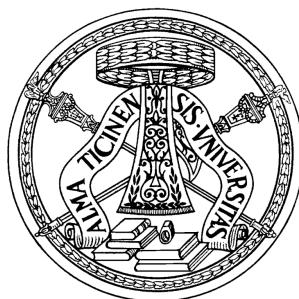


UNIVERSITÀ DEGLI STUDI DI PAVIA  
FACOLTÀ DI SCIENZE MM. FF.NN.  
CORSO DI LAUREA IN FISICA



REATTORI NUCLEARI DI TERZA  
GENERAZIONE

Tesi di laurea di  
Michele Costabile

Relatore  
Dr. Ing. Andrea Borio Di Tiglione

Anno Accademico 2010/2011

Michele Costabile: *Reattori nucleari di terza generazione*, Una rassegna delle tecnologie nucleari di terza generazione, © aprile 2011

*Ohana means family.  
Family means nobody gets left behind, or forgotten.*

— Lilo & Stitch

Dedicato alla mia famiglia, per la pazienza e l'aiuto.  
In particolare, dedicato a *Guido*, il grande, che tanto ha aspettato,  
ma anche al piccolo insieme ai fratelli, che ne traggano  
ispirazione e non lascino le cose a metà.  
Grazie infine a *Attilia* per la pazienza e la pazienza. Ci vuole il  
fisico per affrontare i problemi di una famiglia e adesso ce  
l'abbiamo.

## ABSTRACT

---

In questo lavoro si ricapitolano le caratteristiche dei reattori di terza generazione e terza generazione avanzata.

Il primo capitolo inquadra storicamente l'evoluzione dei reattori nucleari, dalle origini al momento attuale. Il secondo capitolo riassume riassume i principi di funzionamento dei reattori. Nel terzo passiamo in rassegna le filiere principali degli impianti di terza generazione, presentando anche alcuni progetti di non immediato interesse commerciale. Di ogni progetto si cercano di mettere in luce le particolarità, l'attenzione alla sicurezza, i requisiti per il combustibile. Nell'ultimo capitolo si esaminano in dettaglio le caratteristiche dei combustibili nucleari e del ciclo del combustibile, dall'estrazione dell'uranio all'uso nelle centrali, fino alla gestione delle scorie.

Nel capitolo finale si esprimono alcune valutazioni relative alle potenzialità di sviluppo della fonte nucleare anche alla luce del recente incidente di Fukushima, che imporrà certamente una revisione degli standard di sicurezza degli impianti attualmente in esercizio.

## RINGRAZIAMENTI

---

Grazie a Andrea Borio, il relatore di questa tesi per il materiale didattico, la disponibilità e un'ottima introduzione a queste tecnologie nell'ambito del corso di Fisica Nucleare del professor Pacati, che ha stimolato l'interesse per approfondire il nucleare.

Il professor Marabelli si fa ricordare per la gentilezza e la disponibilità per rispondere a mille domande, come quelle legate a un cambio di università con qualche intoppo burocratico.

Grazie alla segreteria studenti per la gentilezza e l'efficienza e soprattutto grazie a Fabrizio Maestri.

Un ringraziamento finale a Steve Jobs, per quel grande discorso a Stanford: "Stay foolish, stay hungry" [40].

[ 18 aprile 2011 at 19:33 ]

## INDICE

---

1 INTRODUZIONE	1
2 FISICA DEI REATTORI	3
2.1 Interazione dei neutroni con la materia	3
2.2 Energia di legame dei nuclei	4
2.3 La fissione nucleare	5
2.3.1 La reazione a catena	6
2.3.2 sezione d'urto	7
2.3.3 Il rallentamento dei neutroni	8
2.3.4 Meccanismi di controllo della reazione	9
2.3.5 Fattore di moltiplicazione $k_{\infty}$	9
2.3.6 Formula a quattro fattori	11
2.3.7 Fattore di moltiplicazione efficace	16
2.3.8 Formula a sei fattori	17
3 IMPIANTI DI GEN III	19
3.1 Reattori nucleari	19
3.1.1 Linee evolutive della GEN III	19
3.1.2 Reattori ad acqua leggera	20
3.1.3 Reattori ad acqua pesante	47
4 COMBUSTIBILI PER REATTORI DI TERZA GENERAZIONE	55
4.1 Il ciclo dell'Uranio	55
4.2 Estrazione e purificazione dell'uranio	56
4.3 Arricchimento dell'uranio	58
4.3.1 Processo di diffusione gassosa	60
4.3.2 Processo di centrifugazione	62
4.3.3 Processo al laser	65
4.3.4 Processo elettromagnetico	67
4.3.5 Processo aerodinamico	67
4.4 Tipologie del combustibile nucleare	68
4.4.1 ossidi di uranio $\text{UO}_2$	69
4.4.2 Ossidi misti di uranio e plutonio (MOX)	73
4.4.3 Combustibile TRISO	75
4.4.4 Carburi di uranio	77
4.4.5 Sali di uranio	78
4.4.6 Fluoruri e sali di uranio	78
5 CONCLUSIONI	81
BIBLIOGRAFIA	84

## ELENCO DELLE FIGURE

---

Figura 1	Energia di legame per nucleone	4
Figura 2	Distribuzione per numero atomico dei prodotti di fissione di diversi materiali	6
Figura 3	Reazione a catena	7
Figura 4	Sezione d'urto fra neutroni e nuclei	8
Figura 5	Barre di controllo dell'ABWR	10
Figura 6	Andamento della sezione d'urto e risonanza epitermica	12
Figura 7	Il ciclo di vita di una generazione di neutroni. 1000 neutroni ( $N_0$ ) iniziano il loro ciclo a sinistra della figura. Il numero di neutroni attivi nella generazione si modifica nel percorso antiorario fino a riprendere il ciclo. Si ipotizza un reattore critico.	18
Figura 8	Il vessel del reattore dell'European Pressurized Reactor (EPR)	21
Figura 9	Nel caso peggiore, l'EPR ha un core catcher per raccogliere il nocciolo fuso e un serbatoio di acqua interno per il raffreddamento	22
Figura 10	La disposizione dei fasci di barre di combustibile nel reattore EPR	23
Figura 11	Una caratteristica saliente dell'AP1000 è la capacità di conservare il nocciolo fuso all'interno del recipiente	24
Figura 12	In caso di incidente, il contenitore in pressione può essere raffreddato dalla circolazione naturale dell'aria per effetto camino	26
Figura 13	Le linee evolutive del progetto Advanced Boiling Water Reactor (ABWR)	27
Figura 14	Schema del recipiente del ABWR	28
Figura 15	L'edificio principale del reattore ABWR	29
Figura 16	Schema di una centrale Economic Simplified Boiling Water Reactor (ESBWR)	30
Figura 17	Il recipiente del reattore ESBWR	31
Figura 18	Il recipiente del reattore Advanced Pressurized Water Reactor (APWR)	32
Figura 19	Lo schema di funzionamento dell'APR1400	33
Figura 20	Il recipiente del reattore APR-1400	34

