



Agenzia Nazionale per le Nuove Tecnologie,
l'Energia e lo Sviluppo Economico Sostenibile



Ministero dello Sviluppo Economico

RICERCA DI SISTEMA ELETTRICO

Combustibili ad alto burn-up per reattori di III generazione

Giulia Abbate

Report RdS/2011/356

COMBUSTIBILI AD ALTO BURN-UP PER REATTORI DI III GENERAZIONE

Giulia Abbate (ENEA)

Novembre 2011

Report Ricerca di Sistema Elettrico

Accordo di Programma Ministero dello Sviluppo Economico – ENEA

Area: Governo, gestione e sviluppo del sistema elettrico nazionale

Progetto: Fissione nucleare: metodi di analisi e verifica di progetti nucleari di generazione evolutiva ad acqua pressurizzata

Responsabile Progetto: Massimo Sepielli, ENEA

Titolo
COMBUSTIBILI AD ALTO BURN-UP PER REATTORI DI III GENERAZIONE
Descrittori

Tipologia del documento: Rapporto tecnico

Collocazione contrattuale:

ACCORDO DI PROGRAMMA Ministero dello Sviluppo Economico – ENEA sulla Ricerca di Sistema Elettrico PIANO ANNUALE DI REALIZZAZIONE 2010 Progetto 1.3.2.a: Fissione nucleare: Metodi di analisi e verifica di progetti nucleari di generazione evolutiva ad acqua pressurizzata.

Argomenti trattati:

Combustibile nucleare, Reattori nucleari evolutivi.

Sommario

I reattori di III Generazione utilizzano combustibili UO_2 a diverse percentuali di arricchimento in ^{235}U e combustibili MOX a diversi rapporti UO_2 e PuO_2 .

Per migliorare i costi del ciclo del combustibile il burn-up è stato via via aumentato fino agli attuali valori 60-70 GWd/t.

Ad alti valori di burn-up il combustibile presenta variazioni strutturali da comprendere accuratamente in relazione alle prestazioni del combustibile in condizioni incidentali e quando si voglia estendere la vita degli impianti.

Vengono illustrati i concetti base e presentata una panoramica delle principali problematiche di ricerca e relative attività in corso a livello internazionale.

Note

Lavoro svolto in esecuzione dell'Obiettivo B, PAR2010

Autori: Giulia Abbate

Copia n.

In carico a:

2			NOME			
			FIRMA			
1			NOME			
			FIRMA	<i>Giulia Abbate</i>	<i>M. Ciotti</i>	<i>M. Sepielli</i>
0	EMISSIONE	15/11/2011	NOME	G. Abbate	M. Ciotti	M. Sepielli
			FIRMA			
REV.	DESCRIZIONE	DATA	REDAZIONE	CONVALIDA	APPROVAZIONE	

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	PAR2010-ENEA-LB1-004	0	L	2	18

INDICE

<i>1. I REATTORI DI III GENERAZIONE.....</i>	<i>3</i>
<i>2. I TIPI DI COMBUSTIBILE</i>	<i>6</i>
<i>3. CONCETTO DI BURN-UP E SUA RELAZIONE CON % DI ARRICCHIMENTO DEL COMBUSTIBILE E TEMPO DI IRRAGGIAMENTO.....</i>	<i>10</i>
<i>4. VARIAZIONI STRUTTURALI NEI COMBUSTIBILI AD ALTO BURN-UP.....</i>	<i>12</i>
<i>5. COMBUSTIBILI AD ALTO BURN-UP E SICUREZZA DEL REATTORE</i>	<i>13</i>
<i>6. MODELLISTICA E SIMULAZIONE</i>	<i>15</i>
<i>7. CONCLUSIONI</i>	<i>16</i>
<i>8. BIBLIOGRAFIA</i>	<i>17</i>

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	PAR2010-ENEA-LB1-004	0	L	3	18

1. I REATTORI DI III GENERAZIONE

I reattori attualmente in costruzione sono quelli di Generazione III e III+. Essi sono anche detti reattori “evolativi” in quanto includono sviluppi delle tecnologie della II Generazione (la maggioranza di quelli attualmente in funzione) ma senza innovazioni sostanziali nei principi di funzionamento (cioè modifiche radicali, quale potrebbe essere ad es. la sostituzione dell’acqua con altri refrigeranti). I miglioramenti derivano dall’esperienza acquisita durante la vita dei reattori di II Generazione [22].

Diversi fornitori (Nord America, Giappone, Europa, Russia) hanno reattori di III Generazione in stato di progetto avanzato o già pronti per l’ordinazione.

Dal punto di vista commerciale, il mercato è dominato dalle tre principali consociate Mondo Occidentale-Giappone:

- Areva (ex Framatome ANP) associata a Mitsubishi Heavy Industries (MHI), operante anche nel settore della fabbricazione del combustibile,
- General Electric con Hitachi, GE Hitachi Nuclear Energy (GEH),
- Westinghouse, in gran parte acquisita da Toshiba.

Il primo reattore di III Generazione, entrato in servizio in Giappone nel 1996, è di tipo ABWR (Advanced Boiling Water Reactor), sviluppato dalla General Electric a partire dai BWR di II Generazione.

Basati su progetti più semplici e standardizzati, i reattori di III Generazione richiedono procedure di licenza più veloci, con investimenti di capitale e tempi di costruzione ridotti rispetto ai reattori delle generazioni precedenti. Alcuni di essi hanno caratteristiche di progetto che permettono l’inseguimento del carico.

Tra i reattori di III Generazione, i progetti più innovativi, detti di Generazione III+, sono i reattori EPR (European Pressurized Reactor) di Areva [1], AP1000 (AP = Advanced Passive) di Westinghouse [2], ESBWR (Economic Simplified Boiling Water Reactor) di General Electric e IRIS (International Reactor Innovative & Secure) di un consorzio internazionale a guida Westinghouse.

La maggiore differenza di progetto rispetto ai reattori di II Generazione è la presenza di sistemi di sicurezza passivi o intrinseci per evitare incidenti in caso di malfunzionamento. Tali sistemi di sicurezza dipendono esclusivamente da fenomeni fisici e non dal funzionamento di componenti ingegnerizzati; essi non richiedono controlli attivi, cioè operazioni di tipo elettrico o meccanico su comando o interventi da parte dell’operatore.

Quanto al combustibile, i reattori di III Generazione sono caratterizzati da valori di burn-up più elevati rispetto alle generazioni precedenti, quindi il combustibile è usato in modo più efficiente, con conseguente aumento della disponibilità di impianto.

I reattori ad acqua leggera di I Generazione avevano valori di burn-up fino a circa 30 GWd/t .

