal 1995, le unità hanno fatto uso di combustibile tipo MOX.

La chiusura definitiva dell'unità B è prevista per il dicembre 2017 e quella dell'unità C per il 2021.

Deposito temporaneo del combustibile nucleare esaurito

Dal mese di agosto del 2004 si è proceduto alla realizzazione in centrale di un deposito di stoccaggio temporaneo per il combustibile esaurito. La costruzione dell'edificio (lungo 104 m, largo 38 m, e alto 18 m) è stata completata alla fine del 2005. Il deposito è diventato operativo nell'agosto del 2006 ed ha una capacità di 192 allocazioni di stoccaggio.

Per ridurre al minimo il rischio di radiazioni, l'impianto è dotato di due porte, ciascuna del peso di 50 tonnellate, e di spesse pareti di cemento. Sullo spessore di queste pareti sono stati sollevati alcuni contenitori in quanto di spessore 85 cm che, paragonate a quelle di 120 cm presenti nell'area di stoccaggio di Brokdorf (Germania settentrionale) sembrano alquanto sottili. Anche il tetto di cemento, di 55 cm, appare alquanto sottile se paragonato a quello di 130 cm presente sempre a Brokdorf.

Incidenti alle Unità B e C

Agli inizi di gennaio 2008 l'unità B è stato chiuso per motivi precauzionali in quanto era stata registrata una riduzione di circa il 3% di vapore in uscita dalla zona a bassa pressione in una delle turbine. La causa è stata identificata in una saldatura difettosa in una tubazione, con bypass dei rotor della turbina da parte del vapore fuoriuscito e raggiungimento diretto del condensatore. Il danno è stato prontamente riparato e non ha portato a nessuna conseguenza per la stabilità dell'impianto, per la salute di staff e popolazione e non si è avuto nessun impatto sull'ambiente esterno. Dopo meno di una settimana l'unità B è entrata di nuovo in funzione. Sono stati registrati altri inconvenienti alle unità B e C, ma tutti classificabili come “*insignificanti ai fini della sicurezza*”.

3.2.2 Centrale Nucleare di Isar



Vicino al fiume Isar, a circa 14 km da Landshut, tra Essenbach e Niederaichbach, è localizzata la centrale nucleare di Isar, in cui sono presenti due unità, una BWR e una PWR (vedi figura 6). La centrale nucleare sorge vicino ad una centrale idroelettrica. L'unità 1 è caratterizzata da un reattore BWR da 912 MWe. La sua costruzione è iniziata nel 1972 e l'allacciamento in rete si è avuto nel 1977. In Isar 1 si è verificata una serie di incidenti non gravi, ma molti di essi con cause od effetti non del tutto chiariti.

Figura 6 – Vista della centrale nucleare di Isar⁹.

Nel 1981 l'unità viene fermata subito dopo la campagna di carico del combustibile. Nel 1988 si registra un'esplosione causata da presenza di gas all'interno dell'unità, ma le cause di tale presenza non sono mai state del tutto chiarite. Nel 1991 si verifica un transitorio d'instabilità nel core con rapido arresto del reattore. Anche in questo caso l'origine resta oscura. A causa di eccezionali ondate di calore, nei mesi di agosto 2003 e di luglio 2006, la potenza viene ridotta per evitare che la temperatura di rilascio degli scarichi idrici al fiume Isar superi i 25 °C.

A seguito della scelta politica tedesca di procedere al progressivo phase-out nucleare, l'unità 1 è stata definitivamente chiusa nel maggio 2011.

⁹ Rif. fotografico by By E.ON Kernkraft GmbH - E.ON Kernkraft GmbH, CC BY-SA 3.0, <https://commons.wikimedia.org/w/index.php?curid=3772291>.

L'unità è caratterizzata da un reattore PWR di tipo Konvoi, da 1475 MWe. La sua costruzione inizia nel 1982 e l'allacciamento in rete si ha nel 1988. Mentre l'unità 1 era stata gestita dalla sola E.ON, l'unità 2 è gestita da un consorzio formato dal 75 % di E.ON e 25 % dalla città di Monaco di Baviera. Anche il Konvoi ha fatto registrare una serie di incidenti, sebbene tutti di nessuna importanza ai fini della safety. Il phase-out porterà alla chiusura programmata dell'unità 2 attorno al 2022, sebbene da alcune parti si parli di una chiusura anticipata al 2020.

Deposito temporaneo del combustibile nucleare esaurito

In attesa di un centro di stoccaggio definitivo, previsto in Germania, è necessario provvedere allo stoccaggio temporaneo del combustibile esaurito in loco. Per questo motivo anche nella centrale Isar un centro temporaneo di stoccaggio è in uso dal 2007 e offre una capacità di raccolta di 152 contenitori di elementi di combustibile.

3.3 Centrali svizzere

Le centrali nucleari frontaliere svizzere ancora operative sono quattro: Beznau, Gösgen, Leibstat e Mühleberg. Poco dopo l'incidente nucleare di Fukushima, il governo svizzero aveva annunciato di voler procedere al phase-out sul nucleare. Come si sa, il governo ci ha poi ripensato. La Camera bassa del parlamento non si è più espressa sulla limitazione obbligatoria della durata di vita degli impianti nucleari svizzeri.

3.3.1 Centrale Nucleare di Beznau (KKB)



Figura 7 – Vista della centrale nucleare di Beznau con la centrale idroelettrica in secondo piano¹⁰.

La centrale nucleare di Beznau (vedi figura 7), è gestita dalle Nordostschweizerische Kraftwerke AG (NOK) e si trova nel comune di Döttingen (cantone Argovia, Svizzera), su un'isola artificiale nel fiume Aar, da cui preleva acqua per il raffreddamento. Questa centrale ha due unità PWR identiche, Beznau 1 e Beznau 2, da 1130 MW_t (365 MW_e) fornite dalla Westinghouse Electric.

Oltre all'elettricità, la centrale serve undici comuni limitrofi con circa 150 GWh di calore attraverso un sistema di teleriscaldamento. Beznau 1 è stato il primo reattore puramente commerciale installato in Svizzera. Nel 1969 Beznau 1 viene collegata in rete. Nel 1972, dopo cinque anni di costruzione, anche Beznau 2 diventa operativa. Va evidenziato che dopo lo spegnimento della Centrale nucleare di Oldbury in Gran Bretagna, avvenuto il 29 febbraio 2012, Beznau 1 è divenuta la più vecchia centrale elettrica nucleare in servizio nel mondo.

¹⁰ Rif. Fotografico Roland Zumbühl (Picswiss), Arlesheim (Commons: Picswiss project) - <https://commons.wikimedia.org/w/index.php?curid=453257>.

Safety

Dall'entrata in funzione della centrale, sono state effettuate numerose modifiche agli impianti per incrementare la safety. Negli anni novanta sono stati sostituiti i generatori di vapore e il sistema di controllo dei reattori. A fronte di ciò, anche le sale controllo sono state modificate e sono stati installati nuovi controlli delle turbine.

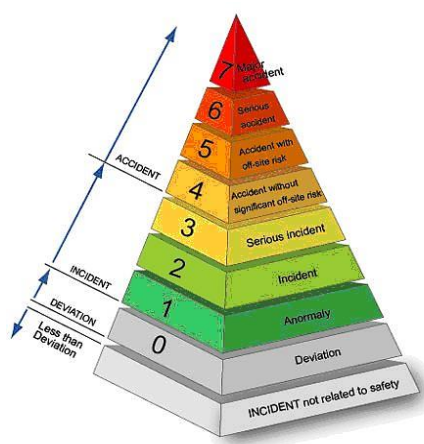
In aggiunta, ogni unità reattore è stata dotata di edificio d'emergenza, in cui sono alloggiati i sistemi di controllo per lo spegnimento di emergenza del reattore e per l'alimentazione dei generatori di vapore, una linea elettrica d'emergenza da 50 kV e un generatore diesel.

In caso di necessità, questi sistemi di sicurezza possono raffreddare e spegnere la centrale anche senza intervento umano. I due reattori sono dotati di rivestimento in cemento e acciaio che, da quanto dichiarato dal gestore, assicurano la protezione da eventi esterni naturali e artificiali, quali terremoti o impatto da aerei.

Al momento, ogni unità ha i seguenti sistemi di sicurezza:

- Doppio contenimento a sistema large dry:
 - Il contenimento primario, che racchiude il reattore vero e proprio, è in acciaio.
 - Il contenimento secondario è costituito dall'edificio in cemento armato con spessore di 40 cm.
- Triplice sistema di sicurezza per l'iniezione d'acqua ad alta pressione nel reattore (HDSI).
- Triplice sistema per l'alimentazione d'emergenza dei generatori di vapore (AFS).
- Duplice sistema per gli EFS.
- Possibilità di utilizzare fonti idriche esterne.

Nel 1993 nella centrale di Beznau è stato aperto un deposito intermedio per le scorie radioattive (ZWIBEZ). Esso consiste in una sala per rifiuti operativi di basso livello ed una per lo stoccaggio a secco del combustibile nucleare esaurito.



La serie storica incidentale del reattore indica un numero ridotto di eventi che non superano la classificazione di “*anomalie di funzionamento*” e un numero più rilevante classificabile come “*deviazioni*” nella scala INES (vedi figura 8). Un punto da tenere presente, che verrà approfondito nelle successive parti di questo documento, è che nel corso degli anni la potenza elettrica netta generata dai due reattori è stata incrementata (up-rating) per due volte: si è passati dai 350 MWe di base, mantenuti fino al 30 settembre 1996 ai 357 MWe mantenuti fino al 2 gennaio 2000 e quindi ai 365 MWe (potenza attuale).

Figura 8 – INES: International Nuclear Event Scale

3.3.2 Centrale Nucleare di Gösgen (KKG)



La centrale nucleare di Gösgen (vedi figura 9), con proprietario e gestore la Kernkraftwerk Gösgen-Däniken AG (KKG), è situata presso Däniken, nel Canton Soletta. La sua costruzione ha richiesto 6 anni, dal 1973 al 1979 ed ha iniziato l'attività commerciale nel novembre 1979. Gösgen è stata la prima centrale nucleare da 1000 MWe del paese. La centrale utilizza una torre di raffreddamento alta 150 metri e ha un PWR a 3 loop, da 3000 MWt.

Figura 9 – Vista della centrale nucleare di Gösgen¹¹.

L'impianto è stato realizzato dalla KWU, che al tempo era sussidiaria della tedesca Siemens AG e successivamente da AREVA NP. Questa centrale genera circa 8 GWh/anno, che corrispondono all'incirca al 13% dell'intero fabbisogno Svizzero. Nel 1980 è stato stimato che il costo per ogni kilowatt prodotto era di 6.30 centesimi di franco svizzero (circa 6 c\$). Questo costo è stato ridotto grazie ad una serie di modifiche e nel 2001 si è portato a circa 4.07 centesimi di franco svizzero (circa 4 c\$). La centrale svolge anche servizio di teleriscaldamento per le zone circostanti. Le quote degli azionisti sono divise nel seguente modo: ALPIQ, Olten: 40.0%, Nordostschweizerische Kraftwerke (NOK), Baden: 25.0%, Stadt Zürich: 15%, Centralschweizerische Krafwerke (CKW), Luzern: 12.5% ed Energie Wasser Bern (EWB), Bern: 7.5%.

3.3.3 Centrale Nucleare di Leibstadt (KKL)



Della centrale nucleare di Leibstadt (vedi figura 10), è proprietario e gestore la Kernkraftwerk Leibstadt (KKL). La centrale è situata nel comune di Leibstadt, Cantone Argovia (CH), sulle sponde del fiume Reno presso i confini con la Germania. È l'impianto nucleare svizzero più recente. La sua costruzione ha richiesto 10 anni, dal 1974 al 1984 ed ha iniziato l'attività commerciale nel 1984. La centrale utilizza un BWR, modello BWR6 da 3600 MWth e 1220 MWe netti. La licenza scade nel 2034.

Figura 10 – Vista della centrale di Leibstadt¹².

¹¹ Rif. fotografico: https://www.elsys-instruments.com/de/anwendungen/messloesungen_power.php

¹² Rif. Fotografico, <https://www.ensi.ch/it/temi/centrale-nucleare-di-leibstadt>.



Il KKL è soggetto ai più elevati requisiti di sicurezza. Nella foto è mostrata la zona di transito veicoli, sottoposta ad attenti controlli.

Sicurezza strutturale

Il reattore è costruito secondo il principio di barriere multiple. Il combustibile nel nocciolo del reattore è composto da pastiglie di uranio in ceramico pressato e sinterizzato. Le pastiglie di combustibile sono a loro volta sigillate in un rivestimento a tenuta di gas che forma la barra di combustibile. Un insieme di barrette forma l'elemento di combustibile, che viene alloggiato nel recipiente in pressione del reattore (RPV), un contenitore in acciaio con 15 cm di spessore che funge anche da schermo antiradiazioni. Uno schermo (Bio-shield) costituito da una parete in cemento armato di spessore di 1.5 metri circonda il recipiente in pressione del reattore. Il contenimento in acciaio circonda il "Drywell" con un liner in acciaio da 3,8 centimetri di spessore. Il contenimento è a sua volta protetto dalla parete esterna dell'edificio reattore, rappresentata da un muro in cemento armato di 1.2 m di larghezza. Il contenimento è in depressione, quindi nel caso improbabile di una fessurazione si ha penetrazione di aria verso l'interno, non verso l'esterno.

Sicurezza tecnica

I sistemi di sicurezza sono sempre disponibili e regolarmente controllati per la loro funzionalità. Al raggiungimento di un limite prefissato, il reattore si spegne automaticamente (SCRAM). Per il funzionamento ottimale dell'impianto, attraverso interventi di ingegneria meccanica ed elettrica e controlli di sicurezza, i sistemi sono stati rinnovati e adattati alle più recenti tecnologie. Il KKL ha investito circa 820 milioni di franchi ai fini della sicurezza, modernizzazione e miglioramento dell'efficienza.

3.3.4 Centrale Nucleare di Mühleberg (KKM)



La centrale nucleare di Mühleberg (in tedesco Kernkraftwerk Mühleberg, abbreviato in KKM, vedi figura 11) si trova nel comune di Mühleberg (Canton Berna, Svizzera), a circa 14 km a ovest della città di Berna e a circa 2 km a nord del villaggio e vicino all'omonima centrale idroelettrica. È gestita dalla BKW FMB Energie SA (BKW). La centrale ha un reattore ad acqua bollente (BWR IV) fornito dalla General Electric, con una potenza di 1097 MWt e di 373 MWe netti.

Figura 11 – Vista della Centrale Nucleare di Mühleberg¹³.

Il sistema viene raffreddato attingendo direttamente all'acqua del fiume Aar. La costruzione è iniziata nel 1967 e l'esercizio è iniziato nel 1972.


Misure di sicurezza

Soprattutto negli anni novanta, la centrale di Mühleberg ha subito numerosi interventi per il miglioramento del livello di sicurezza e la sostituzione di alcuni componenti risultati usurati. Nel 1989 è stato inaugurato l'edificio ospitante il SUSAN (Spezielle Unabhängige System zur Abfuhr der Nachzerfallswärme), un sistema di sicurezza contenuto in un bunker parzialmente interrato che assicura lo spegnimento del reattore in caso di eventi incidentali esterni, come l'impatto d'aereo o il cedimento contemporaneo delle dighe poste a monte della centrale. La centrale dispone di un deposito intermedio per il combustibile usato con capacità sufficiente a soddisfare i bisogni di stoccaggio fino al 2022.

Attualmente la centrale di Mühleberg dispone delle seguenti misure di sicurezza:

- Doppio contenimento del reattore a soppressione di pressione di tipo Mark I (BWR).
 - ✓ Il primo contenimento consiste in un drywell composto da acciaio e cemento armato e di un wetwell toroidale contenente 2000 m³ d'acqua.
 - ✓ Il secondo contenimento è rappresentato dall'edificio esterno, in cemento armato con spessore di 60 cm.
- Cinque sistemi di raffreddamento d'emergenza del nocciolo in caso di perdita del liquido refrigerante (doppio CS, doppio ALPS, doppio RCIC, ADS e PRV);
- Quadrupla capacità di rimozione del calore residuo dal toroide (doppio TCS e doppio STCS).
- Possibilità di utilizzare fonti idriche esterne.

¹³ Rif. fotografico, BKW FMB Energie AG - BKW FMB Energie AG, CC BY-SA 3.0, <https://commons.wikimedia.org/w/index.php?curid=4228709>.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-081	0	L	25	72

Precedenti rapporti dell’Ispettorato federale della sicurezza nucleare (IFSN) hanno confermato l’idoneità della centrale ad operare in sicurezza fino al 2012, anno di scadenza della licenza. È intenzione della KKM chiederne il prolungamento fino al 2032.

Fonte di preoccupazione

E’ stata riscontrata, a partire dagli anni novanta, la formazione di alcune crepe nel contenitore del core, causate da processi corrosivi del materiale strutturale da parte dell’acqua di raffreddamento. Nonostante le misure applicate (rinforzi strutturali, additivi chimici nell’acqua), le crepe sono cresciute di anno in anno, senza però superare il limite massimo di sicurezza: le più lunghe raggiungono circa un terzo di tale limite. Le crepe sono comunque sotto stretto controllo e nuove misure chimiche per la loro stabilizzazione sono in corso.

La serie storica incidentale del reattore indica un numero ridotto di eventi che non superano la classificazione di “*anomalie di funzionamento*” e un numero più rilevante classificabile come “deviazioni” nella scala INES.

Anche per questa centrale un punto da tenere presente è che nel corso degli anni la potenza elettrica netta generata è stata incrementata (up-rating) per due volte: si è passati dai 320 MWe mantenuti fino al 23 marzo 1993, ai 336 MWe mantenuti fino all’11 novembre 1993 e quindi ai 373 MWe (potenza attuale).

Delle 5 centrali nucleari svizzere, solo per quella di Mühleberg (la seconda più vecchia) è prevista la chiusura a breve. La Società elettrica bernese (BKW) ha annunciato che disattiverà il proprio impianto di Mühleberg il 20 dicembre 2019 precisando che il primo passo, della durata di circa nove mesi, sarà quello di rimuovere tutto il combustibile e di depositarlo nella piscina di stoccaggio del combustibile esaurito. A partire dal settembre 2020 si procederà alle successive fasi di decommissioning.