Figura 21	Gli spaziatori del progetto APR1400 sono fatti in modo da creare un flusso turbolento	<a href="#">35</a>
Figura 22	Vista dell'edificio principale del reattore Atmea	<a href="#">36</a>
Figura 23	Dettaglio dell'edificio principale del reattore Atmea	<a href="#">37</a>
Figura 24	Schema dell'edificio principale del reattore KERENA	<a href="#">37</a>
Figura 25	Il recipiente principale del reattore KERENA	<a href="#">38</a>
Figura 26	Il contenitore del reattore International Reactor Innovative and Secure ( <a href="#">IRIS</a> )	<a href="#">39</a>
Figura 27	Il recipiente di contenimento del progetto <a href="#">IRIS</a>	<a href="#">40</a>
Figura 28	Il recipiente a pressione del reattore Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reactor ( <a href="#">VVER</a> )	<a href="#">43</a>
Figura 29	Schema del VVER-1000	<a href="#">44</a>
Figura 30	La mappa dei reattori in costruzione in Giappone	<a href="#">45</a>
Figura 31	Una vista in sezione del fascio di barre di combustibile esagonali per il reattore Reduced Moderation Water Reactor ( <a href="#">RMWR</a> )	<a href="#">46</a>
Figura 32	Una vista di insieme del fascio di barre di combustibile esagonali per il reattore <a href="#">RMWR</a>	<a href="#">47</a>
Figura 33	Il reattore Enhanced CANDU 6 ( <a href="#">EC6</a> ) ha circuiti separati per l'acqua pesante di moderazione e di raffreddamento	<a href="#">48</a>
Figura 34	Il reattore <a href="#">EC6</a> ha due sistemi di spegnimento di emergenza	<a href="#">49</a>
Figura 35	Una riserva d'acqua sopra il reattore è un'altra misura di sicurezza passiva dell' <a href="#">EC6</a>	<a href="#">50</a>
Figura 36	Diagramma dell'organizzazione del sito per un reattore Canada Deuterium Uranium ( <a href="#">CANDU</a> )	<a href="#">9</a> <a href="#">51</a>
Figura 37	La riserva d'acqua toroidale posta sotto la cupola dell'edificio principale non richiede energia per essere pompata nel reattore in caso di emergenza	<a href="#">52</a>
Figura 38	Un fascio di barre di combustibile per l'Advanced Heavy Water Reactor ( <a href="#">AHWR</a> ). Le barre sono ottagonali.	<a href="#">53</a>
Figura 39	Allocazione dei fasci di barre di combustibile nel nucleo del reattore	<a href="#">54</a>

Figura 40	Le fasi principali del ciclo dell'uranio nei reattori nucleari	55
Figura 41	Il ciclo dell'Uranio e le diverse attività dall'estrazione all'uso	55
Figura 42	Schema di una miniera di uranio	57
Figura 43	Schema della raffinazione dell'uranio	59
Figura 44	Processi alternativi di raffinamento e arricchimento dell'uranio	61
Figura 45	Il primo grafico mostra lo sorzo in Separative Work Unit ( <b>SWU</b> ) per unità di prodotto. Il secondo mostra come una tonnellata di uranio naturale può diventare 120-130 kg di uranio arricchito per reattori, 26 chili di combustibile per reattori di ricerca o 5.6 kg di uranio weapons grade	63
Figura 46	Un banco di centrifughe in un impianto della URENCO	64
Figura 47	Schema di una centrifuga per l'arricchimento di uranio	65
Figura 48	L'impianto di arricchimento George Besse di Tricastin in Francia (oltre le torri di raffreddamento). I quattro reattori nucleari in primo piano lo alimentano con 3000 MWe	66
Figura 49	una barra di combustibile Magnox, con le caratteristiche alette	69
Figura 50	Il processo di fabbricazione del combustibile è un processo a tre stadi	70
Figura 51	Schema della costruzione di una barra Mitsubishi per Pressurized Water Reactor ( <b>PWR</b> )	73
Figura 52	Schema delle trasmutazioni nel combustibile basato su $\text{UO}_2$	74
Figura 53	Schema delle trasmutazioni nel combustibile Mixed Oxide ( <b>MOX</b> )	74
Figura 54	Una particella di combustibile Tristructural-isotropic ( <b>TRISO</b> ) aperta per mostrare la struttura	75
Figura 55	Struttura di una particella di combustibile TRISO	76

## ELENCO DELLE TABELLE

---

Tabella 1	Numero medio di neutroni liberati in una fisione	<a href="#">15</a>
Tabella 2	Concentrazione di uranio in diversi materiali	<a href="#">56</a>
Tabella 3	Capacità di conversione mondiali	<a href="#">57</a>
Tabella 4	Disponibilità di uranio per territorio	<a href="#">60</a>
Tabella 5	Capacità mondiali di arricchimento dell'uranio, operative e pianificate (migliaia di SWU per anno)	<a href="#">62</a>
Tabella 6	Prestazioni del combustibile Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor, reattore di ricerca di gruppo (AVR)	<a href="#">77</a>