La maggior parte dei reattori PWR, BWR, HWR e GCR della II Generazione, operativi nel mondo negli ultimi quaranta anni, hanno raggiunto al massimo valori di burn-up del combustibile di 40-50 GWd/t.

I reattori di Generazione III e III+ sono progettati per valori di burn-up del combustibile fino a 65 -70 GWd/t (in qualche caso addirittura superiore) con una vita operativa fino a sessanta anni.

Le barre di combustibile per questi reattori hanno caratteristiche di progetto avanzate, che includono veleni bruciabili e particolari rivestimenti interni alle guaine del combustibile, a protezione contro i guasti dovuti a interazioni pellet-guaina (PCI – Pellet Cladding Interaction).

La possibilità di utilizzare oltre a UO₂ anche combustibili di tipo MOX (riciclando il Pu da combustibili esausti) e combustibili innovativi a matrice inerte rende i reattori di Generazione III e III+ più resistenti alla proliferazione rispetto ai reattori delle generazioni precedenti.

Nel caso dei reattori veloci autofertilizzanti, dove si forma via via nuovo combustibile, naturalmente i valori di burn-up sono di ordine di grandezza più elevato.

Nella seguente tabella sono elencati i principali reattori di Generazione III e III+ ed indicati (dove disponibili) i valori di burn-up ed il tipo di combustibile.

Reattori ad acqua leggera (evoluzioni delle filiere PWR e BWR)				
<i>Reattore</i>	<i>Fornitore</i>	<i>Potenza tipica (MWe)</i>	<i>Combustibile tipo, % arricchimento</i>	<i>Burn-up medio (GWd/t)</i>
EPR	Areva NP	1750	UO ₂ (5% ²³⁵ U, Gd), MOX	65
AP1000	Westinghouse	1200	UO ₂ (2,35% – 4,8% ²³⁵ U), MOX	60
ESBWR	GE Hitachi Nuclear Energy	1600	UO ₂ (4,2% ²³⁵ U)	50
IRIS	Consorzio internazionale a guida Westinghouse	100 – 335	UO ₂ (5 % ²³⁵ U) e veleno bruciabile (elementi di combustibile identici a quelli di AP1000).	60
			UO ₂ (10 % ²³⁵ U), MOX	80
ABWR	Hitachi, Toshiba (derivati da progetto GE)	600, 900, 1350, 1380, 1600, 1700	UO ₂ (3,2 % ²³⁵ U)	32
APWR	Mitsubishi	1538, 1700	UO ₂ (3,2% ²³⁵ U), MOX	55-62
APR1400	KHNP – Korea Hydro& Nuclear Power Ltd.	1455	UO ₂ (2 – 5 % ²³⁵ U) e veleno bruciabile	55
Atmea1	Atmea (Areva NP + Mitsubishi HI)	1000-1150	UO ₂ (fino a 4,95 % ²³⁵ U) %, uranio riciclato, MOX fino al 100%	

Kerena (SWR 1000)	Areva NP + Germania	1250	UO ₂ arricchito fino al 5 %, uranio riciclato MOX	
AES-92, V392	Gidropress	1000	UO ₂ (4,28 % ²³⁵ U)	47,2 – 49,9
AES-2006, MIR-1200, VVER-TOI, VVER-1500	Gidropress	1150-1600	UO ₂ (2,4 – 4,4 % ²³⁵ U)	Fino a 70 40-55-60
VBER-300	OKBM	295 – 325	UO ₂ (4,95 – 5 % ²³⁵ U)	48
RMWR	Hitachi	1356	UO ₂ , MOX (10 % Pu)	45

Reattori ad acqua pesante (evoluzioni della filiera PHWR)

<i>Reattore</i>	<i>Fornitore</i>	<i>Potenza tipica (MWe)</i>	<i>Combustibile tipo, % arricchimento</i>	<i>Burn-up (GWd/t)</i>
CANDU-6, CANDU-9	AECL	925-1300	U naturale/ U leggermente arricchito/ U ritrattato da comb. spento PWR/ combustibile spento PWR/ ossidi misti di U e Pu/ torio/ plutonio militare/ attinidi separati da rifiuti BWR e PWR	
EC6	AECL	750	U naturale/ U leggermente arricchito/ U ritrattato da comb. spento PWR/ combustibile spento PWR/ ossidi misti di U e Pu/ torio/ plutonio militare/ attinidi separati da rifiuti BWR e PWR	
ACR-700 ACR-1000 CANDU X o SCWR	AECL	700 1080-1200 350-1150	UO ₂ (1,5 - 2 % ²³⁵ U), MOX, torio, attinidi	
AHWR		300	Ossidi di Th-U-233 + ossidi di Th-Pu-239 + assorbitore bruciabile.	

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	PAR2010-ENEA-LB1-004	0	L	6	18

AHWR-LEU			Uranio debolmente arricchito (da 3,555 a 4,444 % ²³⁵ U) + torio	64
----------	--	--	--	----

Reattori ad alta temperatura refrigerati a gas e moderati a grafite (evoluzioni della filiera GCR)				
<i>Reattore</i>	<i>Fornitore</i>	<i>Potenza tipica (MWe)</i>	<i>Combustibile tipo, % arricchimento</i>	<i>Burn-up (GWd/t)</i>
HTR-PM	Tsingua University INET		TRISO (*)	
PBMR	Consorzio a guida Eskom con Mitsubishi Heavy Industries	165	Fino a 450.000 pebbles in ciclo nel reattore (circa 6 volte ciascuna)	80 Obiettivo è arrivare a 200
GT-MHR	GA + OKBM Afrikantov +Fuji	285	Plutonio militare	

Reattori a neutroni veloci (non moderati, raffreddati a metalli liquidi)				
<i>Reattore</i>	<i>Fornitore</i>	<i>Potenza tipica (MWe)</i>	<i>Combustibile tipo, % arricchimento</i>	<i>Burn-up (GWd/t)</i>
BN-800		880	U+Pu a nitruri o metallico, MOX (Pu militare)	

(*) Il combustibile TRISO è in forma di particelle di diametro inferiore a 1 mm; ogni particella ha un nucleo centrale di ossido di uranio, con uranio arricchito fino al 17% in ²³⁵U. Tale nucleo è circondato da un insieme di strati di carbonio e carburo di silicio, che svolge funzione di contenimento per i prodotti di fissione, stabile fino a valori di temperatura di 1600 °C o anche superiori. Le particelle possono essere disposte in blocchi come prismi esagonali di grafite o in "pebbles" di grafite, delle dimensioni di palle da biliardo, incluse in carburo di silicio.