3.4 Centrali francesi

Attualmente in Francia sono attive 19 centrali elettronucleari per la produzione di energia elettrica, nelle quali sono operativi 58 reattori nucleari di tipo PWR. Sono stati dismessi 12 reattori nucleari: 8 di tipo UNGG, 1 di tipo PWR, 1 di tipo HWGCR e 2 di tipo FBR. La Francia, quindi, è il paese europeo con il maggior numero di reattori nucleari in funzione.

Da qualche tempo, Germania e Svizzera si rivolgono con una certa preoccupazione alla Francia per quanto riguarda le centrali nucleari localizzate presso i loro confini. Anche l’Italia “vede” un certo numero di centrali francesi vicine ai confini e di queste verranno fornite alcuni dettagli.

Sono cinque le centrali francesi operative che distano al massimo 200 km dall’Italia (vedi figura 12): Bugey, Cruas, Saint-Alban, Tricastin e Fessenheim.



Figura 12 – Localizzazione delle 5 centrali nucleari francesi operative che si trovano a meno di 200 km dal territorio italiano.¹⁴

3.4.1 Centrale Nucleare di Bugey



La centrale nucleare di Bugey (vedi figura 13) è situata nel comune di Saint-Vulbas (Ain), 19 km da Ambérieu-en-Bugey, 35 chilometri ad est di Lione e 70 km a sud ovest di Ginevra. Il sito occupa una superficie di 100 ettari sulla riva destra del fiume Rodano. La centrale nucleare è dotata di due reattori del tipo PWR, da 910 MWe (Bugey 2 e 3) e di due PWR da 880 MWe (Bugey 4 e 5), costruiti da Framatome e gestiti da EdF.

Figura 13 – Vista della central nucleare di Bugey.¹⁵

¹⁴ Rif. Figura 12: By Eric Gaba (Sting - fr:Sting) - Own work. Background map: Image: France_blank.svg (modified) created under cc-by-sa, CC BY-SA 2.5, <https://commons.wikimedia.org/w/index.php?curid=4855907>.

¹⁵ Rif. Fotografia: EdF.

L'anno di inizio costruzione di Bugey2 è stato il 1 novembre 1972, di Bugey 3 il 1 settembre 1973 e di Bugey 4 e 5 il 1 giugno 1975. Bugey 2 ha richiesto 6 anni di realizzazione, mentre gli altri reattori sono stati costruiti in 5 anni circa. L'anno di inizio attività commerciale per Bugey 2 e 3 è stato il 1 marzo 1979, per Bugey 4 il 1 luglio 1979 e per Bugey 5 il 3 gennaio 1980. I reattori sono raffreddati dall'acqua del Rodano direttamente per quanto riguarda le unità 2 e 3, mentre le unità 4 e 5 fanno uso di 2 torri di raffreddamento alte 128 metri. Nello stesso sito, EDF ha smantellato Bugey 1, un'unità di tipo GCR (uranio naturale-gas grafite), modello UNGG, iniziata a costruire il 1 dicembre 1965 e resa operativa il 1 luglio 1972. Bugey 1 è stata arrestata il 27 maggio 1994. La centrale di Bugey, certificata ISO 14001 dal 2003, produce, in media, ogni anno, l'equivalente del 40% del consumo energetico della regione Rhône-Alpes. Ogni anno sono previsti 6.800 prelievi e 17000 analisi e misure, eseguiti per controllare il rilascio dal sito e l'impatto ambientale. I reattori francesi da 900 MWe sono generalmente classificati usando un codice alfanumerico che fa riferimento al periodo contrattuale progettuale: CP0, CP1 e CP2. La linea CP0 è la più datata. Nelle linee CP1 e CP2 sono state implementate varie modifiche tecniche successive rispetto alla linea CP0. I quattro reattori dell'impianto Bugey sono tutti modelli della linea CP0.

La centrale nucleare di Bugey è stata progettata per una vita operativa di almeno quarant'anni. L'Autorità di sicurezza nucleare (ASN), dopo esami e prove, si pronuncia sulla possibilità di utilizzo delle centrali per altri 10 anni. La verifica decennale include una rivalutazione e una revisione di sicurezza per tenere conto dei progressi tecnologici e dei feedback di ritorno da tutti gli impianti nucleari nel mondo. La prossima verifica di idoneità per i reattori di Bugey avrà luogo a partire dal 2020.

Intrusioni (vedi figura 14)

La polizia locale ha arrestato due membri di Greenpeace che hanno operato una spettacolare azione di protesta contro il nucleare. Uno dei due è arrivato fin sopra la centrale con un parapendio motorizzato, circa alle 7:40 della mattina del 3 maggio 2012, sganciando un fumogeno e atterrando successivamente all'interno del perimetro della centrale. Il loro intento è stato di dimostrare la vulnerabilità alle intrusioni e la scarsa protezione di un posto così sensibile. Non è, infatti, scattato nessun sistema di allarme o protezione per impedire al velivolo di entrare all'interno della centrale nucleare.

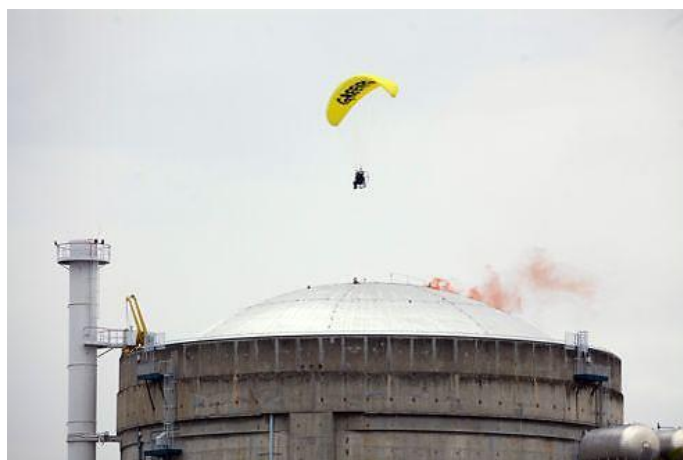


Figura 14 – Intrusione di Greenpeace.¹⁶

¹⁶ Rif. Fotografia: Le Figaro.

Terremoto

Il rischio sismico della zona è stato valutato nel 2001 (Détermination du risque sismique pour la sureté des INB de surface du 31 mai 2001 FFS2001-1); il criterio usato è sempre quello dei dati storici (database SISFRANCE) e delle valutazioni geologiche e sismo-tettoniche dell'area.

Come sisma storico di riferimento è stato preso quello del 19 febbraio 1822 a Belley, magnitudo 5,5 profondità 14 km e distanza dal sito 45 km. Come terremoto massimo storicamente verosimile è stato assunto un evento di magnitudo 5,5 a 12 km dal sito e 14 km di profondità e come terremoto di riferimento per la sicurezza un evento di magnitudo 6 nello stesso luogo del precedente, corrispondente ad un'accelerazione al suolo nel sito di Bugey di 0,15 g.

Si tratterebbe quindi di un rischio sismico piuttosto basso. Ciononostante in occasione degli stress test, di cui si parlerà più dettagliatamente nel seguito, sono stati programmati interventi di miglioramento della sicurezza sismica sia nei reattori che nelle infrastrutture (piscine per lo stoccaggio del combustibile esaurito, etc).

Inondazioni (vedi figura 15)

Gli eventi presi in considerazioni sono la massima possibile piena millenaria rottura del Rodano, la rottura della diga di Génissiat sul Rodano e la rottura della diga di Vouglans sul fiume Ain (affluente del Rodano). L'evento peggiore preso in considerazione si ha nel caso del cedimento di Vouglans a causa della piena centenaria dell'AIN, cumulata alla piena centenaria del Rodano, che comporterebbe il raggiungimento di quota 197.35 m. Attualmente gli argini a protezione dell'isola nucleare arrivano a quota 197.65 m quindi con un margine di soli 30 cm.



SITE DE BUGEY

Cotes exprimées en NGF 0

Définition de la CMS :

- Rupture de barrage (Vouglans) sur crue historique : 197,37 m en amont du site

CMM pour la crue fluviale : 3910 m³/s (196,47 m)

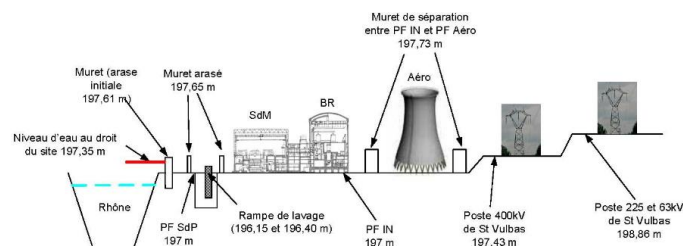


Figure 3.2 Les différents niveaux présents sur le CNPE de BUGEY

RECS BUGEY

Copyright EDF 2011
N°3 - 45/47

Figura 15 – Differenti livelli presenti sulla centrale di Bugey

Incidenti

Nel 2015, la centrale di Bugey ha dichiarato 44 eventi classificati di livello 0 e 5 di livello 1 nella scala INES. Nessuno di questi eventi ha avuto impatto sulla sicurezza degli impianti.

Radioattività rilasciata in aria (condizioni operative)

Gli scarichi gassosi provenienti dalla depurazione dei circuiti sono filtrati per trattenere il particolato e lo iodio radioattivo. Si ha stoccaggio in serbatoi per un tempo adeguato e successivo rilascio controllato in atmosfera. I gas nobili, principalmente Xenon e Krypton, sono rilasciati da camino con formula controllata. Il limite regolamentare annuale è di 2590 TBq.

Radioattività rilasciata in acqua (condizioni operative)

Solo una piccola parte dell'acqua non è riutilizzabile. Essa proviene dalle attrezzature per la pulizia riciclata o dalla manutenzione. Effluenti liquidi vengono conservati per tempo adeguato, trattati e infine rilasciati nel Rodano dopo il controllo. Il limite regolamentare annuale: 0.55 GBq (esclusa l'attività da trizio). Attività di trizio: 185000 GBq. La concentrazione di attività diluita nelle acque del Rodano come limite giornaliero da normativa, è 0.0007 GBq (esclusa l'attività del trizio). Attività di trizio: 92.5 GBq.

Impatto su staff e visitatori

I risultati di misure dosimetriche hanno indicato che nessun dipendente o imprenditore esterno ha superato il limite individuale annuo fissato da EdF in 16 mSv e quindi al di sotto del limite regolamentare di 20 mSv. Nel 2015, con riferimento alla centrale di Bugey, nessuno ha superato i 13 mSv.

Reazioni Internazionali

Sebbene dopo gli stress test siano state programmate azioni mirate a migliorare il sistema, queste non hanno convinto gli amministratori della città di Ginevra che hanno ribadito più volte la volontà di chiedere allo Stato francese la chiusura della centrale nucleare di Bugey. Per incidere maggiormente presso il governo di Parigi, hanno deciso, nel marzo del 2015, di farsi rappresentare da un avvocato ex ministro francese dell'Ambiente, Corinne Lepage per aprire una serie di azioni legali volte a ottenere la chiusura dell'impianto.

3.4.2 Centrale Nucleare di Cruas



La centrale nucleare di Cruas (vedi figura 16) si trova fra i comuni di Cruas e Meysses, dipartimento dell'Ardèche, nella regione del Rodano-Alpi. La centrale, il cui sito occupa una superficie di 148 ettari, si trova sulla riva del fiume Rodano e sorge 35 km a nord dalla centrale di Tricastin, presso la città di Montélimar. Questa centrale ha 4 reattori di tipo PWR da 915 MWe, modello REP900-CP2 (linea progettuale di 5 anni più recente di quella dei reattori presenti a Bugey).

Figura 16 – Vista della centrale nucleare di Cruas¹⁷.

¹⁷ Cruas nuclear power plant (France) 02/07/2012 Own work Yelkrokoyade.

La costruzione di Cruas 1 e 2 è iniziata il 1 agosto 1978 e il 15 novembre 1978 rispettivamente e l'anno successivo quella di Cruas 3 e 4, il 15 aprile 1979 e il 1 ottobre 1979 rispettivamente. L'inizio della loro produzione commerciale va registrato il 2 aprile 1984 (Cruas 1), 1 aprile 1985 (Cruas 2), 10 settembre 1984 (Cruas 3) e 11 febbraio 1985 (Cruas 5). La centrale copre il 40% del fabbisogno annuale della regione Rodano-Alpi.

Durante le ispezioni del 25 e 26 settembre 2008 e del 24 ottobre 2008, ASN ha controllato l'attuazione delle norme in materia di gestione del rischio di esplosione alla centrale nucleare di Cruas-Meyssse e, in particolare, l'attuazione dei requisiti del citato decreto del 31 dicembre 1999, ed ha individuato discrepanze con la regolamentazione in materia di tubazioni per il trasporto di fluidi esplosivi. In una comunicazione del 13 novembre 2008 ASN ha ordinato a EDF, il gestore della centrale di Cruas, di procedere agli interventi per allineare la centrale nucleare ai requisiti previsti nel decreto del 31 dicembre 1999. Vista la presenza negli impianti nucleari di tubi che trasportano fluidi esplosivi, gli operatori devono considerare il rischio di esplosione. Infatti, un'esplosione potrebbe danneggiare i componenti che sono essenziali per mantenere la sicurezza o che potrebbero determinare danni al contenimento e, di conseguenza, il rilascio di materiali radioattivi all'interno del reattore o anche nell'ambiente esterno.

Problemi tecnici alle tubazioni del GV

Il problema è noto come SG clogging (intasamento del generatore di vapore). Si tratta di graduale blocco, dovuto al deposito di ossido, dei passaggi tra i tubi e le piastre di supporto, progettati per consentire la circolazione dell'acqua. Questa situazione è stata portata alla luce dalle indagini condotte a seguito di un evento accaduto nel febbraio 2006 alla unità 4 della centrale. Una crepa è apparsa su un tubo del generatore di vapore ed è cresciuta in pochi mesi fino a dare luogo ad una perdita che si è verificata tra primario e secondario. Su richiesta della ASN, i controlli effettuati da EDF sono state estese per coprire i generatori di vapore in altri PWR 900, in quanto sono stati osservati livelli elevati di intasamento su un certo numero di reattori, un fatto che non era stato previsto da EDF. Sulle piastre di supporto dei tubi superiori di alcuni di essi, fino al 80% della superficie del passaggio dell'acqua è interessato al fenomeno. Delle centrali nucleari di 900 MWe più colpite, EDF ha identificato quelle di Cruas e Chinnon.

ASN ha chiesto ad EDF di proporre soluzioni per limitare la comparsa e lo sviluppo di depositi di ossido. EDF prevede di modificare le condizioni operative dei reattori per minimizzare il fenomeno di intasamento. In risposta alle richieste di ASN, EDF sta completando e perfezionando la sua analisi dell'impatto di intasamento sulla sicurezza dei PWR900 e 1300.

Incidenti

Il 28 gennaio 1999, si è reso necessario evacuare il personale a causa di scarichi radioattivi oltre i limiti. L'Autorità di sicurezza nucleare (ASN) ha deciso di avviare un'ispezione e ha classificato l'incidente come livello 1 della scala INES.

Il giorno di martedì 1 dicembre 2009 l'unità 4 è stata fermata dopo che la folta vegetazione presente nel fiume Rodano aveva causato malfunzionamento del sistema di raffreddamento. EDF ha riferito l'accaduto poco prima della mezzanotte ora locale. La normale portata d'acqua è stata ripristinata nelle prime ore del mattino e l'allarme è stato revocato intorno alle 6:30 di mercoledì 2 dicembre. L'incidente è stato classificato di livello 2 con riferimento alla scala INES. ASN ha confermato che il reattore è sempre rimasto sotto controllo e che non c'è stata alcuna conseguenza sull'ambiente.

Durante la notte dell'11 febbraio 2006, si verifica una perdita di 500 l/h tra i sistemi primari e secondari che costringe alla fermata di Cruas 4. Questo incidente è stato valutato 1 sulla scala INES. Le indagini condotte da EDF hanno stabilito che la perdita proveniva da un guasto nel supporto superiore tubi del generatore di vapore 2. Due eventi simili, ma che avevano comportato perdite di gran lunga più piccole, avevano già avuto luogo a Cruas. La rapidissima dinamica di questo difetto, che è apparso e cresciuto in meno di tre mesi dopo più di oltre venti anni di attività, fa pensare come causa ad un fenomeno basato sullo stress da vibrazioni, probabilmente legato alla progettazione del generatore di vapore e ad un elevato intasamento (clogging) nella zona tubo-piastra superiore di supporto. Da una indagine EdF risulta che anche altri 11 reattori dotati di generatori di vapore dello stesso tipo potrebbero far registrare analoghi problemi. Alle 8:10 del 6 novembre 2012, 27 dipendenti presenti in due edifici di Cruas 2 (reattore fermo per manutenzione) sono stati evacuati a seguito del rilevamento di una fuga gassosa. La situazione è stata prontamente risolta dopo poche ore, ma è rimasto un livello di attenzione nell'edificio in cui si era registrata la fuga.

Rischio allagamento

Dopo l'inondazione del sito Blayais nel mese di dicembre 1999, EdF ha iniziato a rivalutare il rischio da off-site flooding per tutti i suoi impianti nucleari. Questa rivalutazione ha riguardato principalmente una revisione del livello di progettazione del "maximum design flood level". Un problema sollevato da ASN ha riguardato la sicurezza delle installazioni per quanto riguarda l'off-site flooding. Il problema è diventato più complesso per il fatto che EdF non è l'unica proprietaria delle varie strutture che dovrebbero fornire sicurezza contro l'off-site flooding, in quanto ASN ha chiesto di valutare la robustezza, nonché il livello di sorveglianza e di manutenzione di queste strutture. EdF è stata incaricata di continuare a promuovere gli incontri e cercare accordi tra i licenziatari di queste strutture.

Rischio legionella

Le concentrazioni di legionella nei sistemi di raffreddamento secondari delle centrali nucleari con torri di raffreddamento sono variabili e dipendono da una varietà di fattori (periodo dell'anno, scalatura, qualità dell'acqua, uso di trattamento anti-amebe). Per le centrali che non usano questi tipi di trattamenti, e Cruas è tra queste, si possono raggiungere colonie con concentrazioni di più di un milione di CFU/l (**C**olony **F**orming **U**nit per litre). Per migliorare la prevenzione del rischio da legionella, ASN, insieme con la Direzione Generale per la Salute (DGS), nel 2005 ha chiesto ad EdF di rispettare i limiti di massima concentrazione nei sistemi di raffreddamento, anche attraverso l'installazione di sistemi di sorveglianza.

Terremoti

Nelle notti del 2-3 agosto 2011, del movimento sismico è avvertito a 30 km a sud ovest della centrale. In particolare si registrano due scosse di magnitudo 4.5 sulla scala Richter.