## ACRONIMI

---

**ABWR** Advanced Boiling Water Reactor

**ACR** Advanced [CANDU](#) Reactor

**AECL** Atomic Energy of Canada Ltd

**AHWR** Advanced Heavy Water Reactor

**APWR** Advanced Pressurized Water Reactor

**ARIS** Advanced Reactor Information System

**AVR** Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor, reattore di ricerca di gruppo

**BWR** Boiling Water Reactor

**CANDU** Canada Deuterium Uranium

**CDF** Core Damage Frequency

**DOE** Department Of Energy

**EC6** Enhanced CANDU 6

<b>ECCS</b>	Emergency Core Cooling System
<b>EPR</b>	European Pressurized Reactor
<b>EUR</b>	European Utility Requirements
<b>ESBWR</b>	Economic Simplified Boiling Water Reactor
<b>FMCRD</b>	Fine Motion Control Rod Drive
<b>GEN III+</b>	Reattori di terza generazione avanzata
<b>GEN III</b>	Reattori di terza generazione
<b>HTR</b>	High Temperature Reactor
<b>IRIS</b>	International Reactor Innovative and Secure
<b>IEA</b>	International Energy Agency
<b>IAEA</b>	International Atomic Energy Agencya
<b>ISL</b>	in situ leaching
<b>LOCA</b>	Loss of Coolant Accident
<b>KHNP</b>	Korea Hydro & Nuclear Power
<b>LWR</b>	Light Water Reactor
<b>MOX</b>	Mixed Oxide
<b>MSR</b>	Molten Salt Reactor
<b>NGNP</b>	Next-Generation Nuclear Plant
<b>NRC</b>	United States Nuclear Regulatory Commission
<b>OECD</b>	Organisation for Economic Co-operation and Development
<b>PBMR</b>	Pebble Bed Modular Reactor
<b>PHWR</b>	Pressurized Heavy Water Reactor
<b>PWR</b>	Pressurized Water Reactor
<b>RBWR</b>	Resource Renewable Boiling Water Reactor
<b>RCP</b>	Reactor Coolant Pumps
<b>RIP</b>	Reactor Internal Pumps
<b>RMWR</b>	Reduced Moderation Water Reactor
<b>RPV</b>	Reactor Pressure Vessel
<b>SNERDI</b>	Shanghai Nuclear Engineering Research & Design Institute

- SNPTC** State Nuclear Power Technology Corporation
- SORV** Safety Overpressure Relief Valves
- SWU** Separative Work Unit
- TRISO** Tristructural-isotropic
- us-APWR** Advanced Pressurized Water Reactor (versione US)
- us-EPR** European Pressurized Reactor (versione US)
- VHTR** Very High Temperature Reactor
- VMOX** Vibropacked **MOX**
- VVER** Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reactor
- WNA** World Nuclear Association
- PWR** Pressurized Water Reactor

[ 18 aprile 2011 at 19:33 ]

## INTRODUZIONE

---

Nel 1938 Enrico Fermi riceve il premio Nobel per la fisica per i suoi studi sulla radioattività artificiale indotta da neutroni lenti. Nel discorso di accettazione [17] espone una scoperta fondamentale: un fascio di neutroni rallentato attraverso le collisioni con un materiale ricco di idrogeno, come la paraffina o l'acqua, interagisce con i nuclei di un materiale radioattivo in misura molto maggiore.

The intensity of the activation as a function of the distance from the neutron source shows in some cases anomalies apparently dependent on the objects that surround the source. A careful investigation of these effects led to the unexpected result that surrounding both source and body to be activated with masses of paraffin, increases in some cases the intensity of activation by a very large factor (up to 100). A similar effect is produced by water, and in general by substances containing a large concentration of hydrogen. Substances not containing hydrogen show sometimes similar features, though extremely less pronounced [17].

Il secondo tassello arriva un anno dopo. In una lettera a Szilard[20] Fermi mostra di intuire la potenzialità di una reazione a catena e identifica l'acqua pesante come un possibile moderatore per ridurre la velocità dei neutroni emessi dalla fissione di una massa critica di Urano [16].

Il 2 dicembre 1942, Fermi realizza a Chicago il primo prototipo di reattore nucleare, la pila atomica, aprendo la possibilità di creare enormi quantità di energia con minuscole quantità di combustibile.

Tra gli anni '60 e '70 lo sfruttamento dell'energia nucleare registra una fortissima crescita per poi rallentare a partire dalla metà degli anni '80.

Oggi l'energia nucleare torna in cima alla lista nell'agenda energetica dei governi, nonostante il marchio della paura, causato dalle bombe di Hiroshima e Nagasaki e dalla catastrofe di Chernobyl [8]. Il mondo, infatti, deve affrontare i problemi posti dalla continua crescita della domanda di energia, dalla possibilità di una crisi nell'estrazione del petrolio entro i prossimi venti o trenta anni [29] e dalla necessità di limitare le emissioni di CO<sub>2</sub> per frenare il riscaldamento globale. Difficile dare una risposta

*Nel 1939, Fermi realizza a Chicago il primo prototipo di reattore nucleare, la pila atomica, aprendo la possibilità di creare enormi quantità di energia con minuscole quantità di combustibile*

a queste domande, senza valutare l'installazione di nuove centrali nucleari. L'incidente della centrale di Fukushima [64], pur nell'eccezionalità di un evento catastrofico come il terremoto che ha colpito il Giappone, pone però nuovamente alla ribalta il tema della sicurezza nucleare, avendo mostrato che, anche se un reattore è spento dal punto di vista della reazione a catena, in situazioni di grande emergenza quali un sisma e uno tsunami diventa estremamente complicato garantire il raffreddamento del nocciolo. Nel sito di Fukushima Daiichi, la gravità dell'incidente è stata determinata dalla perdita di alimentazione elettrica e di conseguenza dall'impossibilità di raffreddare il nocciolo del reattore dopo il suo spegnimento. Il surriscaldamento del combustibile e la successiva parziale fusione ha innescato una serie di eventi incidentali che hanno portato alla dispersione nell'ambiente di una notevole quantità di materiale radioattivo e alla necessità di adottare importanti misure di protezione della popolazione.

In questa tesi illustreremo tecnologie mature, ossia progetti di impianti nucleari di Reattori di terza generazione (GEN III) e Reattori di terza generazione avanzata (GEN III+), alcuni dei quali in fase di realizzazione e sui quali il mondo potrà puntare nei prossimi dieci o venti anni.