2. I TIPI DI COMBUSTIBILE

Come combustibile nucleare i reattori di III Generazione utilizzano l'ossido di uranio arricchito in percentuali variabili, generalmente con valori massimi tra il 4% e il 6% in ²³⁵U oppure miscele di ossidi di uranio e plutonio (combustibile MOX) [18].

Come nei reattori di II Generazione, il combustibile è in forma di pellet, piccole pastiglie contenute in barrette, a loro volta assemblate a formare elementi di combustibile. Le guaine ed in generale i componenti strutturali degli elementi di combustibile sono composte di leghe di zirconio. Le barre di controllo, usate per spegnere il reattore, sono in leghe di argento, cadmio, indio.

In un generico reattore nucleare alimentato con combustibile a uranio avvengono sia la fissione di isotopi, principalmente ^{235}U , sia la formazione di nuovi isotopi, più pesanti, dovuta alla cattura di neutroni, principalmente da parte di ^{238}U . La maggior parte della massa del combustibile nel reattore è ^{238}U ; questo può diventare ^{239}Pu e, per successive catture di neutroni, ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu ed altri isotopi transuranici. ^{239}Pu e ^{241}Pu sono fissili, come ^{235}U . Per cattura neutronica da parte di ^{235}U si formano anche piccole quantità di ^{236}Pu e ^{238}Pu [3].

Normalmente con un cambio completo del combustibile ogni circa tre anni, nel reattore viene “bruciata” (cioè subisce fissione) circa la metà del ^{239}Pu prodotto, fornendo circa 1/3 di tutta l'energia prodotta.

Il ^{239}Pu si comporta come l' ^{235}U e la sua fissione rilascia una simile quantità di energia, cioè circa 200 MeV (pari a $3,204 \times 10^{-11}$ Joule). Maggiore è il burn-up, minore è la quantità di Pu fissile (^{239}Pu e ^{241}Pu) che rimane nel combustibile usato. Tipicamente, circa l' 1% del totale del combustibile usato che viene scaricato dal reattore è Pu e i 2/3 di tale Pu sono isotopi fissili (circa 50% di ^{239}Pu e 15% di ^{241}Pu). Nel combustibile esausto scaricato annualmente dai reattori in tutto il mondo sono contenute circa 70 tonnellate di Pu [23].

Pu e U contenuti nel combustibile esausto possono essere recuperati attraverso ritrattamento. Il Pu può essere successivamente usato per la fabbricazione di combustibile ad ossidi misti o MOX, per fornire ancora energia. Una singola operazione di riciclo del Pu in forma di combustibile MOX aumenta la quantità di energia derivata dall'uranio originario di circa il 12% e riciclando anche l'uranio si arriva al 22%.

Oltre che dal combustibile esausto dei reattori in esercizio, è possibile separare e riciclare U e Pu da ordigni militari dismessi. Le quantità in gioco sono circa uguali all'uranio naturale estratto in tre anni da tutte le miniere del mondo.

Inventario dei materiali separati e riciclabili

	Quantità (tonnellate)	Uranio naturale equivalente (tonnellate)
Plutonio da combustibile esausto ritrattato	320	60.000
Plutonio, ex militare	70	15.000
U ad alto arricchimento, ex militare	230	70.000

Ci sono inoltre circa 1,6 milioni di tonnellate di U impoverito, “residuo” da impianti di arricchimento, che contiene uranio fissile che può essere recuperato.

Usato per la prima volta in un reattore termico nel 1963, il combustibile MOX entrò in commercio negli anni '80 e da allora ne sono state caricate nei reattori europei approssimativamente 200 tonnellate. Attualmente circa quaranta reattori in Europa (Belgio, Svizzera, Germania, Francia) hanno la licenza per l'uso del MOX e circa trenta lo usano effettivamente. In Giappone dieci reattori hanno la licenza ed usano combustibile MOX.

Generalmente il MOX è usato per circa 1/3 del nocciolo, ma alcuni noccioli ne sono costituiti al 50% ed oltre (Giappone).

I reattori EPR ed AP1000 sono in grado di accettare un carico fino al 100% di combustibile MOX [1],[2].

Un uso di MOX fino al 50% del nocciolo non cambia le caratteristiche operative del reattore, sebbene siano necessari alcuni adattamenti nel progetto. Ad esempio, è necessario un maggior numero di barre di controllo.

Per un carico di MOX superiore al 50%, sono necessari cambiamenti significativi ed il reattore deve essere appositamente progettato allo scopo.

Un vantaggio del MOX è che la concentrazione di materiale fissile nel combustibile può essere aumentata facilmente, semplicemente aggiungendo del plutonio, mentre aumentare l'arricchimento dell'uranio è molto più costoso.

Poichè le Società produttrici di energia da impianti nucleari hanno interesse a "bruciare" il combustibile "di più" e "più a lungo" (il burn-up è passato dai circa 30 GWd/t di solo pochi anni fa agli attuali 50 GWd/t), l'uso del MOX acquista sempre maggiore interesse economico.

La separazione di U e Pu da riciclare come MOX diventa più economicamente rilevante all'aumentare del prezzo dell'uranio ed anche per la necessità di ridurre il volume del combustibile esausto.

Per dare un'idea degli ordini di grandezza: sette elementi di combustibile UO_2 esausti danno vita ad un elemento di combustibile MOX più una relativamente piccola quantità di HLW – High Level Waste vetrificati, complessivamente una riduzione in volume, massa e costo del 35%.

Il riciclo del combustibile esausto (dagli attuali reattori ad acqua leggera) comporta come primo passo la separazione del plutonio e dell'uranio rimanenti (circa il 96% della massa del materiale) dai prodotti di fissione ed altri prodotti da scartare (in tutto circa il 3%). Poi è necessario separare il plutonio dall'uranio. Queste fasi vengono svolte negli impianti di ritrattamento.

Il plutonio in forma di ossido viene poi mescolato con uranio depleto scartato da impianti di arricchimento dell'uranio. Si ottiene così combustibile fresco UO_2+PuO_2 , cioè MOX. Dapprima in polvere, il miscuglio viene formato in granuli e poi in pellet e sinterizzato [18].

Mescolando il 7% circa di Pu (circa i 2/3 del quale isotopi fissili) con U depleto si ottiene un combustibile MOX equivalente a combustibile a UO_2 arricchito a circa il 4,5% ^{235}U . Se si usa Pu da armamenti nucleari (che contiene più del 90% in ^{239}Pu fissile) basta mescolare all'uranio depleto il 5% di Pu.

Il combustibile MOX disponibile in commercio ha un contenuto in Pu variabile tra i 3% ed il 10%.