Intrusioni

Alle 6 del 5 dicembre 2011, due attivisti di Greenpeace hanno fatto irruzione nel sito. Sono stati consegnati da EdF alle autorità.

Safety

ASN ritiene che la sicurezza nucleare e la radioprotezione nel sito di Cruas-Meysse sia in linea con quanto richiesto da ASN e con quanto risposto da EdF. Il sito di Cruas-Meysse è però

stato dichiarato “sotto-performante” in termini di rigore operativo. Il 2007, ad esempio, è stato caratterizzato da una grande numero di safety events significativi, originati da non conformità alle specifiche tecniche operative.

3.4.3 Centrale Nucleare di Tricastin



La centrale nucleare di Tricastin (vedi figura 17) occupa parte del sito in cui hanno sede anche il CEA (Commissariat à l'Énergie Atomique et aux Énergies Alternatives) di Pierrelatte (che è anche un centro di ricerca militare nucleare francese), Comurhex (un'industria per la trasformazione dell'esafluoruro di uranio) ed Eurodif (un centro per l'arricchimento dell'uranio). Tutto il complesso è posizionato a cavallo dei quattro comuni di Saint-Paul-Trois-Châteaux, Pierrelatte, Bollène e Lapalud nella regione del Rodano-Alpi.

Figura 17 – Vista del sito di Tricastin.¹⁸

La centrale è costituita da 4 reattori PWR, modello REP900-CP1, da 915 MWe, che funzionano praticamente in esclusiva per il sito nucleare. Per diminuire le dispersioni, è stato infatti creato un elettrodotto di 225 kV per il trasporto dell'elettricità dai reattori al complesso industriale. Framatome è stato il fornitore e EdF è il proprietario e gestore. Anno di inizio costruzione: 1 novembre 1974 (unità 1), 7 agosto 1980 (unità 2), 1 aprile 1975 (unità 3) e 1 maggio 1975 (unità 4). Produzione commerciale: 1 dicembre 1980 (unità 1 e 2), 11 maggio 1981 (unità 3) e 1 novembre 1981 (unità 4). Questa centrale, per una serie di fattori, è tenuta sotto stretta sorveglianza dagli ispettori.

Anomalie nei filtri

Il 14 febbraio 2007, EdF ha comunicato ad ASN che in caso di un break di medie dimensioni sul sistema primario, alcuni filtri installati potrebbero non essere in grado di garantire una portata di ricircolo sufficiente e non sarebbero pertanto capaci di correggere l'anomalia. In determinate condizioni operative, i filtri Comex / Mitsubishi non sarebbero in grado di garantire la portata nominale di ricircolo richiesta per i REP900. Tale situazione coinvolge 7 reattori REP900 già equipaggiati con detti filtri, tra cui le unità 2, 3 e 4 di Tricastin. A fronte di questa situazione, EdF utilizza ora un nuovo design del filtro Comex / Mitsubishi, che corregge l'anomalia e garantisce che i filtri funzionino correttamente.

Incidenti

Si è verificato un incidente nell'impianto di ritrattamento del combustibile della centrale di Tricastin. Una cisterna è traboccata e le barriere che avrebbero dovuto trattenere il liquido, essendo in manutenzione, non sono state in grado di trattenere 30000 litri di acqua contenente

¹⁸ Rif. foto: Michiel1972 – Own work, CC BY-SA 3.0, <https://commons.wikimedia.org/w/index.php?curid=8006566>

una concentrazione di uranio pari a circa 12 gr/l. Il liquido è stato riversato in due diversi corsi d'acqua, Gaffière e Auzon. L'incidente è stato classificato di livello 1 su scala INES. A scopo precauzionale, comunque, le autorità hanno imposto una serie di divieti, tra cui l'utilizzo dell'acqua dei pozzi per irrigare le coltivazioni, di pesca, di mangiare il pesce pescato e di balneazione nei due fiumi interessati al rilascio. Le dichiarazioni rassicuranti delle autorità non sono servite a evitare lo scoppio di polemiche, alimentate da alcune organizzazioni ecologiste, in primis da «Sortir du Nucleaire».

Inondazioni

ASN ha inoltrato richieste di protezione concernenti il rischio inondazioni e la specifica protezione dell'intero sito di Tricastin. L'ASN ritiene che il progresso degli studi e i lavori richiesti procedono come previsto. Tuttavia, per il caso particolare della centrale di Tricastin, si conclude che siano necessari ulteriori studi per affrontare il rischio di inondazione da "fallimento diga". Sono chieste ulteriori valutazioni per quanto riguarda le verifiche di vulnerabilità e di protezione per quanto riguarda le piene del fiume Rodano, lo sfondamento di una diga presente sul canale Donzère Mondragon, le precipitazioni che potrebbero ad esempio portare le acque del fiume La Gaffière a superare gli argini.

Safety

ASN ritiene che le prestazioni relative alla protezione ambientale della centrale nucleare di Tricastin siano inferiori a quelle presenti in altri impianti di EdF. ASN ha concordato che la riduzione del numero di arresti reattore nel 2007 abbia portato a risultati migliori di quelli registrati negli anni precedenti, ma ritiene che la centrale debba progredire ulteriormente per quanto riguarda le specifiche tecniche operative. Sebbene si sia registrato un miglioramento nel controllo e monitoraggio dei RPVs, si è per contro avuta una regressione per quanto riguarda il controllo dei fattori ambientali durante la fase operativa della centrale e il trattamento degli effluenti.

3.4.4 Centrale Nucleare di Saint Alban




Figura 18 – Vista della centrale di Saint Alban¹⁹.

La centrale nucleare di Saint-Alban (vedi figura 18) si trova nella Isère sulle rive del Rodano, 50 km a valle di Lione, nei comuni di Saint-Alban-du-Rhône e di Saint-Maurice-esilio. Dista 17 km da Vienne, 4 km da Roches de Condrieu e Saint-Clair-du-Rhône, 6 km da Roussillon.

La centrale ha due PWR da 1335 MWe, modello REP1300-P4. Anno inizio costruzione: 29 gennaio 1979 (unità 1), 31 luglio 1979 (unità 2). Produzione commerciale: 1 maggio 1986 (unità 1) e 1 marzo 1987 (unità 2).

¹⁹ Rif. Fotografia: EdF.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-081	0	L	34	72

Nel 2014, Saint Alban ha prodotto 17,7 miliardi di kWh, pari a circa il 30% del fabbisogno della regione del Rodano-Alpi. Nel giugno 2015 iniziano i lavori per importanti modifiche al fine di estendere la vita della centrale fino al 2026. Il costo di questi lavori è stimato in 1 miliardo di €.

Rischio chimico

Ci sono due impianti classificati AS²⁰, ai fini della tutela dell'ambiente, in un raggio di 10 km: Adisseo France²¹, a Saint-Clair-du-Rhône e Rhodia²², con sede a Roussillon.

Rischio sismico

Secondo l'associazione WENRA dei regolatori nucleari dell'Europa occidentale, EDF dispone di un piano anti-sismico per Saint Alban, ma secondo un documento del 2002 di ASN, delle anomalie potrebbero rendere inutilizzabile il sistema di controllo remoto che dovrebbe garantire il raffreddamento d'emergenza dei reattori.

Rischio Inondazione

La revisione della valutazione della portata massima per il sito, eseguita dopo la tempesta del dicembre 1999, e dopo l'allagamento parziale del sito di Blayais, dimostrano che lo scenario limite di rischio inondazione esterna fa riferimento al fallimento della diga di Vouglans, che si trova 130 km a nord-est dal sito, che si potrebbe verificare per le piene del Rodano. Data la sua dimensione e il volume di acqua che detiene, la diga di Vouglans è interessata da un piano di intervento speciale nel caso di un incidente che potrebbe portare alla sua rottura. I calcoli dell'onda di piena che ne conseguirebbe tengono conto del fatto che le altre quattro dighe (Saut Mortier, Coiselet, Cize-Bolozon e Allement) a valle sul fiume Ain verrebbero anch'esse a cedere sotto gli effetti della enorme pressione che verrebbe a generarsi. Il cedimento della diga di Vouglans porterebbe ad un significativo aumento dei livelli di Ain e del Rodano.

Combustibile nucleare

La modalità di gestione del combustibile è cambiata nel corso dei primi venti anni di attività. Il reattore è stato inizialmente operato con gestione "1300 Standard" (ricarica è composta da 64 elementi di combustibile arricchito U235 al 3,1%). Dal 9 novembre 1997 si è poi passati alla gestione denominata "1300 Gemme" (un terzo del contenuto del core è sostituita ad ogni interruzione di rifornimento con ricarica composta da 64 elementi di combustibile arricchiti in U235 al 4% e 24 elementi con Gadolinio all'8%).

Intasamento delle tubazioni dei GV

Un lavaggio chimico è stato effettuato con successo nel 2007 nell'unità 1 per ridurre il livello d'intasamento delle tubazioni di scambio termico.

²⁰ In Francia, un impianto classificato per la tutela dell'ambiente (ICPE) è una installazione gestita o di proprietà di una persona fisica o giuridica, pubblica o privata, che può essere pericoloso o nocivo per i residenti, la salute, la sicurezza, la salute pubblica, l'agricoltura, la protezione della natura e dell'ambiente, conservazione dei siti e dei monumenti.

²¹ Adisseo è un gruppo industriale filiale della internazionale Blue Star, specializzata in alimentazione animale. La struttura è classificata "Seveso". Tra i prodotti trattati figurano additivi alimenti a base metionina, un amminoacido e vitamina A.

²² Rhodia appartiene al gruppo Solvay. La sua principale attività è la fabbricazione di resine di acetato di cellulosa.

Come per altre unità in altre centrali francesi, ASN ha anche chiesto ad EDF di proporre soluzioni per limitare la comparsa e lo sviluppo di depositi di ossido. EDF prevede di modificare le condizioni operative dei reattori interessati dal fenomeno per minimizzare il danno.

Contenimento

Il contenimento è costituito da una doppia parete: la prima è in cemento precompresso di 120 cm di spessore, circondata da una seconda parete in cemento armato con spessore di 55 cm. Tra le due pareti c'è una intercapedine, mantenuta in depressione attraverso un sistema di ventilazione che permette di catturare le eventuali perdite dal contenitore interno e di filtrare i fluidi prima del loro rilascio in ambiente esterno. Il volume interno è di 83700 m³.

Alimentazione elettrica

In caso di perdita di alimentazione esterna, due generatori diesel di emergenza si attivano automaticamente per alimentare separatamente i due gruppi ausiliari necessari per mantenere le funzioni di sicurezza. In caso di mancata connessione di questi, un gruppo elettrogeno a turbina può essere collegato manualmente in poche ore.

Safety

Nel 2009 ASN ha dichiarato che il centro di Saint-Alban deve progredire sotto tutti gli aspetti. Nel 2011, ASN punta ancora una volta l'attenzione sulla centrale di Saint-Alban per i suoi fallimenti in materia di protezione ambientale. Il 28 giugno 2012, Sortir du nucléaire dichiara di essere in possesso di documenti interni di EDF e IRSN (Istituto per la protezione dalle radiazioni e la sicurezza nucleare), che segnalano un'anomalia sui reattori nucleari di St. Alban. Nel 2013 e nel 2014, ASN ritiene che le prestazioni in materia di sicurezza della centrale nucleare di Saint-Alban sono divenute soddisfacenti. Il sito si distingue per la preparazione e la sorveglianza delle operazioni di manutenzione che comportano i rischi di fermata reattore. ASN ha osservato che a seguito delle non conformità rilevate nel 2006, un valido piano d'intervento è stato attuato nel 2007.

3.4.5 Centrale Nucleare di Fessenheim



La centrale di Fessenheim (vedi figura 19) è situata in Alsazia, presso la città omonima. È dotata di due reattori PWR da 880 MWe, modello REP900-CPO, costruiti da Framatome. Questi sono i due più vecchi reattori funzionanti in Francia. I modelli CPO differiscono dai successivi sia nella progettazione edilizia, sia per la mancanza di un sistema di raffreddamento, intermedio tra quello per il containment spraying e quello contenente l'acqua fluviale, che assicura un funzionamento più flessibile del sistema.

Figura 19 – Vista della centrale nucleare di Fessenheim²³.

²³ Rif. fotografia: EDF.

Anno inizio costruzione: settembre 1971 (unità 1), febbraio 1972 (unità 2). Anno inizio esercizio commerciale: gennaio 1978 (unità 1), aprile 1978 (unità 2). La centrale, di proprietà EdF per il 67.5%, EnBW per il 17.5% e di un consorzio svizzero per il 15%, sorge nelle vicinanze di una centrale idroelettrica fluviale, che le consente di non dover utilizzare torri di refrigerazione in caso di basso apporto di acqua dal bacino.

Prolungamento della vita operativa

Di fatto, la centrale nucleare di Fessenheim è stata progettata per una vita operativa di 40 anni. È l'Autorità di sicurezza nucleare (ASN), che dopo esami e prove si pronuncia sulla sua possibilità di successivo utilizzo per altri 10 anni. La terza ispezione decennale all'unità 1 è stata completata nel marzo 2010, quella alla unità 2 nel marzo 2012. A seguito di queste ispezioni, un certo numero di opere di miglioramenti e controlli molto più spinti sono stati condotti a rinforzo della sicurezza. Alla fine del 2015, il sito Fessenheim ha raggiunto tutti i requisiti tecnici richiesti dalla ASN.

Incidenti

Nel 2015, la centrale di Fessenheim ha dichiarato 21 eventi di livello 0 e 1 di livello 1 valutati con scala INES. In aggiunta a questi eventi, alcuni chiamati "generica" perché comune a più reattori sono dichiarati.

Anomalie nei filtri

Come già scritto quando si è trattata la centrale di Tricastin, tale situazione coinvolge 7 reattori REP900 già equipaggiati con detti filtri, tra cui le due unità di Fessenheim. A fronte di questa situazione, EdF utilizza ora un nuovo design del filtro Comex / Mitsubishi, che corregge l'anomalia e garantisce che i filtri funzionino correttamente.

Funzionamento anomalo delle valvole d'isolamento


Sin dal mese di agosto del 2004, guasti di varia natura hanno portato, in dieci occasioni, alla rapida chiusura delle valvole principali d'isolamento vapore sui circuiti secondari. Uno di questi eventi si è verificato durante la prima metà del 2007 sul reattore 2 di Fessenheim. La conseguenza è stata l'aumento della pressione nel secondario, limitata però dall'apertura delle valvole di sicurezza di protezione del sistema (relief valves). L'analisi delle cause di questi fallimenti ha portato la EdF, a fine marzo 2007, ad implementare l'ispezione preventiva e a misure di manutenzione su tutti i reattori. Allo stesso tempo è prevista una revisione di progetti di questa apparecchiatura per renderla più affidabile nel lungo periodo.

Resistenza al sisma

La centrale nucleare Fessenheim è stata costruita per resistere a un terremoto cinque volte più intenso del più forte terremoto storicamente registrato nella regione. Si tratta del terremoto del 1356, che ha colpito Basilea, Svizzera, che porta Fessenheim a resistere a un terremoto di 6,7 gradi della scala Richter.

Safety


ASN ritiene che il sito di Fessenheim è sotto-performante in termini di sicurezza nucleare, mentre le prestazioni negli altri settori sono globalmente in linea con lo standard. ASN ha osservato che successivamente alla attuazione del piano d'intervento, un buon progresso è stato

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-081	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 37	di 72
--	--	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

raggiunto nella formazione del personale e nell'aggiornamento della documentazione di riferimento, tuttavia, in campo strettamente operativo, ASN aveva già dal 2007 rilevato una serie di non conformità nella realizzazione dei documenti di riferimento, in particolare di quelli relativi alle regole generali di funzionamento. ASN ritiene che il sito abbia bisogno di procedere ad ulteriori progressi nei lavori di manutenzione e di riqualificazione delle attrezzature e che quindi porrà particolare attenzione a ciò negli anni a venire.

Contestazioni nazionali e internazionali

Sebbene la centrale produca una media annuale di 12.8 miliardi di kWh, pari a circa il 90% del consumo della regione alsaziana e sia certificata ISO 14001, resta il fatto che le due unità sono le più vecchie tra quelle funzionanti in Francia e quindi si registra un certo livello di contestazione interna e internazionale. La vicinanza ai confini di Germania e Svizzera e la crescente preoccupazione relativamente alla sicurezza di funzionamento della centrale, ha fatto sì che anche diverse associazioni transnazionali richiedano con una certa insistenza la sua chiusura.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-081	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 38	di 72
--	--	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

SECONDA PARTE

Stress test: cosa sono e cosa chiedono

4. Richieste del Consiglio Europeo

Il Consiglio Europeo del 25 marzo 2011 discute sugli insegnamenti da trarre dagli eventi giapponesi accaduti a Fukushima, in particolare in termini di sicurezza nucleare. L'indicazione principale è che "...occorre riesaminare la sicurezza di tutte le centrali nucleari dell'UE sulla scorta di una valutazione esauriente e trasparente dei rischi e della sicurezza ("prove di stress")".

A questo riguardo il Consiglio invita il gruppo dei regolatori europei in materia di sicurezza nucleare (ENSREG) e la Commissione Europea a definire portata e modalità di tali prove coinvolgendo pienamente gli Stati membri e valendosi delle competenze disponibili nell'Associazione delle autorità di regolamentazione nucleare dell'Europa occidentale. Si precisa che le valutazioni saranno effettuate, da un lato, da autorità nazionali indipendenti e dall'altro attraverso una peer review.

I risultati e le eventuali misure correttive da adottare dovranno essere condivisi con la Commissione Europea e in ambito ENSREG e dovranno essere resi pubblici. Sarà cura del Consiglio Europeo valutare il lavoro prodotto, entro la fine del 2011, basandosi sui contenuti di una relazione che sarà prodotta dalla Commissione Europea.

L'altro punto interessante è che l'UE chiederà che siano effettuate "prove di stress" analoghe nei paesi limitrofi e nel mondo, sia per le centrali esistenti sia per quelle in fase di progetto.

Un "test di stress" si definisce come una *rivalutazione* mirata dei margini di sicurezza delle centrali nucleari, alla luce degli eventi che si sono verificati a Fukushima: eventi naturali estremi che sfidano le funzioni di sicurezza dell'impianto e che portano a un grave incidente.

La rivalutazione consisterà in:

- Una valutazione della risposta dell'impianto nucleare di fronte ad un insieme di situazioni estreme indicate nel paragrafo "Area tecnica"
- Una verifica delle misure di prevenzione e di mitigazione scelte con la logica della difesa in profondità: eventi iniziatori, conseguente perdita delle funzioni di sicurezza, gestione degli incidenti gravi.