# 2

## FISICA DEI REATTORI

### 2.1 INTERAZIONE DEI NEUTRONI CON LA MATERIA

L'energia di un reattore nucleare è prodotta dall'interazione di neutroni termici con la materia che compone il combustibile. Esaminiamo, di conseguenza, il modo in cui i neutroni interagiscono con la materia, in particolare le interazioni fra neutroni e nuclei atomici. Le interazioni fra neutroni e elettroni, sulle quali esiste una letteratura a partire dal lavoro di Foldy [74], sono generalmente ignorate. La mancanza di carica del neutrone e la differenza di massa fra neutroni e elettroni collaborano a rendere trascurabile questa interazione per i nostri fini.

L'interazione fra neutroni e nuclei ricade in sei principali categorie:

- Scattering elastico ( $n, n$ ): In questa reazione il neutrone colpisce un nucleo, che è quasi sempre nello stato fondamentale. Il neutrone riappare dopo l'urto e il nucleo è lasciato nello stato fondamentale. Questo tipo di reazione può essere trattata con la cinematica classica in quanto energia e quantità di moto sono conservate.
- Scattering anelastico ( $n, n'$ ): Questo processo è praticamente identico allo scattering elastico con l'unica differenza che il nucleo dopo l'urto rimane in uno stato eccitato. Siccome parte dell'energia (che nello scattering anelastico non è conservata) è trattenuta dal nucleo colpito la reazione è chiaramente endotermica. Il nucleo eccitato può successivamente decadere con emissione di un raggio  $\gamma$ .
- Cattura radiativa ( $n, \gamma$ ): Un neutrone viene catturato da un nucleo e uno o più raggi  $\gamma$  sono emessi. La reazione è esotermica. Siccome il neutrone incidente viene assorbito, questa reazione fa parte delle classi delle reazioni di assorbimento. La cattura radiativa gioca un ruolo fondamentale nella fisica dei reattori nucleari perché è la principale causa di perdita di neutroni nell'economia neutronica di un reattore.
- Reazioni con emissione di particelle cariche ( $n, \alpha)(n, p)$ : Il neutrone viene assorbito e possono essere emesse particelle cariche come particelle  $\alpha$  o protoni. Entrambe le reazioni possono essere sia endotermiche che esotermiche.

*L'interazione fra neutroni e nuclei ricade in sei principali categorie*

- Reazioni nutrone-neutrone ( $n, 2n$ ) ( $n, 3n$ ): Queste reazioni avvengono con neutroni proiettile molto energetici e sono chiaramente endotermiche.
- Fissione: La fissione nucleare consiste nella rottura del nucleo di un elemento in due nuclei di elementi più leggeri con conseguente rilascio di energia. Questa è la reazione utilizzata per lo sfruttamento dell'energia nucleare come fonte energetica.

## 2.2 ENERGIA DI LEGAME DEI NUCLEI

*La fissione nucleare è il processo attraverso il quale un nucleo pesante si separa in due frammenti più leggeri con conseguente rilascio di una grande quantità di energia ( $\approx 200\text{MeV}$ )*

La fissione nucleare è il processo attraverso il quale un nucleo pesante si separa in due frammenti più leggeri con conseguente rilascio di una grande quantità di energia ( $\approx 200\text{MeV}$ ). Per comprendere questo fenomeno fisico è utile far riferimento alla figura seguente che mostra l'energia di legame per nucleone in funzione del numero di massa.

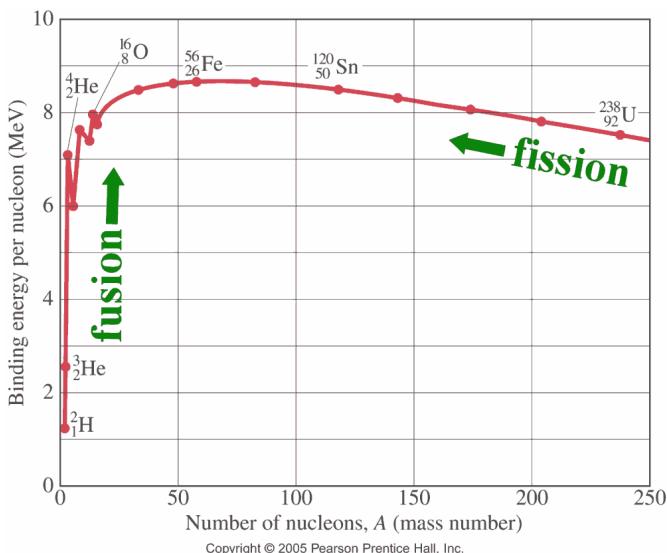


Figura 1: Energia di legame per nucleone

L'energia di legame inizialmente cresce rapidamente con il numero atomico, fino ad arrivare a un massimo di circa 8.5 MeV con l'atomo del ferro. Dopo il Fe<sup>58</sup> l'energia di legame per nucleone scende lentamente fino ad arrivare intorno a 8 MeV.

Una curva che segue fedelmente l'andamento delle energie di legame osservate era stata proposta da Weizsächer nel 1935. La sua interpretazione teorica dà credito delle forze nucleari rappresentando il nucleo come una goccia.

Sia  $A = Z + N$  il numero di massa di un nuclide, l'energia di legame del nucleo secondo il modello collettivo o a goccia è data da:

$$\frac{E_{\text{bind}}}{c^2} = a_1 A - a_2 A^{2/3} - a_3 \frac{Z(Z-1)}{A^{1/3}} - a_4 \frac{(N-Z)^2}{A} + \epsilon a_5 A^{-3/4}$$

Questi termini nascono da:

1.  $a_1$ : Energia di legame della forza forte nucleare, approssimativamente  $\sim A$ .
2.  $a_2$ : Correzione superficiale: i nucleoni vicini alla superficie sono meno legati.
3.  $a_3$ : Repulsione di Coulomb fra i protoni.
4.  $a_4$ : Termine di asimmetria: un sovrappiù di protoni o neutroni ha un'energia di legame inferiore.
5.  $a_5$ : Termine di accoppiamento: nuclei con un numero pari di protoni o neutroni sono più stabili perché le coppie di protoni o neutroni hanno un'energia inferiore. Il valore di  $\epsilon$  è come segue:

$$\begin{cases} Z \text{ pari, } N \text{ pari} & \epsilon = +1 \\ Z \text{ dispari, } N \text{ dispari} & \epsilon = -1 \\ Z \text{ pari, } N \text{ dispari} & \epsilon = 0 \\ Z \text{ dispari, } N \text{ pari} & \epsilon = 0 \end{cases}$$

*Nel caso dell'uranio 235, l'energia liberata in una reazione di fissione è dell'ordine di 200 MeV*

### 2.3 LA FISSIONE NUCLEARE

La fissione consiste nella divisione di un nucleo di un elemento pesante in, generalmente due, nuclei di elementi più leggeri (prodotti di fissione). Durante il processo di fissione vengono anche emessi dei neutroni (mediamente 2,43 neutroni per fissione di un nucleo di  $^{235}\text{U}$ ). I neutroni, a loro volta, hanno la capacità di indurre nuove fissioni consentendo quindi di indurre una reazione di fissione nucleare a catena potenzialmente in grado di autosostenersi.