Il Pu ottenuto in un impianto di ritrattamento deve essere utilizzato per la fabbricazione di MOX al più presto possibile per evitare problemi legati al decadimento degli isotopi di Pu a vita breve. In particolare ^{241}Pu (tempo di dimezzamento = 14 anni) decade in ^{241}Am che è un forte emettitore gamma, dunque pericoloso per la salute del personale. Il livello di ^{241}Am nel plutonio immagazzinato aumenta di 0,5% all'anno; corrispondentemente diminuisce il contenuto di Pu fissile.

Il ^{238}Pu (tempo di dimezzamento = 88 anni), forte emettitore alfa e sorgente spontanea di neutroni, risulta aumentato nei combustibili ad alto burn-up. ^{239}Pu , ^{240}Pu e ^{242}Pu hanno vite lunghe e dunque variano di poco se il plutonio separato dal combustibile esausto viene conservato per tempi lunghi.

I reattori a neutroni veloci permettono di riciclare il Pu più volte, poichè tutti gli isotopi transuranici contenuti nel loro combustibile esausto sono fissili.

Nei reattori termici, invece, il numero di isotopi fissili va a diminuire e ciò limita il potenziale di riciclo del Pu.

Benchè la possibilità di ritrattare il combustibile MOX esausto sia stata ampiamente dimostrata fin dai primi anni '90, esso viene attualmente immagazzinato in attesa degli sviluppi tecnologici relativi ai cicli del combustibile per i reattori di IV Generazione.

La composizione isotopica del Pu nel combustibile MOX esausto a burn-up 45 GWd/t di U è circa 37% ^{239}Pu , 32% ^{240}Pu , 16% ^{241}Pu , 12% ^{242}Pu , 4% ^{238}Pu .

L'uranio separato da un impianto di ritrattamento può essere riarricchito per essere usato come combustibile fresco. Poichè però esso contiene anche gli isotopi ^{234}U e ^{236}U , che sono assorbitori di neutroni, l'uranio ritrattato deve essere arricchito molto di più di quanto richiesto per l'uranio naturale (circa 1/10).

Pertanto l'uranio ritrattato proveniente da combustibile a basso burn-up è più adatto per il riarricchimento, mentre quello da combustibile ad alto burn-up è più adatto alla fabbricazione di combustibile MOX.

Due impianti producono attualmente MOX in quantità commerciali: Melox in Francia e Sellafield nel Regno Unito (un altro impianto, in Belgio, è stato chiuso nel 2006).

Nel 2007 l'impianto Melox (FR) ha ottenuto la licenza per un aumento della produzione da 145 a 195 t/anno. L'impianto di Sellafield (UK) ha dapprima diminuito la produzione da 128 a 40 t/anno e nell'agosto 2011 la Nuclear Decommissioning Authority ne ha annunciato la chiusura.

Il Giappone sta ultimando la costruzione dell'impianto J-MOX a Rokkasho, da 130 t/anno, la cui entrata in produzione è programmata per il 2015.

Negli Stati Uniti, nel 2007 è iniziata la costruzione a Savannah River (South Carolina) di un impianto per la fabbricazione di MOX (MFFF – Mixed oxide Fuel Fabrication Facility), la cui entrata in produzione è prevista per il 2016. L'impianto è progettato per l'utilizzo di 3,5 t/anno di Pu militare per fabbricazione di MOX. Il contratto per progettazione, costruzione e gestione operativa dell'impianto è stato assegnato al Consorzio Shaw Areva MOX Services.

Il combustibile MOX è anche usato in reattori a neutroni veloci, per i quali fu inizialmente sviluppato.

Le principali caratteristiche che differenziano il combustibile per i reattori veloci rispetto a quelle per i reattori termici sono: contenuto circa quadruplo di materiale fissile (circa il 20% contro circa il 5%), plutonio anzichè ^{235}U , uranio naturale anzichè uranio arricchito.

Molto lavoro sperimentale fu svolto in passato in molti Paesi (USA, URSS, UK, Francia, Germania, Italia, Belgio, Giappone). Attualmente la Russia è alla guida dello sviluppo di una nuova generazione di reattori veloci alimentati a MOX, con programmi governativi a lungo termine. Il più grande reattore veloce del mondo, il BN-800, a Beloyarsk negli Urali, dovrebbe entrare in funzione nel 2012.

Attualmente gli impianti di ritrattamento separano più plutonio di quello che viene riusato per la fabbricazione di MOX, per cui esso viene immagazzinato in attesa che aumenti la richiesta di MOX per i reattori. La quantità totale di Pu per uso civile immagazzinata è attualmente dell'ordine delle 250 t.

Nel 2000 USA e Russia hanno concordato ("Plutonium Management and Disposition Agreement") di eliminare ciascuno 34 t di plutonio di grado militare.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	PAR2010-ENEA-LB1-004	0	L	10	18

Gli Stati Uniti convertiranno la propria quota in MOX nell'impianto di Savannah River, sopra citato. Il MOX prodotto sarà utilizzato per alimentare i reattori Duke Energy's Catawba e McGuire.

La Russia brucerà le sue 34 t di Pu militare trasformato in MOX nei reattori BN-600 e BN-800, dal 2012 in poi. Il combustibile MOX sarà fabbricato a Seversk e Zheleznogorsk e prodotto in forma di pellet e in forma granulare. La capacità di produzione progettata è tale da coprire il fabbisogno di cinque reattori BN-800.

3. CONCETTO DI BURN-UP E SUA RELAZIONE CON % DI ARRICCHIMENTO DEL COMBUSTIBILE E TEMPO DI IRRAGGIAMENTO

In generale, la terza generazione di reattori, comportando investimenti più elevati rispetto a quelli delle generazioni precedenti (ad es. per misure di sicurezza aggiuntive), fonda la sua competitività economica su un maggior rendimento nell'utilizzo del combustibile, cioè maggior produzione di energia elettrica e minor quantità di scorie per ogni tonnellata di U, grazie a valori di burn-up più elevati.

Il burn-up o bruciamento è definito come l'energia (calore, in unità GWd, cioè GW x day) prodotta per fissione di un certo numero di atomi in una unità di massa di combustibile nucleare (tonnellata di U, o più genericamente di HM – Heavy Metal, cioè tutto l'U, Pu, ecc., escludendo la massa dell'ossigeno degli ossidi e la massa delle guaine e degli elementi strutturali).

1GWd è uguale a 24GWh. Ad esempio, considerando una tonnellata di uranio immessa in un reattore, se allo scaricamento avrà prodotto 240 GWh di energia, essa avrà un burn-up di 10 GWd/t.