In queste situazioni estreme, si dovrà assumere la perdita sequenziale delle linee di difesa, seguendo un approccio deterministico, quindi indipendentemente dalla probabilità di questa perdita. In particolare, dovrà essere tenuto a mente che si possono verificare situazioni di perdita di funzioni di sicurezza e un grave incidente solo quando diverse linee di progettazione hanno fallito. Inoltre, le misure adottabili per la gestione di queste situazioni dovrebbero essere considerate come progressivamente inefficienti.

Per un dato impianto, la rivalutazione riferirà sulla risposta dello stesso e sulla efficacia delle misure di prevenzione, notando ogni potenziale punto debole ed ogni effetto perturbativo per ciascuna delle situazioni estreme considerate. Un effetto perturbativo potrebbe essere, ad esempio, il superamento di una condizione che porta ad un significativo allagamento della zona dell'impianto (tracimazione d'acqua per fallimento della barriera offerta da una diga oppure esaurimento della capacità delle batterie in caso di uno station black-out). Questo, al fine di valutare la robustezza dell'approccio di difesa in profondità, l'adeguatezza delle misure di gestione degli incidenti in corso e di identificare il potenziale di miglioramento della sicurezza, sia tecnico che organizzativo (ad esempio, procedure, risorse umane, organizzazione interventi di emergenza, uso di risorse esterne).

Per loro definizione, gli stress test tenderanno a concentrarsi su misure che potrebbero essere adottate dopo una perdita dei sistemi di sicurezza, installati per fornire protezione contro incidenti considerati in fase di progettazione. È riconosciuto che le misure adottate per proteggere il nocciolo del reattore o l'integrità della piscina di stoccaggio del combustibile esaurito (SFP) o per proteggere l'integrità del contenimento del reattore costituiscono una parte essenziale della difesa in profondità.

4.1 Reazione di ENSREG e della Commissione Europea

ENSREG (**E**uropean **N**uclear **S**afety **R**egulators **G**roup) e Commissione Europea collaborano per fornire una risposta alla richiesta del Consiglio Europeo. In particolare, sviluppano scopo e modalità per una globale valutazione di sicurezza delle centrali nucleari europee.

I punti principali da rispettare per lo svolgimento degli Stress test sono:

1. Le valutazioni di sicurezza saranno intraprese dagli operatori sotto il controllo delle autorità nazionali di regolamentazione delle centrali nucleari e inizieranno, al più tardi, entro il 1 giugno 2011. Per le valutazioni da eseguire si dovranno rispettare i contenuti delle specifiche riportate nel §4.1.1, preparate in gran parte da WENRA (Western European Nuclear Regulators Association).
2. Le valutazioni copriranno eventi straordinari scatenanti, come terremoti e inondazioni, e le conseguenze di qualsiasi altro evento scatenante che possano portare alla perdita multipla di funzioni di sicurezza che richiedono grave gestione degli incidenti.
3. I fattori umani e organizzativi dovranno far parte di queste valutazioni.
4. I rischi dovuti a minacce alla security non faranno parte delle valutazioni. ENSREG propone che il Consiglio stabilisca uno specifico gruppo di lavoro composto da Stati membri e dalla Commissione Europea, per procedere a valutazioni ai fini della prevenzione e risposta agli incidenti dovuti ad atti malevoli o terroristici (compresi gli incidenti provocati da crash aerei).

4.1.1 Dettagli sulle specifiche di attuazione degli Stress Test

Sulla base delle proposte avanzate da WENRA nella riunione plenaria del 12-13 maggio 2011, la Commissione Europea e i membri ENSREG hanno concordato sulla iniziale definizione tecnica indipendente di regolamentazione di un "test di stress" e come esso dovrebbe essere applicato agli impianti nucleari presenti in Europa.

4.1.1.1 Peer Review

Al fine di aumentare la credibilità del processo di rivalutazione, il Consiglio dell'UE ha chiesto che le relazioni nazionali debbano essere sottoposte a peer review²⁴. Le squadre dei pari esamineranno le quattordici relazioni nazionali degli Stati membri UE, che attualmente gestiscono le centrali nucleari e di quei paesi vicini ai confini UE che accetteranno di far parte del Processo. ENSREG e la Commissione concordano che la squadra debba essere formata da sette persone, una delle quali con ruolo di presidente, e una seconda con il compito di "rapporteur". Due membri di ogni squadra saranno *membri permanenti* e in ogni squadra sarà presente un rappresentante della Commissione UE. Nella squadra non sono ammessi membri i

²⁴ Revisione tecnica da pari a pari.

cui impianti nazionali sono sotto revisione proprio da quella specifica squadra. Il paese soggetto a revisione deve concordare sulla composizione della squadra, che può comprendere anche esperti provenienti da paesi terzi.

4.1.1.2 Metodo, tempistica e trasparenza

Al fine di garantire il rigore e l'oggettività delle peer review, l'ente regolatore della nazione in esame dovrà fornire alla squadra l'accesso alle informazioni necessarie, relative al rilascio del nulla osta di sicurezza, al personale e alle strutture.

Le revisioni dovranno iniziare subito dopo il rilascio dei rapporti nazionali finali. Le peer review devono essere completate entro la fine del mese di aprile 2012.

Le autorità nazionali di regolamentazione devono rispettare i "*principi di apertura e trasparenza*" secondo le indicazioni adottate dall'ENSREG nel febbraio 2011. Le relazioni tecniche dovranno essere messe a disposizione del pubblico in conformità alle indicazioni contenute nelle norme di diritto nazionale e degli obblighi internazionali, a condizione che ciò non pregiudichi altri interessi, quali, ad esempio, la sicurezza.

I peer reviewer esamineranno le conclusioni di ciascuna relazione nazionale e la sua conformità con la metodologia concordata. Nel rispetto della massima trasparenza, i risultati delle verifiche tra pari dovranno essere resi pubblici e discussi in seminari pubblici, sia a livello nazionale che in ambito UE, a cui altre parti interessate (operanti in campi diversi dal nucleare, in organizzazioni non governative, etc) dovranno essere invitate.

4.1.2 Situazioni da verificare negli Stress Test

L'analisi di sicurezza esistente per le centrali nucleari nei paesi Europei copre una grande varietà di situazioni. Per motivi di convergenza, l'ambito tecnico degli stress test è stato definito considerando i problemi emersi a seguito degli eventi verificatisi a Fukushima, tra cui combinazione di eventi iniziatori e fallimenti.

L'accento verrà posto sui seguenti temi:

a) Eventi iniziatori

- Terremoto.
- Allagamento.

b) Conseguenze di perdita delle funzioni di sicurezza a seguito di un evento iniziatore possibili nel sito dell'impianto:

- Perdita di alimentazione di energia elettrica, tra cui lo Station Black Out (SBO).
- Perdita della capacità ultima di dissipazione del calore di decadimento (UHS).
- Combinazione di entrambi gli eventi.

c) Problemi derivanti dalla gestione dell'incidente grave:

- Mezzi per proteggersi *da* e per gestire *la* perdita della funzione di raffreddamento del nocciolo.
- Mezzi per proteggersi *da* e per gestire *la* perdita della funzione di raffreddamento durante lo stoccaggio del combustibile in piscina.
- Mezzi per proteggersi *da* e per gestire *la* perdita di integrità del contenimento

I punti b) e c) non saranno limitati al terremoto e allo tsunami, come accaduto a Fukushima. Nella valutazione sarà incluso anche l'evento *inondazioni*, indipendentemente dalla sua origine.

In aggiunta, la valutazione delle conseguenze di perdita delle funzioni di sicurezza sarà affrontata anche se la situazione è provocata da eventi indiretti, quali perturbazioni alle linee di trasmissione di elettricità, incendi boschivi, incidente aereo.

4.1.2.1 Eventi iniziatori esterni: terremoto

Design Basis

- a) Terremoto contro il quale l'impianto è progettato:
 - Indicare il livello del terremoto base di progettazione (DBE) espresso in termini di PGA (Peak Ground Acceleration) e i motivi della scelta.
 - Indicare il DBE preso in considerazione nella base di licenza originale, se diverso.
 - Metodologia per valutare il DBE (periodo di ritorno, eventi passati, ragioni per la scelta, margini aggiunti, etc), validità dei dati nel tempo.
 - Conclusioni sull'adeguatezza della base di progettazione.
- b) Disposizioni per proteggere l'impianto contro il DBE:
 - Individuazione delle strutture principali, sistemi e componenti (SSC) che sono necessari per il raggiungimento di un sicuro stato di arresto e che si suppone rimangano disponibili anche dopo il terremoto.
 - Stati operativi principali (tra cui procedure operative di emergenza, apparecchiature mobili...) per prevenire danni al reattore o al combustibile esaurito dopo il terremoto.
 - Se sono stati presi in considerazione effetti indiretti del terremoto, tra cui:
 - Fallimento di SSC che non progettati per resistere al DBE e che la perdita della loro integrità potrebbe causare un danno indiretto degli SSC che dovrebbero restare a disposizione (ad esempio perdite o rotture di tubazioni non sismiche sul sito o negli edifici come sorgenti di inondazioni e loro potenziali conseguenze);
 - Perdita di alimentazione elettrica esterna.
 - Situazione presente all'esterno dell'impianto, inclusi la prevenzione o il ritardo dell'accesso di uomini e mezzi al sito.
- c) Adeguatezza degli impianti alle condizioni base della licenza in corso:
 - Processo generale per garantire il rispetto delle norme di licenza (ad esempio, manutenzione periodica, ispezioni, prove).
 - Processo per garantire che equipaggiamento mobile off-site considerato in procedure di emergenza sia disponibile e mantenga le sue funzioni.
 - Qualsiasi deviazione nota, e le conseguenze di queste deviazioni in termini di sicurezza.
 - La pianificazione di azioni correttive.
 - Il controllo di conformità specifica già avviato dal licenziatario successivo all'incidente di Fukushima.
- d) Sulla base delle informazioni disponibili (che potrebbero includere PSA sismico, valutazione del margine sismico o altri studi di ingegneria sismica a supporto dell'engineering judgement):

- Dare una valutazione della gamma di severità del terremoto sopra la quale diventa inevitabile la perdita delle funzioni di sicurezza fondamentali o si verificano gravi danni al combustibile (in vessel o in area di stoccaggio).
 - Indicare quali sono i punti deboli e specificare eventuali effetti anomali estremi in base alla gravità del terremoto.
 - Indicare se possono essere previste disposizioni per prevenire gli effetti anomali estremi o per aumentare la robustezza dell'impianto (modifiche hardware, modifica delle procedure, disposizioni organizzative, etc).
 - Qual è la gamma di severità sismica che l'impianto può sopportare senza perdere l'integrità, il terremoto superiore al DBE e il conseguente allagamento eccedente il DBF.
- e) Tenendo conto dell'ubicazione dell'impianto e delle sue caratteristiche di progettazione:
- Specificare se gravi danni alle strutture che sono all'esterno o all'interno dell'impianto (quali barriere, dighe, edifici di fabbriche e strutture) potrebbero avere un impatto sulla sicurezza degli impianti.
 - Indicare quali sono i punti deboli e le modalità di guasto che portano a condizioni di vulnerabilità degli impianti e specificare eventuali effetti anomali estremi. Identificare quali edifici e attrezzature saranno interessati.
 - Indicare se possono essere previste disposizioni per prevenire questi effetti estremi o per aumentare la robustezza dell'impianto (modifiche hardware, modifica delle procedure, disposizioni organizzative, etc)

4.1.2.2 Eventi iniziatori esterni: allagamento

Design Basis

a) Inondazioni contro le quale l'impianto è progettato:

- Indicare il livello dell'allagamento base di progettazione (DBF) e le ragioni per la scelta.
- Indicare il DBF preso in considerazione se diverso dalla base di licenza originale.
- Metodologia per valutare il DBF (periodo di ritorno, eventi passati, ragioni per la scelta, margini aggiunti, etc).
- Potenziali fonti di inondazione (tsunami, maree, tempesta, rottura di una diga, etc) e validità dei dati nel tempo.
- Conclusione sull'adeguatezza della base di progettazione.

b) Disposizioni per proteggere l'impianto contro il DBF:

- Identificazione delle SSC chiave necessarie per il raggiungimento di stato di arresto sicuro e che si suppone restino disponibili anche dopo l'allagamento, tra cui:
 - Disposizioni per mantenere la funzione di presa d'acqua.
 - Disposizioni per mantenere l'alimentazione elettrica di emergenza.
 - Identificazione delle principali disposizioni di progettazione per proteggere il sito contro le inondazioni e programma di sorveglianza associato.
 - Azioni operative principali (tra cui procedura d'emergenza, attrezzature mobili, controllo delle inondazioni, sistemi di allarme, etc) per segnalare e poi mitigare gli effetti delle inondazioni e dell'associato programma di sorveglianza associato.
 - Presa in conto di altri effetti legati alle inondazioni o di fenomeni che possono provocare l'inondazione (quali pessime condizioni meteorologiche), tra cui:
 - Perdita di alimentazione esterna.

- Situazione presente all'esterno dell'impianto, inclusi la prevenzione o il ritardo dell'accesso di uomini e mezzi al sito.

c) Disposizioni per il rispetto delle condizioni presenti nella licenza in corso:

- Processi generali attuati dal licenziatario per garantire il rispetto delle norme di licenza (ad esempio, manutenzione periodica, ispezioni, prove).
- Processo attuati dal licenziatario per garantire che l'equipaggiamento mobile off-site considerato nelle procedure di emergenza sia disponibile e rimanga idoneo al servizio.
- Qualsiasi deviazione nota e conseguenze di queste deviazioni in termini di sicurezza, con la pianificazione di azioni correttive.
- Controllo di conformità specifica già avviato dal licenziatario seguente all'incidente di Fukushima.

d) Sulla base delle informazioni disponibili (compresi gli studi di ingegneria a supporto dell'engineering judgement):

- Qual è il livello di allagamento che l'impianto può sopportare senza gravi danni al combustibile (caricato nel core o presente in fase di stoccaggio)
- A seconda del tempo tra avvertimento e inondazioni, indicare se si possono prevedere ulteriori misure di protezione.
- Indicare quali sono i punti deboli e specificare eventuali effetti anomali estremi. Identificare quali edifici e quali attrezzature saranno inondati per primi.
- Indicare se possono essere previste disposizioni per prevenire questi effetti estremi o per aumentare la robustezza dell'impianto (modifiche hardware, modifica delle procedure, disposizioni organizzative, etc).

4.1.2.3 Perdita di potenza elettrica e della capacità ultima di dissipazione del calore

Occorre considerare la perdita sequenziale delle seguenti fonti di alimentazione elettriche AC:

- Alimentazione off-site (rete elettrica).
- Generatore di impianto.
- Generatori di back-up (generatore diesel, turbine a gas...);
- Altre diverse fonti di back-up (presenti in alcuni casi).

Occorre anche considerare la perdita del dissipatore ultimo di calore (UHS), che è un mezzo a cui il calore residuo del reattore viene trasferito. In alcuni casi, l'UHS principale dell'impianto è il mare o il fiume, integrato da UHS alternativi, quali un lago, un bacino artificiale, l'atmosfera.

In generale si dovrà considerare indisponibile per diversi giorni tutta l'alimentazione off-site. Il sito è isolato e non avviene consegna di materiale tramite trasporto su strada, ferrovia, vie d'acqua per almeno 72 h. Attrezzature elettriche portatili possono raggiungere il sito da altre località solo dopo le prime 24 h.

Sulla base di questa situazione, occorrerà:

- Descrivere come questa situazione viene tenuta in conto nella progettazione del sistema e descrivere quali fonti interne di alimentazione di backup sono progettate per far fronte a questa evenienza.
- Indicare per quanto tempo le fonti di energia in loco possono operare senza alcuna supporto esterno.

- Specificare cosa è necessario per prolungare il tempo di alimentazione in loco (rifornimento dei generatori diesel, etc).
- Indicare eventuali disposizioni previste per aumentare la robustezza dell'impianto (modifiche hardware, modifica delle procedure organizzative, disposizioni, etc).

Per chiarezza, sistemi quali pompe, sistemi ad energia accumulata nel gas vapore guidato serbatoi ecc sono considerati funzionare finché non dipendano del elettrico fonti di energia assunto da perdere e se sono progettati per resistere alla iniziatore evento (ad esempio terremoti)

Per la perdita di potenza off-site e delle fonti di backup on-site (caso SBO), due sono le situazioni da considerare:

- a) Isolamento del sito come detto in precedenza, più perdita della fonte di back-up ordinaria.
- b) Isolamento del sito come detto in precedenza, più perdita delle fonti di back-up ordinarie, più perdita di qualsiasi altre diverse fonti di back-up.

Per ciascuna di queste evenienze occorre:

- Fornire informazioni sulla capacità delle batteria e sulla loro durata.
- Fornire informazioni sulla progettazione in previsione di queste situazioni.
- Indicare per quanto tempo il sito può sopportare una SBO senza alcun supporto esterno prima che si verifichino gravi danni al combustibile.
- Specificare quali azioni (esterne) sono previste per prevenire il degrado del combustibile:
 - Uso di attrezzature già presenti sul posto, ad esempio attrezzature da un altro reattore.

Oppure, assumendo che tutti i reattori presenti sullo stesso sito siano danneggiati:

- Uso di attrezzature disponibili fuori sede.
- Uso di fonti vicine alla centrale (ad esempio centrale idroelettrica, turbina a gas) che possano essere allineate per fornire alimentazione tramite una connessione diretta dedicata.
- Il tempo necessario per avere operativi ciascuno dei suddetti sistemi.
- La disponibilità di risorse umane competenti per attuare le connessioni necessarie.
- L'identificazione degli effetti anomali estremi e di quando si verificano.
- Indicare se possono essere previste disposizioni per prevenire questi effetti anomali estremi o per aumentare la robustezza dell'impianto (modifiche hardware, modifica delle procedure, disposizioni organizzative, etc).

Per quanto riguarda la perdita del dissipatore primario ultimo di calore (UHS):

- Fornire una descrizione delle disposizioni di progettazione per prevenire la perdita della UHS (ad esempio varie prese d'acqua per disporre di UHS alternative, etc).

Due situazioni devono essere considerate:

- a) Perdita del dissipatore di calore finale primario (UHS), ad esempio, impossibilità all'accesso d'acqua dal fiume o dal mare.
- b) Perdita del dissipatore di calore primario finale (UHS) e degli UHS alternativi.