La somma delle masse dei prodotti di fissione risulta inferiore alla massa del nucleo fissionato, pertanto la differenza di massa viene convertita in energia secondo la nota equazione di Einstein:

$$E = mc^2$$

Poiché il valore della costante  $c$  è particolarmente elevato, anche la conversione di una piccola differenza di massa produce una grande quantità di energia. Nel caso dell'uranio 235, l'energia liberata in una reazione di fissione è dell'ordine di 200 MeV.

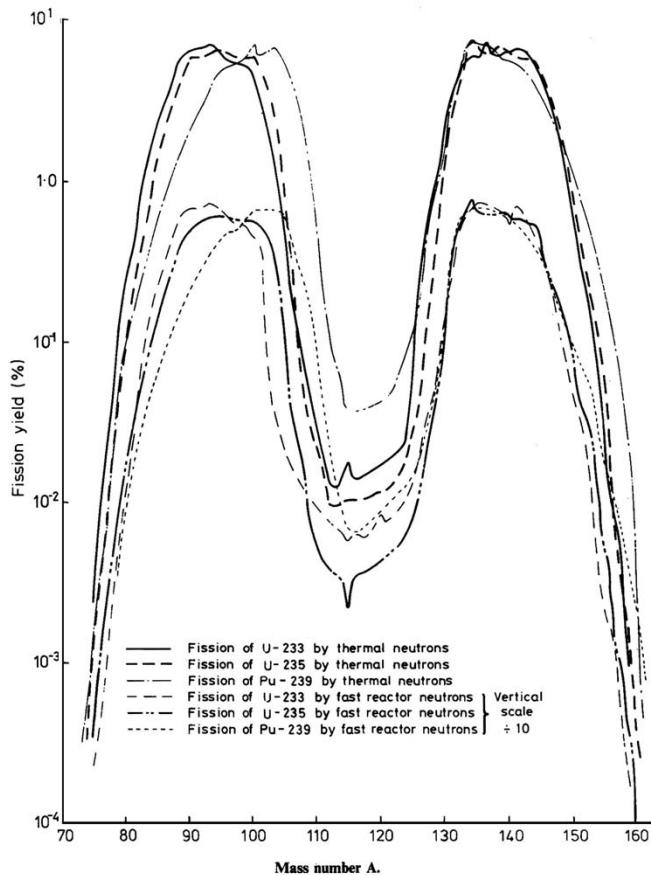
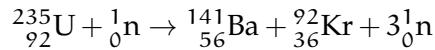


Figura 2: Distribuzione per numero atomico dei prodotti di fissione di diversi materiali

### 2.3.1 La reazione a catena

Una delle possibili reazioni di fissione per l'uranio 235 è la seguente.



Non si tratta dell'unica reazione possibile, come si vede analizzando la figura 2, che evidenzia la distribuzione dei prodotti di fissione intorno a dei massimi, ma con ampie variazioni. Il risultato della reazione sono due nuclei con numeri atomici che sommati insieme danno 233, quindi tre neutroni sono liberati nella reazione. Se questi neutroni dessero luogo ad altrettante fissioni, si potrebbero avere nove neutroni liberi nella seconda generazione e così via in progressione esponenziale. Dato che il processo di fissione avviene in un tempo dell'ordine di  $10^{-16}$  secondi, l'energia liberata in una reazione, si moltiplica rapidamente.

La fissione dell'uranio produce in media 2,43 neutroni.

La figura 3 a pagina 7 illustra una reazione a catena

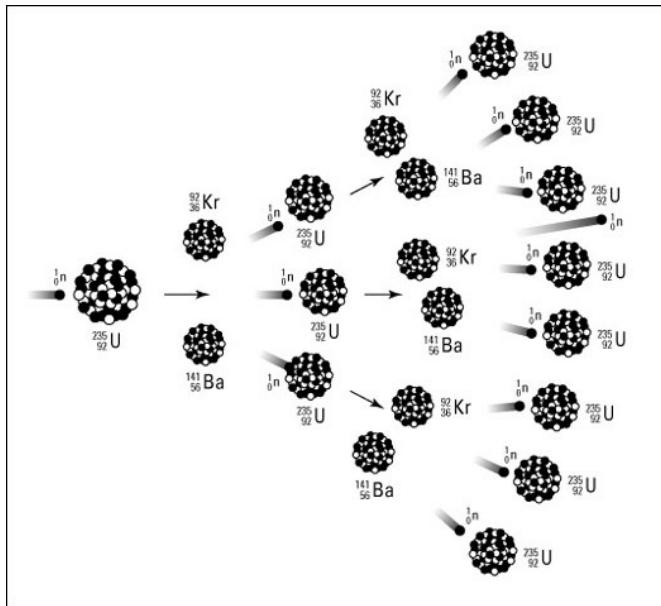


Figura 3: Reazione a catena

### 2.3.2 sezione d'urto

Si supponga che un fascio monoenergetico di neutroni di intensità  $I = nv$  (dove  $n$  è il numero di neutroni per  $\text{cm}^3$  del fascio e  $v$  è la velocità dei neutroni) incida su un bersaglio di spessore  $X$  e area  $A$ . Il numero di reazioni per unità di tempo fra i neutroni incidenti e i nuclei del bersaglio è proporzionale all'intensità  $I$  del fascio, alla densità nucleare  $N$  del bersaglio, e al volume del bersaglio stesso. Cioè

$$R = \sigma INAX$$

La costante di proporzionalità  $\sigma$  è detta sezione d'urto del processo di reazione.