Poichè è noto che la fissione di un atomo produce circa 200 MeV [3], dal valore del burn-up si può risalire al numero degli atomi che hanno subito fissione:

$$1 \text{ eV} = 1,602 \cdot 10^{-19} \text{ Joule};$$

$$1 \text{ MeV} = 10^6 \text{ eV} = 10^6 \cdot 1,602 \cdot 10^{-19} \text{ Joule} = 1,602 \cdot 10^{-13} \text{ Joule};$$

$$200 \text{ MeV} = 2 \cdot 10^2 \cdot 1,602 \cdot 10^{-13} \text{ Joule} = 3,204 \cdot 10^{-11} \text{ Joule};$$

$$1 \text{ W} = 1 \text{ Joule/s}; \quad 1 \text{ GW} = 10^9 \text{ W} = 10^9 \text{ Joule/s};$$

$$1 \text{ day} = 3600 \cdot 24 \text{ s} = 86400 = 864 \cdot 10^2 \text{ s};$$

$$1 \text{ GWd} = 10^9 \text{ Joule/s} \cdot 864 \cdot 10^2 \text{ s} = 864 \cdot 10^{11} \text{ Joule};$$

Quindi il numero di fissioni corrispondenti a 1 GWd é:

$$864 \cdot 10^{11} \text{ Joule} / 3,204 \cdot 10^{-11} \text{ Joule}, \text{ circa } \underline{\underline{uguale a } 270 \cdot 10^{22}},$$

cioè per produrre 1 GWd di energia devono subire fissione $270 \cdot 10^{22}$ nuclei di ^{235}U .

E' possibile calcolare il corrispondente valore in termini di massa:

$$\text{numero di atomi in } 235 \text{ g di } ^{235}\text{U} = \text{Numero di Avogadro} = 6,023 \cdot 10^{23},$$

$$270 \cdot 10^{22} : X = 6,02 \cdot 10^{23} : 235 \rightarrow$$

$$\rightarrow X = (270 \cdot 10^{22} \cdot 235) / (6,02 \cdot 10^{23}) = 1053 \text{ g} = 1053 \cdot 10^{-6} \text{ t.}$$

Quindi 1 GWd di energia (termica) prodotta corrisponde alla fissione di tutti gli atomi in 1,053 kg di ^{235}U .

Per i calcoli mnemonici di ordini di grandezza, possiamo ricordare che 1 kg di ^{235}U dà 1 GWd e che 1 g di ^{235}U dà 1 MWd di energia termica, che viene poi trasformata in più o meno energia elettrica a seconda del rendimento dell'impianto, comunque circa uguale a 1/3.

Dunque quando dico che si è avuto un burn-up di 1 GWd/t intendo che in una tonnellata di combustibile hanno subito fissione 1,053 kg di ^{235}U e, per es., con burn-up di 30 GWd/t intendo che in una tonnellata di combustibile hanno subito fissione $30 \times 1,053 = 31,59$ kg di ^{235}U .

Questo è chiaramente in relazione con quanto ^{235}U effettivamente è presente nella tonnellata di combustibile e quindi disponibile per la fissione, cioè con il grado di arricchimento dell'uranio (o rapporto % di Pu) e con il tempo di permanenza del combustibile nel reattore.

Infatti il burn-up, definito come: energia prodotta / massa del combustibile, può essere anche espresso come:

potenza del reattore (assunta costante nel tempo) x tempo di irraggiamento / massa del combustibile.

Pertanto, sulla base della definizione, mantenendo costante la potenza, il burn-up potrebbe essere aumentato sia aumentando l'arricchimento (e diminuendo corrispondentemente la massa totale del combustibile) sia aumentando il tempo di irraggiamento. E' però chiaro che non è possibile aumentare il burn-up oltre i limiti imposti dalla necessità di mantenere integri materiali, guaine ed elementi strutturali del combustibile [17]. In pratica, il valore massimo di burn-up viene fornito dal costruttore dell'elemento di combustibile e, per raggiungere il burn-up voluto, l'arricchimento del combustibile viene calcolato secondo le curve di andamento della reattività in funzione del burn-up.

I reattori ad acqua leggera di I Generazione avevano valori di burn-up fino a 30 GWd/t, quelli attualmente in funzione, di II Generazione sono sui 45 GWd/t, mentre i reattori di III Generazione hanno valori di burn-up di 60-70 GWd/t.

In una centrale nucleare un alto burn-up comporta diverse conseguenze. Nei reattori PWR e BWR tutto l'impianto deve essere fermato per la ricarica del combustibile, quindi aumentare il burn-up fa diminuire il numero di fermate dell'impianto e permette di aumentare il fattore di carico dell'impianto (attualmente circa 90% o poco superiore). Si riduce quindi anche il numero di elementi di combustibile da ritrattare o altrimenti da smaltire come scorie in un dato intervallo di tempo, ma aumenta la quantità di prodotti di fissione, plutonio ed attinidi per ciascun elemento di combustibile estratto, rendendo le scorie più radiotossiche e quindi più complessi il trattamento e lo stoccaggio.

A parità di energia prodotta, valori differenti di burn-up non cambiano però la quantità totale di prodotti di fissione generati, in quanto il numero delle fissioni rimane lo stesso.

Ulteriore elemento a favore dell'aumento del burn-up è una minore possibilità di proliferazione nucleare, poichè il plutonio prodotto nel reattore è in gran parte

consumato durante il funzionamento del reattore stesso (circa 1/3 negli attuali LWR e circa 1/2 nei CANDU) e quello che rimane nel combustibile è troppo ricco dell'isotopo ^{240}Pu e successivi per poter essere usato direttamente per la fabbricazione di ordigni nucleari.

I reattori utilizzati per la produzione di plutonio per bombe hanno, infatti, valori di burn-up bassissimi (circa 100 MWd/t), per non consentire al ^{239}Pu , prodotto per cattura di un neutrone da parte di ^{238}U con successivo duplice decadimento β , di catturare altri neutroni e trasformarsi negli isotopi di Pu più pesanti.

4. VARIAZIONI STRUTTURALI NEI COMBUSTIBILI SOTTOPOSTI AD ALTO BURN-UP

Dei circa 200 MeV prodotti da una fissione di ^{235}U (o ^{239}Pu) la maggior parte (circa 168 MeV) va in energia cinetica dei frammenti di fissione e una piccola parte in raggi gamma, raggi beta di disintegrazione dei frammenti e in energia cinetica dei neutroni [3].

Durante il loro viaggio all'interno del combustibile, i frammenti di fissione trasferiscono la loro energia agli atomi vicini. A causa di perdite di energia altamente anelastiche (eccitazione e ionizzazione), questi frammenti di fissione altamente energetici generano all'interno del combustibile intensi picchi termici. Inoltre gli atomi spinti fuori dalle loro normali posizioni nel reticolo del materiale durante le collisioni, a loro volta colpiscono altri atomi, creando collisioni e spostamenti a cascata nel materiale. Questi processi generano calore, che è trasferito mediante un refrigerante al di fuori del combustibile e usato per generare energia elettrica o direttamente per altre applicazioni.