Per ciascuna di queste evenienze occorre:

- Indicare per quanto tempo il sito è in grado di sopportare la situazione senza alcun supporto esterno prima che il danno al combustibile diventi inevitabile.
- Specificare quali azioni esterne sono previste per prevenire la degradazione del combustibile:
 - Attrezzature già presenti sul posto, ad esempio attrezzature da un'altra unità reattore.

Oppure, assumendo che i reattori sullo stesso sito siano tutti danneggiati:

- Attrezzature disponibili off-site;
- Tempo necessario per disporre del funzionamento di tali sistemi.
- Disponibilità di risorse umane competenti.
- Identificazione degli effetti anomali estremi e quando si verificano.
- Indicare se possono essere previste disposizioni per prevenire questi effetti anomali estremi o per aumentare la robustezza dell'impianto (modifiche hardware, modifica delle procedure, disposizioni organizzative, etc).

Nel caso di perdita dei gruppi di continuità UHS primari con SBO Station Blackout:

- Indicare per quanto tempo il sito può resistere senza alcun supporto esterno prima di gravi danni al combustibile.
- Specificare quali azioni esterne sono previste per prevenire la degradazione del combustibile:
 - Attrezzature già presenti sul posto, ad esempio attrezzature da un'altra unità reattore.

Oppure, assumendo che i reattori sullo stesso sito siano tutti danneggiati:

- Attrezzature disponibili off-site;
- Tempo necessario per disporre del funzionamento di tali sistemi.
- Disponibilità di risorse umane competenti.
- Identificazione degli effetti anomali estremi e quando si verificano.
- Indicare se possono essere previste disposizioni per prevenire questi effetti anomali estremi o per aumentare la robustezza dell'impianto (modifiche hardware, modifica delle procedure, disposizioni organizzative, etc).

4.1.2.4 Gestione degli incidenti gravi

Con gestione incidentale qui si intende fare riferimento alle azioni per mitigare le conseguenze e quindi si richiede di:

- Descrivere le misure di gestione incidentale attualmente previste in uno scenario di perdita della funzione di raffreddamento del nocciolo:
 - Prima del verificarsi di un danno al combustibile.
 - Dopo la comparsa di danni al combustibile.

- Descrivere le misure di gestione degli incidenti e le caratteristiche di progetto degli impianti per proteggere l'integrità della funzione di contenimento dopo verificarsi di danno al combustibile:
 - Prevenzione di deflagrazione o detonazione di H₂ (inertizzazione, ricombinatori, o ignitori), tenuto conto anche dei processi di ventilazione.
 - Prevenzione della sovrappressurizzazione del contenimento (se per la protezione del contenimento è necessario un rilascio nell'ambiente, dovrebbe essere valutato se questo rilascio deve essere filtrato e quindi deve essere descritta anche la disponibilità dei mezzi per la stima della quantità di materiale radioattivo rilasciato in ambiente).
 - Prevenzione della re-criticità.
 - Prevenzione del fallimento del basamento reattore.
 - Bisogno e offerta di alimentazione elettrica AC, DC e di aria compressa per attrezzature utilizzate per la protezione dell'integrità del contenimento.
- Descrivere le misure di gestione incidentale attualmente previste per mitigare le conseguenze della perdita dell'integrità del contenimento.
- Descrivere le misure di gestione incidenti attualmente previste per le varie fasi di uno scenario di perdita di funzione di raffreddamento nel deposito del combustibile.

Occorrerà inoltre:


- Individuare eventuali effetti anomali estremi e valutare il tempo prima che avvengano.
- Valutare l'adeguatezza delle misure di gestione esistenti, compresa le guide procedurali per far fronte a un grave incidente, e valutare il potenziale per misure supplementari.

In particolare, al licenziatario è chiesto di prendere in considerazione:

- L'idoneità e la disponibilità della strumentazione necessaria.
- L'abitabilità e l'accessibilità delle zone vitali dell'impianto (la control room, servizi di emergenza, i punti di controllo e di campionamento locali).
- Potenziali accumuli di H₂ in altri edifici di contenimento.

Le misure di gestione incidente devono essere valutate tenendo conto di quale sia la situazione sul sito:

- La distruzione estesa delle infrastrutture in tutto l'impianto, inclusa la comunicazione.
- Servizi (che rendono più difficile il supporto tecnico e di personale dall'esterno).
- Perdite di efficienza della prestazione lavorativa (tra cui impatto sulla accessibilità e abitabilità delle sale di controllo principali e secondarie e il centro di crisi) a causa di alti tassi di dose locali.
- Contaminazione e distruzione di alcune strutture in loco.
- Fattibilità ed efficacia delle misure di gestione degli incidenti sotto evento di rischi esterni (terremoti, inondazioni).
- Indisponibilità di alimentazione.
- Fallimento della strumentazione.
- Potenziali effetti degli altri impianti vicini al sito.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-081	0	L	48	72

4.1.2.5 Documentazione

Il Licenziatario dovrà fornire un documento per ogni sito, anche se ci sono più unità sullo stesso sito. Dovranno essere sottoposti a verifica anche quei siti dove tutte le centrali nucleari sono definitivamente in arresto ma dove sono presenti depositi di combustibile esaurito.

Nella prima parte del documento occorrerà fornire le caratteristiche del sito:

- Posizione (vicino al mare, al fiume);
- Numero di unità;
- Titolare della licenza

Le principali caratteristiche di ciascuna unità:

- Tipo di reattore;
- Potenza termica;
- Data della prima criticità;
- Presenza di aree di stoccaggio del combustibile esaurito (o di stoccaggio condiviso).

Occorrerà inoltre fornire informazioni sulle differenze significative di sicurezza tra le unità e scopo e risultati principali di PSA (Probabilistic Safety Assessment).


In una seconda parte, ogni situazione estrema dovrà essere valutata sia per gli impianti esistenti che per quelli in realizzazione. Per gli impianti esistenti, le rivalutazioni dovranno fare riferimento all'impianto operato al 30 giugno 2011. Per gli impianti in corso di costruzione, le rivalutazioni devono fare riferimento al progetto di licenza. L'approccio deve essere deterministico e ipotizzare una progressiva inefficienza delle misure di protezione nella più sfavorevole delle condizioni consentite dalle specifiche tecniche (condizioni limite di operatività). Tutti i reattori e i depositi di combustibile esaurito devono essere considerati coinvolti allo stesso tempo. Possibilità di condizioni di degrado della zona circostante al sito devono essere prese in conto.

Tre aspetti devono essere chiaramente riportati nella documentazione:

1. Disposizioni adottate nel design basis dell'impianto (DBA) e conformità con i requisiti di progettazione.
2. Robustezza dell'impianto oltre il DBA di progetto. A questo scopo, deve essere rivalutata la robustezza dei sistemi (margini di progettazione disponibili, la diversità, la ridondanza, protezione strutturale, separazione fisica, etc), la robustezza delle strutture e dei componenti rilevanti per la sicurezza e l'efficacia del concetto di difesa in profondità. Per quanto riguarda la robustezza delle installazioni, un obiettivo della revisione è l'identificazione degli effetti prodotti da un "*evento limite estremo*" ("cliff edge event") e, se necessario, l'indicazione delle misure necessarie per evitarlo (ad esempio: l'esaurimento della capacità delle batterie durante uno Station Black Out).
3. Qualsiasi modifica atta a migliorare il livello di difesa in profondità.

Il licenziatario dovrà inoltre identificare:

- I mezzi per assicurare le tre funzioni fondamentali di sicurezza (controllo di reattività, il raffreddamento del combustibile, il confinamento della radioattività) e le funzioni di supporto (alimentazione, raffreddamento attraverso il dissipatore ultimo di calore), tenendo conto del danno probabile provocato dall'evento iniziatore e qualsiasi mezzo non accreditato alla manifestazione di sicurezza per la licenza dell'impianto.
- La possibilità di usare mezzi esterni e le condizioni del loro utilizzo.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-081	0	L	49	72

- Qualsiasi procedura valida per sfruttare i mezzi disponibili da una unità reattore per aiutarne un'altra.
- Dipendenza di un reattore dalle funzioni di altri reattori presenti sullo stesso sito.

Per quanto riguarda la gestione degli incidenti gravi, il licenziatario dovrà indicare:

- Il tempo disponibile prima che il danno al combustibile diventi inevitabile.

Per quanto riguarda le unità PWR e BWR, con nocciolo ancora presente al loro interno, il licenziatario dovrà indicare:

- Il tempo prima che il livello dell'acqua raggiunga la parte superiore del nocciolo, e prima che si abbia degrado del combustibile (veloce ossidazione del rivestimento con produzione di idrogeno);

Se il combustibile è in piscina di stoccaggio, il licenziatario dovrà indicare:

- Il tempo disponibile prima che l'acqua in piscina entri in ebollizione.
- Il tempo disponibile prima che l'acqua raggiunga il top degli elementi di combustibile.
- Il tempo disponibile prima della degradazione del combustibile.

I documenti referenziati dal licenziatario devono essere caratterizzati sia come:

- Convalidati nel processo di autorizzazione.
- Non convalidati nel processo di autorizzazione, ma verificati attraverso il processo di garanzia di qualità del licenziatario;
- Non corrispondenti ad una delle due situazioni precedenti.


4.2 Reazione dei Paesi limitrofi alla UE

Da una nota ufficiale, risulta che anche i paesi confinanti con la UE sottolineano l'importanza vitale di procedere alle valutazioni della sicurezza nucleare, che dovrebbero essere affrontate assieme da UE e paesi confinanti e come priorità politica assoluta.

Il 23 giugno 2011 si è avuta una riunione con la partecipazione del Commissario Oettinger, i Vice Ministri dell'Energia, alti rappresentanti del Ministero dell'Energia e delle autorità nazionali responsabili per l'energia nucleare delle Repubbliche di Armenia, Bielorussia, Turchia, Ucraina Croazia, della Federazione Russa, della Confederazione svizzera. Al termine della riunione è stata emanata una nota ufficiale in cui i suddetti paesi confermano la disponibilità a intraprendere su base volontaria una valutazione del rischio globale e le valutazioni di sicurezza ("stress test"), tenendo conto delle specifiche concordate il 24 maggio 2011 dalla Commissione europea e dei regolatori europei per la sicurezza nucleare (ENSREG). La necessità di un approccio coerente nei confronti della sicurezza nucleare da parte di tutti i paesi che fanno uso dell'energia nucleare è rafforzata dalla visione condivisa di oggi, che mette in evidenza il potenziale carattere transfrontaliero degli incidenti nucleari.

A questo riguardo, i suddetti paesi:

- Accettano di impegnare operatori nucleari per le autovalutazioni delle loro centrali nucleari, nonché di invitare gli organi nazionali di regolamentazione a presentare relazioni nazionali, e di fare uso di un sistema di peer-review trasparente per migliorare la credibilità e la responsabilità del rischio e della sicurezza globale.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-081	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 50	di 72
--	--	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

- Si impegnano ad avviare, a livello multilaterale e con l'AIEA, una discussione per la realizzazione di un forte e comune standard di sicurezza, nonché a procedere a valutazioni internazionali “inter-pares”.

4.3 Ruolo dell'ENEA nell'attuazione degli stress test

Si evidenzia che nella seconda fase, da svolgersi nel 2012, i rapporti nazionali delle rispettive Autorità Regolatorie saranno sottoposti alla Peer Review di uno o più comitati composti da 7 membri, con la considerazione che alcuni ruoli chiave verranno annoverati tra gli esperti delle Autorità di regolazione delle varie nazioni e di paesi terzi. L'Italia, che non ha installazioni nucleari da sottoporre a Stress Test, potrà proporre la sua presenza all'interno dei comitati solo in ambiti complementari di terze parti. Questa fase di Peer Review parte direttamente dalla disponibilità dei rapporti finali nazionali con fine prevista al 30 aprile 2012.

ENEA comunica che, pur non avendo un ruolo primario come ente regolatore che, allo stato attuale, è conformemente svolto da ISPRA, ha tuttavia capacità e possibilità di assicurare accesso agli esiti degli stress test in una prospettiva di lettura critica e di contributo alla salvaguardia della sicurezza ambientale nei suoi riflessi internazionali e globali, negli interessi della piena trasparenza, e nella corretta ed autorevole informazione al pubblico. Questo compito ha la dignità di mantenere ENEA agganciata ai processi di sviluppo internazionali dell'energia nucleare e di contribuire alla tutela degli obiettivi di sicurezza, trasparenza nazionale e relativa informazione.

5 Dichiarazione congiunta EU-ENSREG dopo gli stress test

I regolatori europei nazionali e la Commissione europea, approvano la relazione peer review preparata come risposta al mandato espresso dal Consiglio europeo del 25 marzo 2011.

ENSREG e la Commissione europea condividono l'opinione che il lavoro svolto dopo l'incidente di Fukushima è stato di natura eccezionale da un punto di vista quantitativo e qualitativo.

I 17 rapporti nazionali (15 dai paesi EU più Svizzera e Ucraina) che coprono la situazione di tutte le centrali nucleari dell'UE e dei paesi limitrofi partecipanti, sono stati valutati da 80 revisori provenienti da 24 nazioni in Europa e da funzionari della Commissione europea. ENSREG e la Commissione europea sottolineano che gli stress test e le valutazioni "inter-pares" sono stati una rigorosa revisione della sicurezza delle centrali nucleari alla luce delle tre principali aree dell'incidente di Fukushima.

Questa revisione è stata condotta attraverso tre diverse fasi:

- 1. Richiesta agli operatori di effettuare una valutazione e fare proposte per migliorare la sicurezza, seguendo le specifiche ENSREG.*
- 2. Effettuare una revisione indipendente, da parte dei regolatori nazionali, delle valutazioni prodotte dagli operatori e dei requisiti di emissione della documentazione.*
- 3. Peer review europea delle relazioni nazionali presentate dalle autorità di regolamentazione, suddivisa in 2 fasi:
 - I. Peer review sulla base delle relazioni nazionali, da gennaio a marzo 2012. Questa recensione è stata condotta attraverso una revisione topica strutturata intorno ai tre argomenti delle prove di stress (rischi naturali, perdita dei sistemi di sicurezza e gestione degli incidenti gravi). Ogni regolatore nazionale è stato sentito e interrogato sulla sua relazione.*
 - II. Recensioni Paese "inter-pares", da marzo ad aprile, in occasione delle quali ogni paese sottoposto a peer review è stato visitato da un team di otto revisori per diversi giorni al fine di fornire informazioni complementari su alcuni aspetti dell'attuazione e dei risultati degli stress test.**

Secondo il principio del miglioramento continuo, ENSREG e la Commissione europea ritengono che gli stress test hanno identificato miglioramenti tangibili. Sia la relazione di revisione tra pari, nel complesso, e le relazioni nazionali emesse, contengono raccomandazioni molto concrete volte a raggiungere questi miglioramenti concreti.

La relazione generale mette in evidenza quattro aree principali di miglioramento da esplorare in tutta Europa:

- 1. Emettendo la guida WENRA, con il contributo delle migliori competenze UE disponibili sulla valutazione dei rischi naturali e dei margini e tenendo conto degli esistenti orientamenti dell'AIEA.*
- 2. Sottolineando l'importanza della revisione periodica di sicurezza.*
- 3. Implementando l'attuazione delle misure riconosciute per proteggere l'integrità del sistema di contenimento.*
- 4. Riducendo al minimo gli incidenti derivanti dai rischi naturali e limitarne le conseguenze*

I piani d'azione nazionali sono già stati o saranno a breve definiti in tutti i paesi. ENSREG e la Commissione riconoscono che i risultati degli stress test relativi alla perdita dei sistemi di

sicurezza e di gestione degli incidenti gravi forniscono informazioni preziose anche in eventi iniziatori indiretti, come gli incidenti aerei.

ENSREG e la Commissione europea hanno fatto del loro meglio per rendere il processo di stress test il più trasparente possibile, e per garantire la massima accessibilità possibile a tutte le parti interessate e ai cittadini. Trasparenza e accessibilità al pubblico sono stati riconosciuti come obiettivi chiave fin dall'inizio del processo. Le relazioni nazionali, nonché tutti i documenti dell'UE, sono stati resi pubblici nella versione inglese sul sito ENSREG. Un incontro pubblico europeo ha avuto luogo nel gennaio 2012 per informare le parti interessate circa il processo in corso e innescare un dialogo costruttivo. Un nuovo evento pubblico europeo è stato programmato per l'8 maggio 2012 a Bruxelles per presentare i risultati degli stress test. ENSREG e la Commissione europea accolgono il fatto che a questo esercizio senza precedenti è stata rapidamente fatta eco a livello internazionale. Per esempio, molti Stati terzi hanno dimostrato grande interesse per il processo in corso e, successivamente, hanno deciso di entrare a farne parte. ENSREG e la Commissione europea si rendono conto che la piena attuazione delle misure individuate nelle relazioni per migliorare la sicurezza sarà un processo a lungo termine. ENSREG e la Commissione europea hanno convenuto di proporre un piano d'azione a livello nazionale, europeo e nel contesto globale.

Tale piano d'azione dovrebbe comprendere:

- *Attuazione delle raccomandazioni della relazione di revisione tra pari.*
- *Attuazione del piano d'azione sulla sicurezza nucleare.*
- *I risultati della riunione straordinaria della Convention sulla sicurezza nucleare.*
- *Ulteriori visite in loco, come concordato.*

ENSREG e la Commissione europea faranno in modo che tutte le rilevanti informazioni sugli stress test ricevute dai licenziatari, autorità nazionali, comprese le informazioni specifiche dell'impianto, saranno disponibili, ad eccezione delle informazioni riservate, tramite il suo sito web. ENSREG e la Commissione europea condividono la consapevolezza che il lavoro può essere richiesto in altre zone esterne al campo della sicurezza nucleare, come ad esempio alla off-site emergency preparedness and response.

La peer review approvata sarà trasmessa al Consiglio Europeo di giugno per informazioni. ENSREG e la Commissione europea comprendono che, sulla base della relazione di revisione tra pari e gli elementi aggiuntivi di cui sopra, la Commissione europea presenterà la sua comunicazione al Consiglio europeo.

5.1 Punti essenziali della comunicazione della Commissione al Consiglio e al Parlamento Europeo

L'incidente di Fukushima ha determinato, in Europa e nel mondo, un impegno senza precedenti per riesaminare la sicurezza degli impianti nucleari, con iniziative a livello nazionale, regionale e internazionale.