La sezione d'urto, che può essere interpretata come la probabilità che un neutrone del fascio ha di collidere con uno dei nuclei del bersaglio, ha le dimensioni di un'area e solitamente viene espressa in barn ( $1 \text{ barn} = 10^{-24} \text{ cm}^2$ ) [23].

La sezione d'urto appena definita è detta microscopica per distinguerla dalla sezione d'urto macroscopica definita come

*La sezione d'urto può essere interpretata come la probabilità che un neutrone appartenente al fascio incidente ha di collidere con uno dei nuclei del bersaglio*

$$\Sigma = N\sigma$$

$\Sigma$  ha le dimensioni dell'inverso di una lunghezza e rappresenta la probabilità per unità di lunghezza che un neutrone subisca un'interazione attaversando un certo materiale.

### 2.3.3 Il rallentamento dei neutroni

Osserviamo nella figura 4 come varia la sezione d'urto di un elemento fissile al variare dell'energia.

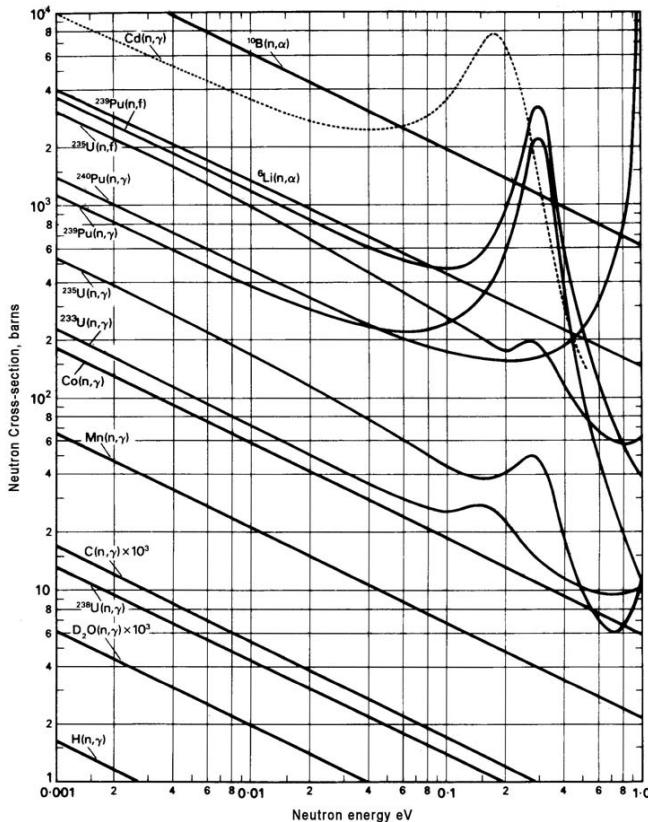


Figura 4: Sezione d'urto fra neutroni e nuclei

Possiamo identificare due fenomeni principali.

In primo luogo la sezione d'urto dei nuclei esaminati varia con l'inverso della radice quadrata dell'energia dei neutroni incidenti (inverso della velocità) e raggiunge il massimo per le energie più basse.

Da questo si evince che la fissione di un nucleo fissile non dipende dall'energia del neutrone incidente, ma dal fatto che il neutrone assorbito altera la stabilità del nucleo stesso, inducendo una frammentazione del nucleo bersagli.

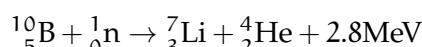
*la fissione del nucleo  
impattato non  
dipende dall'energia  
dell'urto fra il  
proiettile e il  
bersaglio, ma dal  
fatto che il neutrone  
assorbito altera la  
stabilità del nucleo  
stesso, che si scinde  
spontaneamente in  
nuclei più stabili*

Questi due fenomeni sono i punti chiave della scoperta di Fermi, che si orientò di conseguenza verso la ricerca di un meccanismo per rallentare i neutroni emessi dalla fissione di un nucleo di uranio 235, con un'energia media iniziale di circa 2 MeV (energia più probabile circa 700 keV), in modo da rendere i neutroni emessi più efficienti nell'indurre reazioni nucleari, fra le quali la fissione.

### 2.3.4 Meccanismi di controllo della reazione

Quando si produce una reazione a catena, è di fondamentale importanza controllare il tasso di reazione, ossia il numero di reazioni nell'unità di tempo, al fine di evitare che la potenza rilasciata diverga rapidamente.

Dato che la continuità della reazione dipende dal fatto che almeno un neutrone emesso in una fissione sia disponibile per indurne un'altra, la reazione può essere modulata impiegando un materiale che assorbe neutroni, assemblato in barre di controllo, che possono essere inserite all'interno del nocciolo del reattore. Cadmio e boro sono forti assorbiti di neutroni e sono i materiali più comuni impiegati per la realizzazione di barre di controllo. Una tipica reazione di assorbimento nel Boro è



Nella conduzione di un reattore nucleare, una volta caricato il combustibile all'interno del nocciolo, si sollevano lentamente le barre di controllo fino al momento in cui la reazione a catena diventa stabile. Nel corso del tempo, il numero di nuclei di uranio 235 diminuisce e si accumulano i prodotti di fissione alcuni dei quali sono a loro volta forti assorbiti di neutroni. Per compensare questi due aspetti si devono estrarre alcune barre di controllo. Tuttavia, dopo un determinato periodo di funzionamento la reazione a catena non può più essere mantenuta estraendo le barre di controllo e il combustibile deve essere sostituito.

Nella figura 5 sono illustrate le barre di controllo del progetto ABWR di Toshiba. Le barre di controllo hanno una sezione a croce e sono inserite verso l'alto dalla base del reattore, all'interno dello spazio tra quattro elementi di combustibile contigui.

### 2.3.5 Fattore di moltiplicazione $k_\infty$

Non tutti i neutroni prodotti in una fissione avranno l'opportunità di causare nuove fissioni perché saranno assorbiti da materiale non fissile. Alcuni saranno assorbiti parassiticamente in materiale fissile senza causare fissioni, altri sfuggiranno dal reattore. Tuttavia, non è necessario che ogni neutrone prodotto in una fissione dia luogo ad un'altra fissione perché si mantenga stabile la reazione. La condizione minima per una reazione stabile è che in media ogni reazione di fissione produca almeno un neutrone in grado di causare un'altra fissione. Questa condizione può essere espressa nei termini di un coefficiente di moltiplicazione [9].