Dopo alcuni anni di irraggiamento in un reattore nucleare, ogni atomo del combustibile ha subito alcune migliaia di spostamenti dalla sua posizione iniziale nel reticolo (dpa = displacements per atom).

La maggior parte degli atomi che hanno subito uno spostamento ritornano nella posizione iniziale nel reticolo, tuttavia alcuni difetti non si ricombinano, causando nel combustibile un accumulo di difetti puntiformi ed anche estesi [14], [15].

In aggiunta ai danneggiamenti microstrutturali dovuti alle radiazioni, anche le sollecitazioni termiche indotte dai gradienti di temperatura causano nel combustibile delle fratturazioni macroscopiche.

Inoltre, il processo di fissione influenza non solo lo stato fisico del combustibile ma anche la sua composizione chimica, con la formazione di nuovi elementi, i prodotti di fissione.

Modifiche alla composizione chimica del combustibile sono dovute anche all'assorbimento di neutroni da parte di nuclei di uranio e successivi eventi di decadimento che producono elementi transuranici quali nettunio, plutonio, americio, curio.

Sistemare nel reticolo di UO_2 le nuove specie che si sono formate comporta processi complessi.

Dopo circa quattro anni di irraggiamento negli attuali reattori ad acqua leggera, le pellet di combustibile UO_2 presentano delle profonde trasformazioni i cui meccanismi di formazione non sono ancora pienamente compresi.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	PAR2010-ENEA-LB1-004	0	L	13	18

La loro caratterizzazione è oggetto di numerosi studi sperimentali e modellistici [11], [16], [21]. Essi sono finalizzati a determinare l'influenza di tali trasformazioni sui margini operativi dei combustibili.

L'analisi delle microstrutture che si formano sul bordo esterno delle pellet quando il loro burn-up diventa sempre più elevato è di particolare importanza negli studi sulla sicurezza dei reattori nucleari in quanto tali modifiche influenzano direttamente le sollecitazioni sulle guaine del combustibile e quindi il loro grado di resistenza [11].

Poichè i combustibili commerciali evidenziano forti gradienti su piccole distanze, una parte significativa delle attività di ricerca riguarda lo sviluppo di adeguate tecniche di misura per la determinazione di proprietà locali.

L'attuale tendenza a voler estendere la vita degli impianti nucleari ed aumentare il burn-up del combustibile necessita della comprensione dei fenomeni a livello di microstruttura, per poter mantenere adeguati margini di sicurezza, soprattutto in caso di effetti combinati.

La NEA OECD ha costituito un gruppo di esperti per lo studio di combustibili ad alto burn-up, da 60 a 100 GWd/t, e loro potenziali vantaggi. Il Gruppo ha messo in evidenza che è necessario effettuare misure più accurate di dati nucleari per poter sviluppare modelli anch'essi più accurati per il calcolo del flusso neutronico ed altri parametri dei reattori [10].

5. COMBUSTIBILI AD ALTO BURN-UP E SICUREZZA

Come già detto, esistono delle ragioni di natura economica (ma anche sociale, per il problema delle scorie) per usare il combustibile fino a livelli più elevati di burn-up. Tali livelli sono però superiori a quelli relativi ai dati sperimentali che furono usati per validare gli attuali modelli di previsione del comportamento del combustibile. E' come dire, cioè, che gli attuali modelli non sono sufficientemente accurati per i combustibili ad alto burn-up.

Alcuni test di inserzione di reattività effettuati in Francia e Giappone su combustibili ad elevato burn-up hanno comportato rottura delle guaine e dispersione di combustibile a livelli di energia sostanzialmente inferiori a quelli previsti dalla normativa [16].

Gli Organismi preposti alla formulazione delle normative, delle autorizzazioni degli impianti ed alle verifiche di sicurezza ("Regulatory Authorities") hanno assoluto bisogno di verificare se gli attuali valori limite di burn-up garantiscono adeguatamente sicurezza degli impianti e salute pubblica.

I programmi di ricerca internazionali in corso sono di tipo sperimentale ed analitico. Per lo studio del comportamento del combustibile, l'ufficio ricerche (RES-Nuclear Regulatory Research) della NRC-Nuclear Regulatory Commission (USA) ed EPRI-Electric Power Research Institute (USA) hanno selezionato situazioni incidentali ad alto rischio di tipo previsto nel progetto (design-basis), quali LOCA (Loss of Coolant Accident), transitori anticipati senza scram nei BWR ed eventi di inserzione di reattività nei PWR [19].

Sono stati migliorati il codice FRAPTRAN per il comportamento del combustibile e PARCS per il trasporto neutronico, per includere anche combustibili ad alto burn-up sulla base di dati da nuovi esperimenti e di lavori analitici per identificare e descrivere matematicamente nuovi fenomeni in gioco. Esperimenti con le stesse finalità

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	PAR2010-ENEA-LB1-004	0	L	14	18

vengono svolti anche ad Halden (Norvegia) dall' OECD Halden Reactor Programme [21].

E' stato osservato che a seguito di un transitorio di reattività, l'energia necessaria a provocare rotture in combustibili ad alto burn-up è molto inferiore a quella prevista nelle normative, calcolata estrapolando dati per basso burn-up.

Almeno per burn-up maggiori di 40 GWd/t, l'energia necessaria a danneggiare il combustibile diminuisce all'aumentare del burn-up. Si è pensato che tale sensibilità a improvvise variazioni di energia possa essere dovuta a infragilimento delle guaine del combustibile. Con esperimenti progettati allo scopo è stato dimostrato che i transienti di reattività "design-basis" (cioè quelli previsti nel progetto) non provocano infragilimento delle guaine per burn-up inferiori a 62 GWd/t.

Per avere una caratterizzazione completa della capacità del combustibile di sostenere improvvisi input di energia, in funzione del burn-up, sarà necessario proseguire con la sperimentazione.

Un improvviso aumento di potenza, oltre che a inserzione di reattività, può essere associato ad una insufficiente refrigerazione del combustibile (incidenti LOCA).

E' ancora da comprendere bene se ciascuna di queste circostanze debba essere considerata singolarmente in relazione col burn-up, per arrivare a due distinti criteri normativi (EPRI) oppure se sia più opportuno stabilire un unico criterio che tenga conto di entrambi (RES) [19].

Oltre ad esperimenti in reattore ("in-pile"), vengono svolti esperimenti "out of pile" (cioè in condizioni che simulano quelle nel reattore), nei quali dei segmenti di elementi di combustibile vengono sottoposti a condizioni LOCA di tipo "design-basis". Obiettivo è replicare con combustibili ad alto burn-up le esperienze svolte con combustibile fresco che costituiscono la base sperimentale per i criteri di infragilimento specificati nell'attuale normativa.