Grazie ad una cooperazione stretta fra gestori delle centrali, autorità di regolamentazione nucleare e Commissione è stato possibile effettuare le prove di stress nel 2011 e 2012. La Commissione può oggi assolvere il mandato conferitole dal Consiglio europeo con la presen-

te relazione²⁵, nella quale presenta le conclusioni e raccomandazioni scaturite dalle prove di stress e attività collegate.

La relazione tratta altresì della dimensione internazionale della sicurezza e protezione nucleari e illustra come migliorare il quadro di sicurezza nucleare nell'UE rilevando il dinamismo della sicurezza nucleare: migliorarla non è esercizio che si esaurisca in un'unica soluzione, bensì un processo da rivedere e aggiornare su base continuativa. Nella relazione confluiscano soprattutto tutti i filoni dell'esercizio di valutazione, nella prospettiva della definizione di proposte legislative, extra-legislative e progettuali. Tutte le misure prospettate intendono migliorare la sicurezza delle centrali e la relativa gestione a livello europeo e nazionale e promuovere sulla scena internazionale i valori dell'UE in tema di sicurezza e protezione nucleari.

Le prove di stress si configuravano come nuova valutazione mirata dei margini di sicurezza delle centrali nucleari, alla luce degli insegnamenti tratti dai fatti di Fukushima, a fronte delle sfide che eventi naturali estremi pongono alle funzioni di sicurezza delle centrali. Sono state organizzate tenendo debitamente conto della ripartizione delle competenze in tema di sicurezza nucleare tra i diversi soggetti interessati. Tutti i quattordici Stati membri dell'UE in cui sono in esercizio centrali nucleari, più la Lituania, hanno partecipato alle valutazioni su base volontaria. I 132 reattori nucleari in esercizio nell'UE funzionano con tecnologie diverse e sono di tipologie diverse, ma si tratta principalmente di reattori ad acqua pressurizzata (PWR), reattori ad acqua bollente (BWR) o reattori raffreddati a gas. Come prima tappa nelle prove di stress i gestori nucleari hanno proceduto ad un'autovalutazione e le autorità nazionali di regolamentazione hanno elaborato relazioni nazionali in linea con le loro responsabilità in tema di sicurezza delle centrali nucleari. I gruppi di valutazione tra pari, composti principalmente da esperti degli Stati membri coadiuvati dalla Commissione europea, hanno visitato 23 siti, scelti in funzione della tipologia di reattore e dell'ubicazione geografica. La visita dei gruppi ai siti prescelti in ciascun paese è stata organizzata a consolidamento dell'attuazione delle prove di stress, evitando tuttavia ingerenze nelle competenze delle autorità nazionali in tema di ispezioni di verifica della sicurezza nucleare; a seguito dell'incidente di Fukushima, tali autorità hanno organizzato ispezioni in ciascuna centrale nucleare in esercizio nell'UE. Il documento di lavoro dei servizi della Commissione che accompagna la presente comunicazione riporta informazioni su ciascuna centrale nucleare così come i relativi riferimenti alle informazioni messe a disposizione dai gestori delle centrali, dalle autorità nazionali di regolamentazione o dall'ENSREG nel complesso.

A seguito della presentazione della relazione intermedia della Commissione è stato realizzato, fra gennaio e aprile 2012, un processo generale di valutazione tra pari su scala UE. Ne sono scaturiti una relazione panoramica del comitato per la valutazione tra pari dell'ENSREG, da questo avallato, e diciassette relazioni nazionali, corredate di raccomandazioni particolareggiate. Nel mese di luglio l'ENSREG ha adottato un piano d'azione atto a dare seguito all'attuazione delle raccomandazioni scaturite dalla valutazione tra pari. Le risultanze e raccomandazioni in tema di sicurezza illustrate nella presente comunicazione si basano su tali elementi.

La Svizzera, l'Ucraina e la Croazia si sono pienamente associate all'UE nelle prove di stress e nell'esercizio di valutazione tra pari, mentre altri paesi limitrofi (ad es., Turchia, Bielorussia e Armenia) hanno accettato di applicare la medesima metodologia, ma con calendari di-

²⁵ Qui volutamente riportata nelle sue parti essenziali.

versi. Anche la Federazione russa ha proceduto a nuove valutazioni e individuato misure di miglioramento per le proprie centrali nucleari applicando una metodologia propria. La Svizzera si è impegnata pienamente a dar seguito alle raccomandazioni scaturite dalle prove di stress, mentre l'Ucraina ha inserito le risultanze delle prove nel programma di ammodernamento delle centrali nucleari. La Commissione apprezza tali sforzi di convergenza con l'impostazione dell'UE nel settore.

Nel corso dell'esercizio di valutazione sono stati considerati eventi che potrebbero incidere sia sulla sicurezza sia sulla protezione delle centrali nucleari, ad esempio l'impatto di un aeromobile. La specifica dell'ENSREG sulle prove di stress contempla gli effetti di un tale impatto sulla sicurezza della centrale. La Commissione ha organizzato per il 25 settembre 2012 un seminario dedicato alla protezione delle centrali nucleari dall'impatto di aeromobili, finalizzato al potenziamento della sicurezza delle centrali e al vaglio di metodi di difesa alternativi. Vi hanno partecipato le autorità degli Stati membri responsabili della regolamentazione di sicurezza, cui si è aggiunto il contributo di esperti statunitensi e giapponesi. Gli esperti invitati hanno esaminato separatamente le caratteristiche delle centrali esistenti e le nuove progettazioni.

Dal seminario sull'impatto di aeromobili sono emerse le notevoli differenze che contraddistinguono i vari approcci nazionali alla valutazione delle relative implicazioni di sicurezza per le centrali nucleari esistenti e nuove. Le specifiche di progettazione delle centrali nucleari nuove impongono che l'impatto di un grosso aeromobile non provochi nessuna fuoriuscita dall'edificio di contenimento, mentre ragioni storiche determinano una situazione diversa per le centrali nucleari esistenti. Inoltre, le metodologie applicate e le implicazioni sviluppate non sono necessariamente omogenee e coerenti nei diversi Stati membri.

I partecipanti al seminario hanno insistito sulla necessità di mantenere la questione nettamente distinta dalle problematiche attinenti alla protezione, dato il diverso livello di responsabilità istituzionale e di trasparenza nei confronti dei cittadini.

Nel quadro della fase di valutazione tra pari delle prove di stress sulla sicurezza, alcune Organizzazioni Non Governative (ONG) hanno chiesto di estendere il campo d'applicazione di tali prove alla preparazione all'emergenza extra sito. Nell'UE vi sono 47 centrali nucleari, per un totale di 111 reattori, che interessano una popolazione di 100 000 persone in un raggio di 30 km: le misure di prevenzione extra sito sono quindi di primaria importanza. La responsabilità di tali misure incombe a varie autorità nazionali, regionali e locali. Con l'ausilio dell'ENSREG, la Commissione sta avviando uno studio teso a delineare un quadro delle disposizioni vigenti, prestando particolare attenzione alle regioni di frontiera dell'UE, e a formulare le raccomandazioni necessarie. I risultati sono attesi per fine 2013.

Alle luce delle prove di stress, le autorità nazionali di regolamentazione non hanno ravvisato ragioni tecniche che impongano la chiusura di alcuna centrale nucleare in Europa e hanno censito una serie di buone pratiche. La Commissione non ha competenza ad effettuare valutazioni di questo tipo. Nonostante la conclusione cui tali autorità sono giunte, praticamente in tutte le centrali nucleari sono necessari miglioramenti in termini di sicurezza: sono state infatti individuate centinaia di misure di miglioramento tecnico. Nella scia degli incidenti di Three Mile Island e di Chernobyl, le misure di difesa delle centrali nucleari sono state concordate a livello mondiale, ma le prove di stress hanno evidenziato che, in molti casi, esse non sono state ancora attuate.

Esempi di risultanze rilevanti

In 4 reattori (ubicati in due diversi paesi) gli operatori dispongono di meno di un'ora per ripristinare le funzioni di sicurezza in caso di interruzione di tutte le forme di alimentazione elettrica e/o di perdita del pozzo di calore ultimo.

In 10 reattori non è ancora stata installata la strumentazione sismica.

Attualmente 4 paesi dispongono di sistemi di sicurezza di supporto totalmente indipendenti dai sistemi di sicurezza ordinari, ubicati in zone adeguatamente riparate da eventi esterni (ad es., sistemi collocati in bunker oppure zona destinata ai sistemi di sicurezza a prova di eventi esterni). Un quinto paese sta vagliando l'ipotesi di dotarsi di tali sistemi.

Sono già disponibili in 7 paesi, e saranno installate nella maggior parte degli altri, apparecchiature mobili, in particolare generatori diesel, attivabili in caso di interruzione dell'alimentazione elettrica, evento esterno o incidente grave.

Risultanze circa le procedure e i quadri di sicurezza

Le prove di stress e altri rapporti sulle indagini inerenti ai fatti di Fukushima hanno messo in luce i seguenti aspetti fondamentali:

- *Eterogeneità della valutazione e gestione dei pericoli esterni per la sicurezza della centrale – ad esempio, non tutti gli Stati membri danno attuazione agli orientamenti dell'AIEA sui carichi sismici o agli orientamenti sulle inondazioni.*
- *Differenze considerevoli nella portata e profondità dell'analisi probabilistica della sicurezza (PSA) impiegata per caratterizzare la sicurezza dei reattori nucleari; in alcuni Stati membri è necessario e urgente un allineamento agli standard accettati a livello internazionale al riguardo.*
- *Necessità di disporre, in tutte le centrali nucleari, di orientamenti per la gestione degli incidenti gravi (SAMG) che contemplino tutti i tipi di situazione. Dalle prove di stress è emerso che in vari Stati membri occorre aggiornare le SAMG e dar loro piena attuazione al più presto;*
- *Necessità di migliorare la cultura della sicurezza, lacune nell'individuazione e gestione complessive e trasparenti dei problemi di sicurezza fondamentali. Dai fatti di Fukushima è emerso in modo manifesto che il rischio tsunami era stato sottostimato, principalmente a causa di fattori umani, sistemici e organizzativi.*

Raccomandazioni fondamentali scaturite dalle prove di stress sulla sicurezza

- *Circa le misure di sicurezza nelle centrali nucleari esistenti*

Tutti i paesi partecipanti hanno iniziato a adottare provvedimenti operativi per migliorare la sicurezza delle centrali, fra cui: apparecchiature mobili supplementari per prevenire incidenti gravi o attenuarne gli effetti, installazione di apparecchiature fisse maggiormente protette, miglioramento della gestione degli incidenti gravi, misure adeguate di formazione del personale. Il costo dei miglioramenti supplementari della sicurezza è stimato fra 30 e 200 milioni di €/reattore. Il costo complessivo per i 132 reattori in esercizio nell'UE potrebbe quindi attestarsi fra 10 e 25 miliardi di € per tutte le unità delle centrali nucleari dell'UE nei prossimi anni. Le cifre indicate si basano sulle stime pubblicate dall'autorità di sicurezza nucleare francese (che riguardano oltre un terzo dei reattori presenti nell'UE), con riserva di conferma nei piani d'azione nazionali.

Nel contempo, la valutazione effettuata sulle centrali in costruzione ha reputato scarsa la probabilità che queste misure di potenziamento della sicurezza incidano pesantemente sulla progettazione dei nuovi reattori. Paiono quindi improbabili aumenti ingenti dei costi d'investimento in nuova capacità di generazione nucleare in Europa, a condizione che si scelgano le migliori tecnologie disponibili.

- *Circa le procedure e i quadri di sicurezza*

In tema di sicurezza il comitato per la valutazione tra pari dell'ENSREG ha individuato in Europa quattro aree principali di ulteriore miglioramento:

- *Necessità di definire orientamenti europei sulla valutazione dei pericoli naturali, compresi terremoti, inondazioni e condizioni meteorologiche estreme, e dei margini di sicurezza, al fine di migliorare la coerenza tra gli Stati membri. Questo compito potrebbe essere proficuamente affidato all'Associazione delle autorità di regolamentazione nucleare dell'Europa occidentale (WENRA), che vanta le migliori competenze reperibili in Europa.*
- *Frequenza come minimo decennale della revisione periodica della sicurezza (PSR) di ciascuna centrale nucleare, al fine di preservarne e migliorarne la sicurezza e la resistenza e di valutare nuovamente i pericoli naturali cui può essere esposta.*
- *Necessità di attuare le misure riconosciute atte a salvaguardare l'integrità dell'edificio di contenimento, ultima barriera di protezione della popolazione e dell'ambiente dalle fuoriuscite radioattive.*
- *Necessità di prevenire incidenti provocati da pericoli naturali e/o di attenuarne gli effetti, vagliando misure quali: apparecchiature collocate in bunker atte a prevenire e gestire incidenti gravi, apparecchiature mobili protette dagli eventi naturali estremi, centri di reazione alle emergenze protetti sia dagli eventi naturali estremi sia dalla contaminazione, squadre e apparecchiature di soccorso attivabili in tempi rapidi per aiutare gli operatori locali in caso di eventi di lunga durata.*

A parere della Commissione, l'estensione della valutazione della sicurezza alle disposizioni di preparazione all'emergenza e di risposta extra sito apporta un contributo supplementare importante al miglioramento della sicurezza della popolazione. Come prima tappa avvia quindi lo studio "Rassegna delle disposizioni vigenti di preparazione all'emergenza nucleare e di risposta extra sito negli Stati membri dell'UE e nei paesi limitrofi", con l'obiettivo di compilare una panoramica delle capacità di preparazione all'emergenza nucleare e di risposta extra sito disponibili negli Stati membri dell'UE e nei paesi limitrofi, individuandone incoerenze e lacune, e di elaborare proposte (legislative o extra-legislative) sui miglioramenti possibili.

Riguardo alle implicazioni in termini di sicurezza dell'impatto di un aeromobile su una centrale nucleare, la Commissione raccomanda all'ENSREG di avviare quanto prima lavori su un approccio europeo alla sicurezza, che sfocino in una metodologia omogenea e in standard elevati di livello comparabile in tutta l'Unione europea.

Potenziamento delle risorse umane e formazione

La disponibilità di una forza lavoro dotata di esperienza dovrebbe costituire una delle massime priorità in qualsiasi circostanza, a prescindere dal fatto che il paese abbia scelto di con-

tinuare a usare l'energia nucleare, di eliminarla progressivamente o di votarsi per la prima volta.

A livello europeo, il Centro comune di ricerca della Commissione europea gestisce, in cooperazione con i regolatori in materia di sicurezza nucleare dell'UE e gli organismi tecnici di sicurezza (TSO), l'iniziativa sui riscontri dell'esperienza operativa. Il Centro comune di ricerca aprirà tali attività a tutte le autorità nazionali di regolamentazione nucleare desiderose di partecipare, nella prospettiva di istituire un laboratorio europeo permanente sulla sicurezza nucleare che favorisca miglioramenti costanti in materia. Il laboratorio offrirà supporto scientifico e tecnico alla fattiva attività di miglioramento costante della sicurezza nucleare, in particolare mediante analisi e valutazioni degli incidenti, secondo le indicazioni della Commissione o dell'ENSREG.

Conclusioni e prospettive

Le prove di stress sul nucleare dell'UE hanno costituito un esercizio senza precedenti in termini di raggio d'azione, collaborazione e impegno di tutte le parti interessate. Sono assurte a base o parametro ai fini della valutazione delle sicurezza delle centrali nucleari a livello internazionale. Il fatto che tutte le relazioni sulla sicurezza siano state rese pubbliche e che paesi non nucleari abbiano partecipato all'esercizio si è affermato come esempio di trasparenza.

Le prove di stress sono ora completate, ma il loro impatto non va considerato un esercizio "una tantum", bensì un processo continuo di miglioramento della sicurezza nucleare, attuato in stretta collaborazione con le autorità nazionali di regolamentazione nel quadro dell'ENSREG e dell'AIEA. L'UE deve adoperarsi per delineare un approccio europeo complessivo alla sicurezza, che comprenda la revisione della normativa Euratom specifica alla sicurezza nucleare integrata da strumenti legislativi o extra-legislativi sulla responsabilità nucleare e sulla preparazione e la risposta all'emergenza e da azioni in tema di protezione nucleare. Ciò permetterà ai cittadini di tutta l'UE di essere certi che l'energia nucleare prodotta nell'Unione deve soddisfare le condizioni di sicurezza più rigorose al mondo.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione ADPFISS-LP1-081	Rev. 0	Distrib. L	Pag. 58	di 72
--	--	------------------	----------------------	-------------------	-----------------

TERZA PARTE

Esempi particolareggiati di stress test e ricadute sulle centrali frontaliere

6 Risposta francese alla richiesta di procedere agli stress test

Il 5 maggio 2011 la ASN ha adottato 12 decisioni che richiedono ai licenziatari di impianti nucleari francesi di effettuare una valutazione della sicurezza complementare dei loro impianti alla luce dell'incidente avvenuto a Fukushima. L'Alto Comitato francese per la trasparenza e l'informazione sulla sicurezza nucleare (HCTISN) ha contribuito alla stesura delle decisioni. Nel corso della riunione straordinaria che HCTISN ha tenuto il 3 maggio 2011, questa commissione ha approvato le specifiche presentate da ASN.

La valutazione della sicurezza complementare consisterà in una rivalutazione mirata dei margini di sicurezza degli impianti nucleari, alla luce degli eventi che si sono verificati in Fukushima: condizioni naturali estreme sfidando le funzioni di sicurezza, e che conducono ad un grave incidente.

Tre aspetti principali devono essere riportati in questa valutazione:

- Disposizioni prese in base progettazione, installazione e conformità di installazione con i requisiti di licenza attuali.
- Robustezza dell'impianto oltre la sua base di progettazione. Il licenziatario deve identificare gli scenari di sequenze incidentali che portano ad un degrado improvviso del sistema e descriverà le misure preventive volte ad evitarlo.
- Ogni modifica potenziale in grado di migliorare il livello di sicurezza degli impianti.

Queste valutazioni di sicurezza complementari riguarderanno tutti gli impianti nucleari francesi, ma si concentreranno, prima di tutto, sulle centrali nucleari.

I licenziatari devono presentare i loro rapporti ad ASN entro il 15 settembre 2011. ASN e la sua organizzazione di supporto tecnico, IRSN (Istituto di protezione dalle radiazioni e la sicurezza nucleare) li esaminerà entro il 15 novembre 2011. Questo approccio integra il regolamento di sicurezza attualmente in vigore. ASN sta dedicando notevoli risorse a questo sforzo.