Il numero di neutroni assorbiti o sfuggiti da un reattore determinerà il valore di questo coefficiente di moltiplicazione e determinerà anche se la generazione successiva di neutroni prodotti

*Quando si produce una reazione a catena, è di fondamentale importanza controllare il tasso di reazione, ossia il numero di reazioni nell'unità di tempo, al fine di evitare che la potenza rilasciata diverga rapidamente*

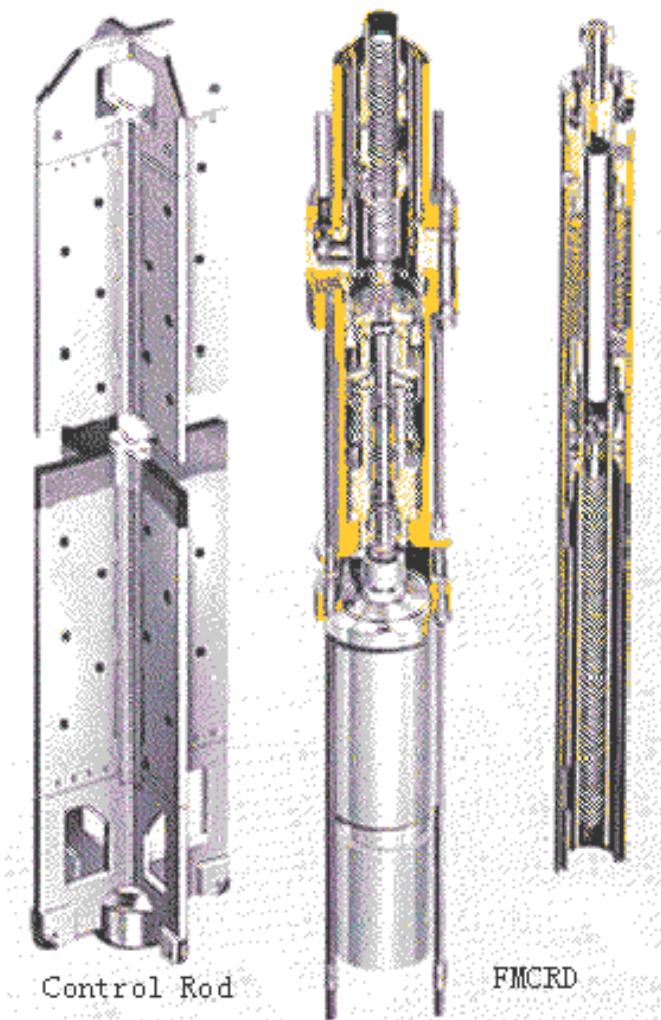


Figura 5: Barre di controllo dell'ABWR

*Il coefficiente di moltiplicazione infinita è il rapporto fra i neutroni prodotti dalla fissione in una generazione rispetto al numero di neutroni perduti per assorbimento nella generazione precedente*

in una reazione è maggiore, minore o uguale alla generazione precedente. Ogni reattore di dimensione finita avrà perdite di neutroni a causa delle fughe dal volume utile del nocciolo. Generalmente, al crescere delle dimensioni del reattore diminuisce la quota di neutroni che sfugge dal reattore stesso. Per semplificità, consideriamo un reattore di dimensione infinita, dal quale, quindi, non sfuggono neutroni. Una misura dell'incremento o decremento del flusso di neutroni in un reattore di dimensione infinita è il *coefficiente di moltiplicazione infinita*  $k_{\infty}$ . Il coefficiente di moltiplicazione infinita è il rapporto fra i neutroni prodotti dalla fissione in una generazione rispetto al numero di neutroni prodotti dalla fissione nella generazione precedente. Questo si può esprimere nel modo seguente:

$$k_{\infty} = \frac{\text{neutroni prodotti dalla fissione in una generazione}}{\text{neutroni prodotti dalla fissione nella precedente generazione}}$$

### 2.3.6 Formula a quattro fattori

Un gruppo di neutroni veloci prodotti dalla fissione può partecipare a diverse reazioni. Alcune di queste riducono le dimensioni del gruppo, mentre altre permettono al gruppo di aumentare o produrre una seconda generazione. Ci sono quattro fattori che sono indipendenti dalla forma e dalle dimensioni del reattore che descrivono la capacità di moltiplicazione di un complesso infinito e omogeneo costituito dal materiale combustibile e dal moderatore e dagli organi di controllo. Questa formula a quattro fattori rappresenta il coefficiente di moltiplicazione infinito, come mostrato nella seguente equazione [33]

$$k_{\infty} = \epsilon p f \eta$$

in cui

$\epsilon$  = fattore di fissione veloce

$p$  = probabilità di fuga dalla risonanza

$f$  = fattore di utilizzazione termica

$\eta$  = fattore di fissione termica

Ognuno di questi fattori, che spiegheremo nel seguito, rappresenta un processo che aggiunge o sottrae neutroni al gruppo prodotto in una generazione dalla fissione.

#### 2.3.6.1 Fattore di fissione veloce $\epsilon$

Il primo processo in cui i neutroni di una generazione sono coinvolti è la fissione veloce. La fissione veloce è un processo di fissione causato da neutroni ad alta energia. La fissione veloce produce un aumento nella popolazione di neutroni veloci nel nocciolo del reattore. La sezione d'urto per i neutroni veloci nell'uranio 235 e uranio 238 è piccola, quindi solo un numero ridotto di neutroni veloci causa una fissione. Il *fattore di fissione veloce*  $\epsilon$  è definito come il rapporto fra il numero di neutroni veloci prodotti da tutte le fissioni e il numero di neutroni veloci prodotti da fissioni termiche. L'espressione di questo rapporto è

$$\epsilon = \frac{\text{numero di neutroni veloci prodotti da tutte le fissioni}}{\text{numero di neutroni veloci prodotti da fissioni termiche}}$$

Il valore di  $\epsilon$  sarà influenzato dalla disposizione e dalla concentrazione del combustibile e del moderatore. Il valore di  $\epsilon$  è essenzialmente 1.00 per un reattore omogeneo in cui gli atomi del combustibile sono circondati da atomi di moderatore. In un