I segmenti di elementi di combustibile vengono sottoposti a rampe di temperatura fino a 2200 °F in salita e in discesa. Rimane da comprendere se altri fenomeni fisici e chimici significativi possano intervenire quando da un segmento si passa ad una barra completa e ad una configurazione di molte barre di combustibile.

Sempre per combustibile ad alto burn-up, per i BWR è stata considerata in particolare la situazione di transienti anticipati senza scram (spegnimento rapido del reattore).

E' stato verificato in reattore di ricerca (Giappone) che le oscillazioni di potenza, benchè intense, avvengono troppo lentamente per poter produrre PCMI-Pellet Cladding Mechanical Interactions (cioè interazioni meccaniche del combustibile con la guaina) tali da danneggiare le guaine.

Fin qui si tratta di verificare il comportamento del combustibile in condizioni normali ed in condizioni incidentali di progetto. E' però necessario che il comportamento di questi combustibili sia studiato anche in condizioni di incidente "imprevisto", con esperimenti progettati ad-hoc e simulazioni mediante modelli.

6. MODELLISTICA E SIMULAZIONE

L'attività di ricerca modellistica sul combustibile è stata promossa da IAEA attraverso programmi di ricerca coordinati: DCOM (1981-1985), FUMEX-I (1993-1996), FUMEX-II (2001-2005) e l'attuale FUMEX-III (2008-2011) [4].

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	PAR2010-ENEA-LB1-004	0	L	15	18

Il principale obiettivo del FUMEX III è migliorare le caratteristiche predittive dei codici usati per modellare il comportamento del combustibile per aumento del burn-up.

Argomenti principali: interazioni meccaniche, rilascio di gas di fissione ed interazioni pellet-guaina (PCI-Pellet-Clad Interaction) a burn-up estesi oltre 50 GWd/t.

Il secondo meeting del FUMEX III ha avuto luogo a Pisa in giugno 2010.

Al progetto, finanziato da Halden Project e OECD-NEA, partecipano trentatré gruppi di modellisti.

I codici sviluppati per modellare e simulare il burn-up del combustibile nucleare sono numerosi. Essi sono però basati su diversi aspetti e proprietà del combustibile stesso, sicchè è necessario un lavoro di confronto tra i risultati ottenuti da diversi modelli tra loro e con i dati sperimentali [8].

Per esempio il codice HELIOS è basato su una descrizione del materiale in termini di reticolo e composizione isotopica e sulla probabilità di interazione delle particelle con la materia, con dati di ingresso quali sezioni d'urto di fissione e assorbimento e parametri del genere [5].

Il codice TRANSURANUS, invece è basato sulle proprietà termiche e meccaniche del combustibile.

Basato su relazioni empiriche, esso incorpora vari modelli fisici, ad es. fenomeni di swelling, cracking, densificazione, rigonfiamento, frattura, rilocazione, rilascio di gas di fissione e simili.

I dati di ingresso sono: tipo di reattore, di guaine, refrigerante, geometria e dimensioni del combustibile, concentrazioni iniziali di isotopi di U e Pu, rugosità superficiale, coefficienti di trasmissione del calore e simili.

In uscita il codice dà dati di tipo geometrico sul reticolo del materiale (es. distanze, posizioni) in funzione del tempo, concentrazione di isotopi fissili, ma anche dati quali raggio delle pellet, pressione nell'intercapedine pellet-guaina, pressione di contatto con la guaina e simili.

TRANSURANUS dà informazioni solo su U e Pu, mentre HELIOS tratta un vasto insieme di nuclidi.

Il progetto del codice TRANSURANUS iniziò all'Università di Darmstadt (Germania) nel 1973; dal 1978 al 1982 si affiancò al lavoro l'Istituto sui Transuranici, ITU di Karlsruhe che poi continuò autonomamente.

Il codice viene via via migliorato ed adattato per diversi tipi di combustibile e arricchito e validato sulla base dei dati che via via si rendono disponibili [6].

Il codice FALCON per il comportamento del combustibile è di proprietà di EPRI (USA) e viene sviluppato da Anatech Corp. (USA). Esso è stato creato con la fusione dei due codici ESCORE per gli stati stabili e FREY per i transienti rapidi. Il codice è in grado di prevedere la rottura delle guaine a causa di meccanismi differenti, tipici degli incidenti LOCA [21].

Il codice è usato dal Paul Scherrer Institute (Svizzera) come piattaforma per lo sviluppo di propri modelli per il rilascio dei gas di fissione e rigonfiamenti gassosi durante i transitori di potenza [12].

Il codice FALCON in versione standard e in versione PSI viene usato dall'Halden Project per progettare esperimenti sul comportamento di combustibile BWR ad alti valori di burn-up ed in condizioni di LOCA simulate (in particolare previsione della temperatura alla quale si verifica il "burst" delle guaine) [21].

Il rilascio dei gas di fissione (FSR-Fission Gas Release) è un fenomeno chiave per la corretta progettazione e licenziabilità delle barre di combustibile in condizioni operative normali e incidentali [9].

In condizioni normali, il rilascio di gas di fissione ha effetto sulla pressione interna della barra, parametro considerato in fase di progetto.

Ad alti burn-up il rilascio dei gas di fissione diventa più critico. In condizioni incidentali lo è ancora di più, in relazione al possibile rilascio di radioattività nell'ambiente ed al danneggiamento del combustibile. Le ricerche in corso riguardano incidenti di tipo RIA – Reactivity Initiated Accident, LOCA – Loss of Coolant Accident, LOF – Loss of Flow Accident, ecc..

Migliorare la modellazione del fenomeno di rilascio dei gas di fissione nei codici sulle prestazioni del combustibile nucleare richiede determinazioni sperimentali dirette sulla distribuzione locale dei gas all'interno dei campioni (all'interno dei granuli e tra i granuli del combustibile). A tale scopo, CEA, EDF ed AREVA NP (Francia) hanno sviluppato a questo scopo la tecnica ADAGIO (tecnica di misura + procedimento matematico), [9], [13].

7. CONCLUSIONI

Il burn-up (definito come l'energia termica prodotta per fissione in una unità di massa di combustibile nucleare) è stato via via aumentato per migliorare i costi del ciclo del combustibile. Nei reattori di III Generazione i valori di burn-up sono dell'ordine di 60-70 GWd/t.

I reattori di III Generazione impiegano combustibile UO_2 a diverso grado di arricchimento percentuale e combustibile MOX, in granuli o pellets ottenute da un miscuglio di polveri di biossidi di U e Pu in specifici rapporti.