6.1 Valutazioni complementari sulla sicurezza degli impianti nucleari francesi e ruolo di ASN

L'Autorità di sicurezza nucleare francese (ASN), con il compito di regolamentazione della sicurezza nucleare degli impianti nucleari civili francesi, ha assicurato che un processo di feedback completo dalla incidente del Fukushima è stato prontamente avviato.

Come nel caso di Three Mile Island e Chernobyl, questa esperienza di feedback sarà un lungo processo che durerà diversi anni. L'incidente di Fukushima è stato innescato da un terremoto e uno tsunami di portata eccezionale. Secondo il profilo di rischio dei siti francesi, sono praticamente esclusi fenomeni di pari importanza.

In questo contesto e alla luce della sua conoscenza dei 150 impianti nucleari francesi, che sono sotto il suo controllo, ASN ha considerato che:

- Non è stato necessario adottare misure di emergenza.
- Una valutazione della sicurezza complementare degli impianti nucleari rispetto a eventi simili dovrebbe essere condotta entro un breve termine. Questo processo di valutazione consente inoltre di rispondere all'iniziativa del governo francese, che chiede ad ASN di effettuare un controllo della sicurezza degli impianti nucleari francesi. L'approccio francese per condurre le valutazioni di sicurezza complementari soddisfa

le aspettative di conclusioni del Consiglio europeo specificati nel corso della sua riunione del 24 e 25 marzo 2011 ed è coerente con le specifiche approvate dalla ENSREG il 25 maggio 2011.

L'approccio francese tiene conto anche delle specificità seguenti:

- Riguarda quasi tutti i 150 impianti francesi (58 reattori ad acqua pressurizzata, reattore EPR in costruzione, strutture di ricerca, impianti di ciclo del combustibile).
- Il coinvolgimento delle parti interessate, in particolare dell'Alto Comitato francese per la trasparenza e l'informazione sulla sicurezza nucleare (HCTISN), che ha portato a concentrarsi su fattori sociali / organizzativi e umani e in particolare sulla questione del subappalto. Il campo di applicazione delle valutazioni complementari è stato quindi esteso anche a questi argomenti.

Le autorità francesi preferiscono che una relazione completa e consolidata, inclusi i risultati complementari di valutazione della sicurezza per tutti i reattori nucleari di potenza, sia presentata alla fine del 2011. Per le 80 installazioni considerate di priorità, tra cui tutte le centrali nucleari, gli operatori sono tenuti a presentare le loro conclusioni non oltre il 15 settembre 2011. Per la maggior parte degli impianti con priorità più bassa, gli operatori dovranno presentare la propria relazione entro il 15 settembre 2012. Questi rapporti saranno disponibili sul sito internet della ASN (www.asn.fr).

Le relazioni relative alle valutazioni di sicurezza complementari di installazioni prioritarie saranno esaminate da ASN con il supporto di IRSN e dei gruppi consultivi (gruppo permanente di esperti). Sulla base di questa analisi, ASN fornirà il suo parere al governo francese entro la fine del 2011. Le autorità francesi invieranno la loro relazione finale alla Commissione europea entro il 31 dicembre 2011, come richiesto nelle specifiche di ENSREG.

6.1.1 Organizzazione della sicurezza nucleare in Francia

La flotta nucleare civile francese è la seconda più grande in tutto il mondo. Si compone di 150 impianti nucleari, tra cui 58 reattori di tipo PWR, che producono la maggior parte dell'energia elettrica consumata nel paese, un reattore EPR in costruzione, diversi reattori in fase di disattivazione, varie strutture coinvolte nel ciclo del combustibile, e impianti di ricerca.

In Francia, la regolamentazione della sicurezza nucleare civile e la protezione dalle radiazioni dipende essenzialmente da tre entità: il governo, il parlamento e ASN. I loro rispettivi settori di competenza sono definiti dalla legge 2006-686 del 13 giugno 2006 sul tema "Trasparenza e sicurezza nel settore nucleare (TSN Act).

Il governo esercita il potere regolatorio. È responsabile dell'emanazione delle norme generali relative alla trasparenza, alla sicurezza nucleare e alla radioprotezione. Inoltre prende le decisioni più importanti relative agli impianti nucleari (decreto per la costruzione, ultimo decreto di arresto). Il governo ha anche le autorità di consulenza come la HCTISN (Alto Comitato per la trasparenza e l'informazione sulla sicurezza nucleare) ed è responsabile per i servizi di risposta al disastro e all'emergenza in situazioni di emergenza radiologica.

Il parlamento contribuisce alla sicurezza nucleare e alla radioprotezione validando gli atti. Ha validato due importanti atti nel 2006: la legge del 13 giugno 2006 relativa alla trasparenza e alla sicurezza nel settore nucleare (TSN), e l'atto del 28 giugno 2006 relativo alla gestione sostenibile dei materiali radioattivi e dei rifiuti.

A nome dello Stato, ASN, che è stata creata da un'autorità amministrativa indipendente dalla legge TSN, regola la sicurezza nucleare e la radioprotezione, al fine di proteggere i lavoratori, i pazienti, il pubblico e l'ambiente contro i rischi connessi alle attività nucleari civili. ASN contribuisce a informare il pubblico in questi settori. ASN si affida all'assistenza tecnica e alla competenza di IRSN e alla consulenza dei comitati di esperti nominati, con riguardo alla persona specifica, per la loro competenza nei settori interessati. Questi esperti possono provenire da ambienti vari, come le università, le associazioni, organismi di ricerca o da altri settori industriali diversi da quello nucleare. La partecipazione di esperti stranieri può portare nuovi approcci ai problemi e il beneficio di esperienza internazionale.

ASN svolge ogni anno più di 700 ispezioni negli impianti nucleari. Oltre a questa regolazione continua, i licenziatari sono tenuti a svolgere una revisione della sicurezza nucleare, delle loro installazioni ogni dieci anni, ai sensi del comma III dell'art 29 della legge TSN. La revisione decennale sulla sicurezza nucleare va al di là di un semplice "check-up di salute" dell'impianto. Essa rappresenta soprattutto la possibilità di effettuare una verifica approfondita della conformità alle proprie norme di sicurezza nucleare, ma serve anche a fare modifiche per migliorare la sicurezza degli impianti, al fine di rendere questo livello di sicurezza il più vicino possibile a quello degli impianti nucleari più recenti. Questa verifica periodica della sicurezza è utile anche per ASN per determinare se queste installazioni possono continuare a funzionare fino alla prossima revisione decennale di sicurezza.

Inoltre, ASN analizza eventi anomali che si verificano negli impianti nucleari. Controlla che il licenziatario abbia adeguatamente analizzato l'evento, adottato misure appropriate per correggere la situazione e impedire che si ripetano. Infine, ASN dedica notevoli sforzi alle relazioni internazionali con le controparti estere su base bilaterale, europea e internazionale.

Per massimizzare la coerenza tra gli approcci europei e francese, la definizione delle specifiche per le valutazioni di sicurezza complementari si è basata sulle specifiche europee elaborate da WENRA. Il suo contenuto è coerente con le specifiche adottate da ENSREG, ma contiene ulteriori argomenti (es. campo di applicazione esteso).

La valutazione della sicurezza complementare consisterà quindi in una rivalutazione mirata dei margini di sicurezza degli impianti nucleari, alla luce degli eventi di Fukushima, vale a dire fenomeni naturali su scala estrema (terremoti, inondazioni, e il loro effetto combinato). La valutazione sarà innanzitutto concentrata sugli effetti di questi fenomeni naturali e quindi concentrata sulla perdita di una o più delle funzioni dei sistemi di sicurezza implicati in Fukushima (alimentatori elettrici e sistemi di raffreddamento), qualunque sia la probabilità o la causa della perdita di queste funzioni (approccio deterministico); infine si occuperà della gestione degli incidenti gravi che possono derivare da tali eventi.

Tale valutazione deve comprendere tre aspetti chiave:

- 1 Le disposizioni prese in considerazione come DBA di progetto e la conformità dell'impianto ai requisiti di progettazione applicabili.
- 2 La robustezza dell'installazione al di là del DBA di progetto; il licenziatario deve più specificamente identificare le situazioni che potrebbero portare ad un improvviso peggioramento nelle sequenze di incidente ("evento limite estremo") e presentare le misure per evitarle.
- 3 Ogni eventuale modifica che potrebbe migliorare il livello di sicurezza dell'impianto.

ASN ha deciso di applicare le valutazioni di sicurezza complementari a tutti gli impianti nucleari francesi e non solo ai reattori di potenza. Di conseguenza, praticamente tutti i 150 im-

pianti nucleari in Francia saranno oggetto di una valutazione della sicurezza complementare, tra cui ad esempio il reattore EPR attualmente in costruzione e il centro di ritrattamento combustibile di La Hague. Questo richiede l'introduzione di una serie di adattamenti nelle specifiche francesi rispetto alle specifiche ENSREG.

Inoltre, come richiesto dalle parti interessate francesi come l'Alto Comitato per la trasparenza e l'informazione sulla sicurezza nucleare (HCTISN), ASN ha deciso di andare aldilà delle specifiche europee per quanto riguarda l'integrazione dei fattori socio-organizzativi ed umani, e in particolare il subappalto. Questo perché Fukushima ha mostrato che la qualità del rapporto tra il licenziatario e i suoi contraenti, la loro capacità comune di organizzarsi per lavorare in condizioni di incidente grave è essenziale per il controllo di tali situazioni. Questa capacità organizzativa è anche essenziale per la prevenzione di tali incidenti, la manutenzione degli impianti e la qualità del loro funzionamento. Di conseguenza, le condizioni di utilizzo dei subappaltatori sono affrontati nelle valutazioni di sicurezza complementari francesi.

Ogni relazione sarà esaminata da ASN, assistita da esperti. Aldilà della competenza della IRSN, ASN ha deciso di mobilitare due dei sette comitati consultivi che invita per gli argomenti più importanti: il comitato consultivo per i reattori e il comitato consultivo per i laboratori e gli impianti. Questi comitati sono composti da esperti francesi e stranieri e daranno ad ASN la loro opinione apportando le raccomandazioni che ritengono appropriate.

Sulla base di queste perizie, ASN darà poi il suo parere al governo, e potrebbe imporre ulteriori istruzioni per migliorare la sicurezza nucleare degli impianti, se lo ritiene necessario o, in alcuni casi, e quando necessario, chiedere di fermare le attività degli impianti.

6.1.2 Approccio trasparente

ASN attribuisce grande importanza alla apertura e alla trasparenza dell'approccio per le valutazioni di sicurezza. Le relazioni dei licenziatari saranno disponibili sul sito internet della ASN (www.asn.fr) al momento della ricezione. Inoltre, le conclusioni di ASN saranno rese pubbliche, così come le opinioni dei comitati consultivi mobilitati da ASN. Ai lavori hanno partecipato anche esperti stranieri provenienti da Germania, Svizzera, Belgio e Lussemburgo. Essi sono anche invitati a partecipare alle ispezioni degli impianti svolte dalla ASN e mirate su temi specifici legati all'incidente di Fukushima.

6.1.3 Impianti interessati e scadenze fissate

Le valutazioni complementari di sicurezza riguardano praticamente tutti gli impianti nucleari, solo 10 installazioni il cui smantellamento è in fase di completamento sono state escluse. Queste installazioni sono state divise in tre categorie in base alla loro vulnerabilità ai fenomeni che hanno causato l'incidente di Fukushima e la portata delle conseguenze di un tale incidente. Gli operatori delle 80 installazioni prioritarie: EDF, CEA, AREVA e il Laue Langevin Institute, il 1 giugno 2011 hanno fornito ad ASN un memorandum che presenta la metodologia di valutazione scelta e devono presentare una prima relazione entro il 15 settembre 2011 al più tardi.

IRSN ha fatto una prima analisi di questi memorandum a seguito della quale ai concessionari è stato chiesto di aggiungere alcuni impegni che integrano i memorandum presentato il 1 giugno 2011.

Tutti i licenziatari dovranno produrre:

- Esame degli effetti meccanici associati al carico idrodinamico o idrostatico nella valutazione del rischio di alluvioni.
- Indicazione e motivazione delle condizioni iniziali considerate.
- Verifica dell'effettiva conformità delle strutture, sistemi e componenti chiave e, se del caso, la proposta di un piano di azioni.
- Esame dell'effetto cumulativo (terremoti e inondazioni), che spieghi il metodo utilizzato.
- Presentazione di un fascicolo per stimare i livelli di pericolosità oltre i quali non può essere dimostrata la disponibilità di funzioni fondamentali di sicurezza, i punti deboli individuati, valutazioni di natura possibile / prevedibile dei livelli raggiunti dal terremoto o alluvione, e le misure previste per aumentare la robustezza dell'impianto.

In particolare per EdF:

- Una valutazione della robustezza dei sistemi di sicurezza, con un approccio generico e sulla base delle conoscenze esistenti.
- Identificazione dell'apparecchiatura essenziale per la gestione di un incidente grave con perdita totale della potenza elettrica e raffreddamento del fluido.
- Una presentazione degli scenari incidentali utilizzati per identificare gli effetti anomali estremi;
- La descrizione delle azioni fattibili umani, in particolare il funzionamento delle principali attrezzature (valvole manuali, allineamenti, ...) in condizioni ambientali e di accesso durante un incidente grave.
- La revisione di eventuali dipendenze tra la gestione di un incidente grave che colpisce il reattore e la piscina, nonché la revisione delle possibilità di fughe di idrogeno tra locali.
- La complementarità dei mezzi di gestione delle crisi e di intervento locali e nazionali, in modo da evitare qualsiasi scarico radioattivo nell'ambiente, e per quanto possibile, la fusione del reattore.

Per il CEA:

- Una valutazione delle conseguenze radiologiche o tossicologiche e la cinetica dei vari scenari considerati, per posizionarli rispetto alle conseguenze, utilizzati per il dimensionamento dei piani di emergenza esterni.
- Verificare che i mezzi proposti siano robusti contro tutti i pericoli in fase di studio nelle valutazioni complementari di sicurezza (terremoti, alluvioni o qualsiasi combinazione degli stessi) e rimangano operativi in caso di perdita di alimentazione elettrica o perdita del dissipatore di calore.

Per AREVA:

- Alla luce del feedback dell'esperienza dall'incidente di Fukushima, presentazione degli argomenti tecnici che devono essere affrontati in occasione della prossima revisione periodica della sicurezza e il corrispondente programma di studi e di azioni già individuate di R & S.
- Un esame generale con un adeguato livello di dettaglio di tutti gli impianti, compresi quelli per i quali il termine sorgente rappresenta un "basso" rischio potenziale, comprendendo i collegamenti attivi e inattivi tra gli impianti o le unità, e sommando le conseguenze per il sito nel suo complesso.

- L'integrazione della nozione di gravità degli scarichi nel terreno e l'inquinamento della falda freatica, o inquinamenti che sono difficili da rimediare, e le corrispondenti azioni di gestione delle crisi.
- L'identificazione dei pericoli e degli eventi che possono essere indotti nell'installazione da un terremoto, un'alluvione che supera le contingenze per il sito, o dei loro effetti combinati.
- Verifica che i mezzi impiegati in una situazione di crisi siano robusti rispetto ai rischi considerati e rimangano operativi e accessibili nel caso di perdita di alimentatori elettrici o fonti di raffreddamento.
- Spiegazione del metodo e dei criteri utilizzati per valutare la robustezza degli impianti.

Per il Laue Langevin Institute:

- Alla luce del feedback dell'esperienza dall'incidente di Fukushima, presentazione degli argomenti tecnici che meritano riesame in occasione della prossima revisione periodica della sicurezza e il corrispondente programma di studi e azioni di R & S.
- L'integrazione della nozione di gravità degli scarichi nel terreno e l'inquinamento della falda freatica, o inquinamenti che sono difficili da rimediare, e le corrispondenti azioni di gestione delle crisi.


6.1.4 Parere ASN sui memorandum forniti

Sulla base di questa revisione, ASN considera che le note metodologiche presentate dai concessionari sono nel complesso soddisfacenti, a condizione che presentino alcune informazioni complementari che si concentrano essenzialmente su:

- EDF, che deve riportare tutte le deviazioni note al 30 giugno 2011, che possono influire sulla robustezza degli impianti. ASN ha chiesto l'integrazione entro il 15 settembre 2011.
- EDF e il Laue Langevin Institute, per sviluppare per il 15 settembre 2011 un piano di azioni per assicurare che la robustezza necessaria delle strutture, sistemi e componenti non sia rimessa in discussione dalla loro condizione attuale.

Più in particolare, ASN ha chiesto che i licenziatari esaminino:

- Per EdF, le conseguenze del fallimento delle dighe del Canal d'Alsace, vicino alla centrale di Fessenheim.
- Per EDF e AREVA, le conseguenze del fallimento delle dighe del canale di Donzère, vicino alla centrale di Tricastin.
- Per il CEA, le conseguenze del fallimento del Canale di Provenza nei pressi del sito di Cadarache.
- Per EdF, la verifica della robustezza delle disposizioni e le attrezzature necessarie per la gestione di una perdita totale del dissipatore di calore o dell'alimentazione elettrica in caso di un incidente grave, integrando i rischi di pericoli o eventi (incendi, esplosioni, etc) indotta da un terremoto o un'alluvione.
- I dossier che la EDF e il CEA devono presentare per il 15 settembre 2011 deve fare riferimento a un'analisi qualitativa dei rischi indotti sulle condizioni di funzionamento e di intervento sulle loro installazioni, per:

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-081	0	L	65	72

- Altri impianti o impianti nucleari sul sito classificato ai sensi della direttiva Seveso, o altri impianti industriali in prossimità del sito, se del caso, le strade o ferrovie che passano nei pressi del sito.
- Una valutazione iniziale da parte CEA della disponibilità e l'accessibilità - per tutta la durata dell'incidente - delle risorse comuni ai siti e che possono essere utilizzate per gli impianti esaminati.
- La presentazione da parte di EDF delle possibili misure complementari per la gestione di una situazione di incidente grave che potrebbe indurre un rischio per l'ambiente e le popolazioni locali attraverso l'inquinamento delle acque sotterranee.

6.1.5 Ispezioni mirate

Oltre alle valutazioni di sicurezza complementari, ASN ha avviato nel secondo trimestre del 2011 una campagna di ispezioni mirate su argomenti riguardanti l'incidente di Fukushima. Queste ispezioni, che vengono condotte su tutte le installazioni nucleari ad alta priorità, forniscono una verifica in loco della conformità delle attrezzature e l'organizzazione del licenziatario in relazione ai requisiti di sicurezza esistenti.