Il Pu viene recuperato durante il ritrattamento degli elementi di combustibile esausto; esso viene poi mescolato con U naturale o U depleto in varie fasi di processo per produrre un miscuglio omogeneo che viene trattato meccanicamente per formare piccoli granuli. I granuli vengono poi inseriti in un pellettizzatore e sinterizzati a temperature oltre 1700 °C.

L'aumento del burn-up offre anche il vantaggio di diminuire il pericolo di proliferazione nucleare. E' però necessario caratterizzare bene il comportamento di combustibili ad alto burn-up, in condizioni di funzionamento normale, ma soprattutto in condizioni di incidente.

Per gli incidenti base di progetto è in corso la verifica delle prescrizioni normative per un eventuale adeguamento.

Per gli incidenti non previsti in fase di progetto sono in corso programmi di ricerca basati su esperimenti e su sviluppo-validazione di codici di calcolo in grado di prevedere le prestazioni del combustibile, in particolare per valutare le condizioni di danneggiamento dello stesso e la rottura delle guaine in incidenti tipo RIA, LOCA, transitori anticipati in assenza di scram nei BWR, ecc..

Per migliorare i modelli sarà necessario disporre di dati nucleari misurati più accuratamente. Un fenomeno del quale sarà necessario approfondire la comprensione è il rilascio di gas di fissione nel combustibile irraggiato.

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	PAR2010-ENEA-LB1-004	0	L	17	18

8. BIBLIOGRAFIA

- [1] AIN (2009), Impianti Nucleari di Terza Generazione: La Centrale EPR AREVA-SIEMENS, Quaderno AIN n. 3, 2009;
- [2] AIN (2009), Impianti Nucleari di Terza Generazione: La Centrale AP1000 Westinghouse, Quaderno AIN n. 2, 2009;
- [3] Amaldi, E. (1965), "Fisica Generale, Parte II", Cap. XV, Università di Roma;
- [4] Basak, U., Killeen, J. (2011), IAEA Programme on Nuclear Fuel Performance and Technology, TWG – Technical Working Group, July 26-29, 2011;
- [5] Breza, J., Sebian, V., Necas, V. (2005), "TRANSURANUS versus HELIOS: Computation of Selected Nuclides in Burnt-up Nuclear Fuel", Journal of Electrical Engineering, Vol. 56, No. 1-2, p. 45-48;
- [6] Gyori, C. (2001), "Extension of TRANSURANUS Code Applicability with Niobium Containing Cladding Models", EC EXTRA Project Final Summary Report, Contract No. FIKS-CT2001-00173;
- [7] Khvostov, G., Zimmermann, M.A., Ledergerber, G., Kolstad, E., Montgomery, R. O. (2008), "Parametric Study of the Behaviour of a Pre-irradiated BWR Fuel Rod under Conditions of LOCA Simulated in the Halden In-Pile test System with the FALCON Code", Water Reactor Fuel Performance Meeting, October 19-23, 2008, Renaissance Hotel, Seoul, Korea, www.wrfpm2008.org, Final Paper No. 8099;
- [8] Lassmann, K. (1980), "The Structure of Fuel Element Codes", Nuclear Engineering and Design, Vo. 57, p. 17-39;
- [9] Menegon, P., Desgranges, L., Pontillon, Y., Poulesquen, A. (2008), "Evidence of two gas release kinetics during the oxidation of an irradiated PWR UO₂ fuel", Journal of Nuclear Materials 378, p. 1-8;
- [10] NEA Committee on the Safety of Nuclear Installations (1996), "Summary and conclusions of the CSNI Specialist Meeting on Transient Behaviour of High Burn-up Fuel", NEA/CSNI/R(95)28;
- [11] NEA Committee on the Safety of Nuclear Installations (2010), "Nuclear Fuel Behaviour during Reactivity Initiated Accidents" Workshop Proceedings 9-11 September 2009, OECD Headquarters, Paris, NEA/CSNI/R(2010)7, 15 Dec. 2010;
- [12] PSI - Paul Scherrer Institut, Laboratory for Reactor Physics and Systems Behaviour (2007), "New LRS Challenges for 2007-2011";
- [13] Pontillon, Y., Desgranges, L., Poulesquen, A. (2009), "ADAGIO technique: from UO₂ fuels to MOX fuels", Journal of Nuclear Materials 385, p.137-141;

 Ricerca Sistema Elettrico	Sigla di identificazione	Rev.	Distrib.	Pag.	di
	PAR2010-ENEA-LB1-004	0	L	18	18

[14] Rondinella, V. (2009), "Structural, phase equilibrium and mechanical property studies of high burn-up fuels", <http://itu.jrc.ec.europa.eu/index.php?id=170>;

[15] Rondinella, V., Wiss, T. (2010), "The high burn-up structure in nuclear fuel", <http://www.materialstoday.com/view/14312/the-high-burnup-structure-in-nuclear-fuel/>;

[16] Sasajima, H., Fuketa, T., Nakamura, T., Nakamura, J., Kikuchi, K. (2000), "Behaviour of Irradiated ATR/MOX Fuel under Reactivity Initiated Accident Conditions", Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 37, No.5, p. 455-464, May 2000;

[17] Solonin, M. I., Bibilashvili, Y.K., Sokolov, N.B., Panyushkin, A.K., Tsubulia, V., Samoylov, O.B., Kurilev, V. B., Kuul, V. S., Kaidalov, V. B., Peskov, R. A., Ershov, V. F. (1997), "Development of alternative fuel assembly for WWER-1000 reactor", Nuclear Engineering and Design 173, p. 327-331;

[18] Taylor, N., Taylor, W. (2006), "The Metallography of Mixed Oxide Fuel (MOX Fuel) and Canning Materials for Thermal Reactors", Struers Journal of Metallography 11/2006;

[19] U.S. NRC (2002), Confirmatory Research Program on High Burn-up Fuel, <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/acrs/letters/2002/4962010.html>;

[20] Schubert, A., Gyori, C., Elenkov, D., Lassmann, K., van de Laar, J. (2003), "Analysis of Fuel Centre Temperatures with TRANSURANUS Code", International Conference on Nuclear Fuel for Today and Tomorrow – Experiences and Outlook, Wurzburg (Germany), 16-19 marzo 2003;

[21] Vitanza, C. (2006), "RIA Failure Threshold and LOCA Limit at High Burn-up", Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 43, No. 9, p. 1074-1079;

[22] World Nuclear Association (2011), Advanced Nuclear Power Reactors, aggiornato Ottobre 2011, <http://www.world-nuclear.org/inf08.html>;

[23] World Nuclear Association (2011), Mixed Oxide (MOX) Fuel, aggiornato Agosto 2011, <http://www.world-nuclear.org/info/inf29.html>.