Questi controlli riguardano i seguenti punti:

- Protezione dai pericoli esterni, in particolare terremoti e inondazioni.
- La perdita delle forniture di energia elettrica.
- La perdita delle fonti di raffreddamento.
- Gestione operativa di situazioni di emergenza radiologica.

7 Stress test e ricadute su alcune centrali frontaliere

La safety di una centrale nucleare deve essere stimata sulla base della risposta, ad eventi iniziatori interni ed esterni, dei componenti, dei singoli sistemi, del complesso dei sistemi, della combinazione centrale-sito ed in base ai rischi associati allo specifico sito (conformazione idrogeologica, storia sismica, storia alluvionale, etc).

Gli stress test non devono essere visti come una rivalutazione completa del rischio associato alle centrali nucleari in quanto alcuni aspetti importanti ai fini della sicurezza non sono stati volutamente presi in conto.

Questo non deve essere visto come punto di debolezza degli stress test, ma solo come nota di rilievo su ciò che è stato analizzato e ciò che dovrebbe essere ulteriormente valutato al fine di poter giungere a conclusioni definitive sul livello di sicurezza delle varie centrali nucleari europee e in particolare di quelle prossime ai nostri confini.

Uscendo per un momento dal concetto “stress test” ed entrando in quello della definizione di rischio, va ricordato che il rischio è una probabilità, da non confondere con il pericolo.

Si definisce rischio la probabilità che un’azione o un’attività porti a un evento indesiderabile.

Il rischio, essendo una probabilità e quindi, in ultima analisi, un numero riportabile anche sotto forma di percentuale, non sempre è facilmente calcolabile, specialmente quando si analizzano sistemi complessi o, peggio ancora, sistemi complessi sottoposti a interferenze o disturbi causati da fenomeni altrettanto complessi.

Ad ogni comportamento umano è associato un valore di rischio. Cambiano le percentuali in funzione del comportamento o dell’attività sotto esame.

Arrogarsi la capacità di definire il rischio in maniera deterministica è un paradosso in termini. Per contro, è unanimemente riconosciuto che non esiste rischio nullo in nessuna attività umana. Valutare solo i rischi in una qualsiasi attività umana, enfatizzandoli senza valutarne anche i benefici, rappresenta una procedura d’indagine parziale, quindi non scientifica. Fermarsi alla sola valutazione del rischio porterebbe a rinunciare a quasi tutte le azioni umane visto che, come detto, nessuna di esse è a rischio nullo. Molto più costruttivo è utilizzare un approccio di valutazione più evoluto, vale a dire procedere all’analisi rischi/benefici.

Uno degli aspetti da valutare ai fini dell’analisi rischi/benefici è legato ad alcune modifiche che si stanno attuando recentemente ad alcune unità delle centrali nucleari europee. In pratica, visto che i costi per realizzare nuove unità o addirittura nuove centrali nucleari sono molto elevati, alcuni proprietari di centrali puntano al prolungamento della vita operativa di quelle esistenti e, in alcuni casi, procedono anche a quello che tecnicamente è noto come uprating, vale a dire all’innalzamento della loro capacità produttiva.

La combinazione di invecchiamento delle strutture degli impianti e della contemporanea maggiorazione della capacità produttiva, dovrebbe essere valutata in termini di aumento di rischio associato, ovviamente tenendo conto anche dell’incremento dei benefici associati.

Con il termine "rischio" possiamo indicare anche la distribuzione dei possibili scostamenti dai risultati attesi per effetto di eventi di incerta manifestazione, interni o esterni ad un sistema. In questa definizione, il rischio può finalmente essere definito come il risultato del prodotto della frequenza di accadimento di un evento moltiplicata per la gravità delle conseguenze.

Tornando agli stress test, si può ora sottolineare il fatto che essi, sebbene non abbiano tenuto conto di tutti i possibili rischi associati all'attività di produrre un bene di elevata qualità, com'è l'energia elettrica, facendo uso delle centrali nucleari, hanno portato comunque ad un approfondimento dell'analisi, puntando l'attenzione non tanto alla frequenza di accadimento di un evento (infatti negli stress test si sottolinea che bisogna partire da un concetto deterministico), quanto alle possibili conseguenze legate all'evento assumendo che esso dovesse effettivamente accadere.

Questa attività va quindi considerata in tutto il suo valore aggiunto, che in estrema sintesi si può individuare nello sforzo, condotto a livello europeo da tutte le nazioni in cui le centrali sono operative, al fine di individuare i punti di debolezza delle centrali, sulla base dell'evento accaduto in Giappone e delle successive lezioni apprese, per procedere ad un ulteriore miglioramento della sicurezza di tali centrali e quindi, in definitiva, alla ulteriore riduzione del rischio ad esse associato. Nessun addetto ai lavori sarà mai così sciocco da affermare che le centrali nucleari non sono rischiose. Buona pratica, da estendere anche in altri campi non nucleari, è cercare di ridurre tale rischio.

Questa premessa è doverosa per ben comprendere il contenuto di quanto seguirà nei prossimi paragrafi. Nel seguito, a conclusione di questo lavoro, verranno infatti presi in considerazione ed evidenziati i punti di debolezza emersi, anche grazie agli stress test, nelle centrali nucleari europee. L'attenzione sarà concentrata alle sole centrali distanti meno di 200 km dal confine italiano e verrà evidenziato dove sono maggiormente necessari interventi per ridurre il rischio mantenendo i benefici.

7.1 Centrale nucleare di Bugey

Per quello che riguarda la centrale di Bugey, gli stress test si sono conclusi con una serie di decisioni mirate ad attuare i seguenti interventi di miglioramento:

- Rafforzamento della protezione contro gli eventi naturali (terremoti, inondazioni, eventi climatici estremi).
- Rafforzamento degli apparati elettrici associati alle situazioni analoghe all'evento di Fukushima e di altre apparecchiature, tenendo come riferimento un livello sismico pari a 1.5 volte l'SMS.
- Interventi per mitigare le conseguenze di eventuali inondazioni, come un programma di manutenzione delle condotte, il rafforzamento delle protezioni attuali e lo studio della possibilità dell'allagamento dell'isola nucleare con le contromisure da adottare.
- Studi complementari sulla possibilità che dei terremoti possano determinare rotture singole o multiple sulle dighe e gli argini e sulla catena di eventi che può seguire.
- Installazione di un ulteriore gruppo elettrogeno diesel per garantire l'alimentazione degli apparati critici, nelle more dell'installazione verranno installati due piccoli gruppi elettrogeni. Verrà verificata l'affidabilità del funzionamento degli apparati nel caso di aumento anomalo della temperatura.
- Installazione di nuovi serbatoi di acqua nelle diverse zone per rialimentare i generatori di vapore, il circuito di trattamento e le piscine, permettendo di asportare la potenza residua in caso di necessità. Sono previste una serie di azioni sul miglioramento degli apparati (pompe), delle strutture (condotte), sull'organizzazione del lavoro e le procedure in maniera da garantire l'affidabilità dei sistemi di raffreddamento

- Interventi nel piano di emergenza interno migliorando il sistema di comunicazioni (telefonia satellitare e sistemi autonomi dalla tensione di rete), il sistema di radioprotezione e la gestione dell'emergenza nell'immediato e sulla lunga durata. È prevista la creazione di una unità di intervento rapido (FARN) in grado di intervenire entro 24 ore, di agire autonomamente per diversi giorni in un ambiente radioattivo e fungere da raccordo tra la direzione dell'impianto e le autorità pubbliche.

7.2 Centrale nucleare di Fessenheim

Si ricorda che i due reattori PWR operativi nella centrale sono stati realizzati seguendo la linea progettuale CP0, vale a dire la più datata con riferimento ai REP900 francesi. Molti aspetti migliorabili nelle unità di questa centrale sono stati riportati nella prima parte del documento. L'impianto è situato in una zona relativamente ad alta attività sismica, ma è stato costruito per resistere a un terremoto cinque volte più intenso del più forte terremoto storicamente registrato nella regione. Nonostante ciò, sarebbe opportuna una più adeguata analisi relativa alle conseguenze derivanti da eventi meteo estremi (neve, grandine, fulmini e raffiche di vento).

ASN ha chiesto di procedere ad ulteriori valutazioni legate al fatto che non si è tenuto conto della possibilità di accadimento di un incidente con il coinvolgimento di entrambe le unità. La necessità nasce dalla disponibilità nel sito di un solo generatore diesel di emergenza. Nel caso in cui entrambi i reattori dovessero chiamare il generatore di backup, solo uno alla volta potrebbe ottenere alimentazione di emergenza. Andrebbe valutata anche la tenuta del generatore al sisma, al fine di ridurre il rischio di indisponibilità su chiamata del componente.

Si chiede anche di valutare gli effetti di un evento combinato sisma-allagamento.


7.3 Centrale nucleare di Krško

I giudizi sommari emersi dal successivo workshop dei rapporteur ENSREG sono che i contenuti e la struttura del rapporto nazionale sloveno sono conformi alle specifiche ENSREG per le parti del terremoto e le inondazioni. Le condizioni meteorologiche estreme non sono pienamente coperte nel rapporto, ma ulteriori informazioni sono state fornite nel corso della visita in sito. Il rapporto è abbastanza esauriente con dettagli sufficienti per la valutazione della perdita di energia elettrica e del dissipatore ultimo della potenza termica. Per quanto riguarda la valutazione della gestione di incidenti gravi (SAM), il rapporto risponde abbastanza bene alle indicazioni fornite nelle specifiche ENSREG, anche se ci sono alcune incongruenze minori con la struttura specificata.

Sisma

L'autorità di sicurezza slovena, assumendo un tempo di ritorno dei terremoti di 10000 anni, ha adottato un valore di 0.6g per le valutazioni sulla sicurezza dell'impianto negli stress test e per la progettazione dei nuovi componenti. Nel corso della discussione del 2015, in ambito ENSREG, il rappresentante austriaco ha sollevato il problema di un margine di sicurezza troppo ristretto tra la pericolosità valutata (0.56) ed il valore assunto di 0.6, mentre da parte di Greenpeace si è osservato che, assumendo tempi di ritorno di 50000 anni, il PGA può salire a 0.8.

La risposta dell'autorità di sicurezza slovena è stata che il valore di $PGA = 0,56 g$ è di per sé conservativo perché tiene conto delle incertezze presenti in tutte le diverse fasi dell'analisi, e

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-081	0	L	69	72

che è stato portato a 0,6 solo per arrotondamento matematico. Aumentare ulteriormente la conservatività comporterebbe un ingiustificato aumento dei costi.

Inondazioni

L'autorità di controllo slovena ha previsto, nell'ambito del programma generale di aggiornamento della sicurezza (SUP) un nuovo livello massimo delle inondazioni di 157.53 m. Dopo gli ultimi lavori il livello esistente degli argini era di 157.10 m, quindi è previsto un ulteriore innalzamento.

Si prevede inoltre di prendere in considerazione anche l'evento terremoto + alluvioni, vale a dire la possibilità di inondazioni a causa di dighe danneggiate dal terremoto con il massimo flusso possibile previsto per il fiume Sava.

Effetti combinati

Sarebbe opportuno procedere ad una valutazione degli effetti conseguenti al contemporaneo malfunzionamento del reattore e della SFP in caso di sisma. Al momento le valutazioni sono state fatte considerando separatamente questi due eventi.

Criticità del sito

L'impianto di Krško paga il prezzo di una localizzazione fatta in un'area critica, che nel corso degli anni si è rivelata decisamente peggiore di quanto valutato al momento della costruzione.

Anche grazie al concorso della UE e di diversi operatori europei la situazione è stata migliorata e sono previste ulteriori azioni nell'ambito del SUP.


Gli interventi previsti sono rivolti a:

- Rafforzamento della piscina di stoccaggio del combustibile esaurito (SFP).
- Miglioramento della protezione in caso di SBO (generatori diesel, treno di batterie).
- Installazione di dissipatori di calore addizionali e indipendenti dal dissipatore ultimo (fiume Sava).
- Implementazione di sistemi di ventilazione nel contenimento, con filtri e ricombinatori auto-catalitici passivi per evitare esplosioni di idrogeno.
- Installazione di pompe ad alta pressione aggiuntive per alimentare i generatori di vapore.

Gli interventi sono finalizzati a tenere continuamente aggiornati i dati sulla sicurezza e rivedere ad ogni PSR i parametri di riferimento come i cambiamenti dei livelli di piena e i dati meteorologici. Occorre però valutare se gli interventi fatti e quelli programmati sono sufficienti per consentire il prolungamento della vita dell'impianto fino al 2043 o, addirittura, consentire l'installazione di un altro reattore nello stesso sito.

7.4 Centrale nucleare di Gundremmingen

Gundremmingen è caratterizzata da due reattori BWR che, a partire dal 1995, hanno fatto uso di combustibile tipo MOX. Sarebbe auspicabile operare studi più approfonditi sul comportamento del combustibile a MOX rispetto a quello a UO₂ ai fini del controllo del reattore a fronte dei possibili scenari incidentali severi. Tale analisi dovrebbe essere fatta anche per la SFP. Il regolatore nazionale rileva inoltre che la sicurezza dell'impianto durante il corso di un allungamento di lunga durata non è garantita.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-081	0	L	70	72

7.5 Centrale nucleare di Mühleberg

Il regolatore nazionale evidenzia che la strumentazione per la misurazione del livello dell'acqua e la temperatura della piscina di stoccaggio del combustibile esaurito presenta delle vulnerabilità in fase incidentale. Il regolatore sottolinea anche la mancanza di un sistema di raffreddamento di back-up per la piscina.

Non è da escludere la possibilità di accadimento di un evento sismico con superamento del limite di progettazione degli impianti.

Mühleberg è una delle più antiche centrali nucleari in Europa, con un reattore di tipo BWR entrato in esercizio nel 1972, quindi oggi ha un'età operativa di 44 anni. In effetti, però, negli anni novanta, la centrale di Mühleberg ha subito numerosi interventi per il miglioramento del livello di sicurezza e la sostituzione di alcuni componenti risultati usurati.

Uno dei punti di maggiore vulnerabilità è legato al fatto che tutte le pompe e i sistemi di raffreddamento di emergenza non presentano efficace separazione fisica pertanto, in caso di inondazioni o incendi che interessino la zona specifica, potrebbero essere tutte contemporaneamente indisponibili su chiamata.

8 Conclusioni

Questo documento è diviso in tre parti. Nella prima vengono fornite informazioni di dettaglio su tutte le centrali frontaliere, intendendo per esse quelle localizzate a distanze non superiori ai 200 km dai confini italiani. Nella seconda parte si riporta il dettaglio di cosa è stato chiesto e quali risposte sono state fornite durante l'importante esercizio europeo noto come stress test. Nella terza e ultima parte sono riportate delle considerazioni aggiuntive per alcune centrali frontaliere, evidenziando i loro principali punti di vulnerabilità, allo scopo di richiamare l'attenzione sui potenziali eventi incidentali e sulle loro conseguenze.

Scopo principale del documento è trattare argomenti di sicurezza e di portare a conoscenza del lettore la situazione esistente oltre i confini nazionali per quanto riguarda le centrali nucleari intese come combinazione sistema-sito e per quanto riguarda il rischio ad esse associato, con riferimento alle conseguenze che il nostro territorio e la nostra popolazione potrebbe subire in caso di evento incidentale grave.


Non meno importante è saper trarre da questo lavoro, che si considera come prima parte di un lavoro che verrà svolto con maggiore approfondimento nelle altre due annualità del PTR 2015-17, indicazioni sugli aspetti più critici evidenziatisi a seguito dell'incidente di Fukushima e se le lezioni da esso apprese si stanno concretamente applicando alle unità delle centrali nucleari europee.

Si è accennato al rischio connesso all'utilizzo dell'energia nucleare come mezzo di produzione di energia elettrica, ma si è anche ricordato quanto grande sia il vantaggio derivante dallo sfruttamento civile di questa applicazione.

Al fine di concludere fornendo ulteriori indicazioni sulle buone pratiche per godere dei vantaggi offerti dall'uso pacifico dell'energia nucleare riducendo per quanto possibile il rischio ad esso associato, si riportano di seguito una serie di 12 raccomandazioni raccolte e pubblicate da USNRC²⁶ relativamente a cosa si dovrebbe fare per la ulteriore riduzione del rischio.

1. *Stabilire un quadro normativo logico, sistematico e coerente per una protezione adeguata in grado di bilanciare opportunamente l'approccio di difesa in profondità e le considerazioni di rischio.*
2. *Obbligo dei licenziatari di rivalutare e aggiornare, se necessario, il DBA con riferimento agli aspetti del rischio sismico e da inondazioni per ciascun reattore operativo.*
3. *Migliorare la capacità di prevenire o attenuare gli effetti di incendi e inondazioni provocati da sisma.*
4. *Rafforzare la capacità di mitigazione di uno SBO su tutti i reattori operativi e sui nuovi reattori per il DBA e il BDBA, con riferimento agli eventi esterni estremi.*
5. *Incrementare l'affidabilità dei sistemi di venting in strutture BWR con contenimenti di tipo Mark I e Mark II.*
6. *Identificare, come parte della revisione a lungo termine, azioni efficaci per il controllo e la mitigazione del problema idrogeno nel contenimento o in altri edifici come da informazione aggiuntiva emersa dagli ulteriori studi dell'incidente di Fukushima Dai-ichi.*
7. *Migliorare la capacità di makeup e della strumentazione per quanto riguarda la piscina di stoccaggio del combustibile esaurito.*

²⁶ USNRC = United States Nuclear Regulatory Commission.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	ADPFISS-LP1-081	0	L	72	72

8. *Rafforzare e integrare le capacità di risposta alle emergenze migliorando le EOP (Emergency Operating Procedures), le SAMGs (Severe Accident Management guidelines), e le EDMGs (Extensive damage mitigation guidelines).*
9. *Assicurare che i piani di emergenza tengano conto di un prolungato SBO ed eventi multi unità.*
10. *Aggiungere, come parte della revisione a lungo termine, gli aspetti di Emergency Preparedness relativi ad eventi multi unità e SBO prolungata.*
11. *Aggiungere, come parte della revisione a lungo termine, gli aspetti di Emergency Preparedness relativi al processo decisionale, al monitoraggio delle radiazioni e all'istruzione del pubblico.*
12. *Rafforzare, da parte del regolatore, la sorveglianza che il licenziatario deve svolgere sulle prestazioni di sicurezza del sistema che gestisce, concentrando una maggiore attenzione sui requisiti di difesa in profondità coerenti con il quadro di difesa in profondità raccomandata²⁷.*

²⁷ Qui si fa esplicito riferimento al ROP (Reactor Oversight Process – Processo di Sorveglianza Reattore).