*Il fattore di fissione veloce  $\epsilon$  è definito come il rapporto fra il numero di neutroni veloci prodotti da tutte le fissioni e il numero di neutroni veloci prodotti da fissioni termiche*

reattore eterogeneo, invece, gli atomi di combustibile sono impacchettati insieme in elementi come barre o pellet. I neutroni emessi dalla fissione di un atomo di combustibile hanno quindi un'ottima probabilità di interagire con un altro atomo di combustibile prima di rallentare significativamente. La disposizione di elementi del nucleo del reattore risulta in un valore di  $\epsilon$  di circa 1.03. Il valore di  $\epsilon$  non è significativamente influenzato da variabili come la temperatura, la pressione, l'arricchimento o la concentrazione di veleni neutronici. I veleni sono materiali che assorbono con facilità neutroni, su cui torneremo in seguito.

### 2.3.6.2 Probabilità di fuga dalla risonanza

Dopo un aumento di numero dovuto alle fissioni veloci, i neutroni continuano a diffondere attraverso il reattore. Muovendosi nel reattore, i neutroni collidono con nuclei di atomi del combustibile e atomi non appartenenti al combustibile, per esempio appartenenti al moderatore, perdendo energia e rallentando. Durante il rallentamento, mentre attraversano la regione delle risonanze dell'uranio 238, che si estende da 6 eV a 200 eV, c'è una possibilità che alcuni neutroni siano catturati.

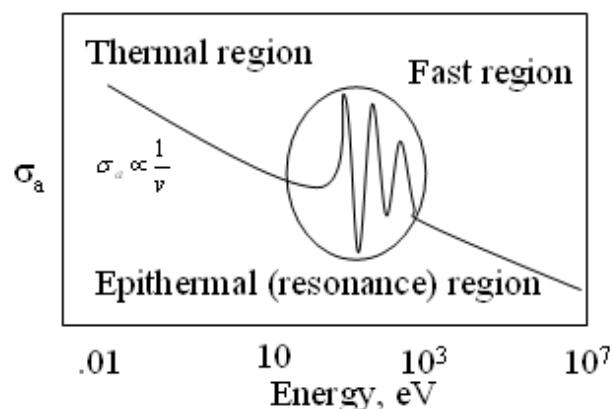


Figura 6: Andamento della sezione d'urto e risonanza epitermica

*La probabilità che un neutrone non sia catturato dal picco di risonanza è chiamata probabilità di fuga dalla risonanza*

La probabilità che un neutrone non sia catturato dalle risonanze è chiamata probabilità di fuga dalla risonanza. La *probabilità di fuga dalla risonanza* ( $p$ ) è definita come il rapporto fra il numero di neutroni che raggiungono energia termica rispetto al numero di neutroni che iniziano il rallentamento. Questo rapporto è mostrato nel seguito

$$p = \frac{\text{numero di neutroni che raggiungono energia termica}}{\text{numero di neutroni che iniziano a rallentare}}$$

Il valore della probabilità di fuga dalla risonanza è determinato in larga misura dalla disposizione del combustibile e del

moderatore, e dall'arricchimento dell'uranio 235 (se si usa questo combustibile). Per subire un assorbimento nella regione di risonanza, un neutrone deve interagire con un nucleo di uranio 238 durante il processo di rallentamento. In un reattore omogeneo il neutrone rallenta nella regione dei nuclei di combustibile e questa condizione si presenta facilmente. Questo significa che un neutrone ha un'alta probabilità di essere assorbito da uranio 238 mentre rallenta, quindi la sua probabilità di fuga è inferiore. In un reattore eterogeneo, invece, il neutrone rallenta nella regione del moderatore, dove non ci sono nuclei di uranio 238, quindi ha una bassa probabilità di subire un'assorbimento nella regione di risonanza e le sue probabilità di fuga sono più alte.

Il valore della probabilità di fuga dalla risonanza non è condizionato significativamente dalla concentrazione di veleni. Nei reattori moderati ad acqua con basso arricchimento di uranio 235, aumentare la temperatura del combustibile aumenterà l'assorbimento da parte dell'uranio 238 a causa dell'effetto doppler (un allargamento dei picchi di risonanza, normalmente stretti, causato dal movimento termico dei nuclei). L'aumento dell'assorbimento dovuto alla risonanza, diminuisce la probabilità di fuga dalla risonanza e il coefficiente di temperatura del combustibile per la fuga dalla risonanza (su cui torneremo in seguito) è negativo. Il valore della probabilità di fuga dalla risonanza è sempre poco meno di uno (normalmente da 0,80 a 0,90).

Il prodotto del fattore di fissione veloce e della probabilità di fuga dalla risonanza ( $\epsilon p$ ) è il rapporto fra il numero di neutroni veloci che sopravvivono al processo di rallentamento (termalizzazione) rispetto al numero di neutroni veloci presenti all'inizio della generazione.

#### 2.3.6.3 Fattore di utilizzazione termica (f)

Una volta allo stato termico, un neutrone continua a diffondere attraverso il reattore, soggetto all'assorbimento da parte di altri materiali nel reattore, oltre al combustibile. Il fattore di utilizzazione termica descrive quanto efficacemente i neutroni termici sono assorbiti dal combustibile, o quanto sono utilizzati all'interno del reattore. Il *fattore di utilizzazione termica* (f) è definito come il rapporto fra il numero di neutroni termici assorbiti nel combustibile e il numero di reattori termici assorbiti in qualunque materiale all'interno del reattore. Il rapporto è quindi

$$f = \frac{\text{numero di neutroni termici assorbiti nel combustibile}}{\text{numero di neutroni termici assorbiti nel reattore}}$$

Il fattore di utilizzazione termica sarà sempre minore di uno perché alcuni dei neutroni termici saranno comunque assorbiti da atomi di elementi diversi dal combustibile.

*Il fattore di utilizzazione termica descrive quanto efficacemente i neutroni termici sono assorbiti dal combustibile, o quanto sono utilizzati all'interno del reattore*

Si può sviluppare un'equazione per descrivere il fattore di utilizzazione termica in termini della velocità di reazione come segue:

$$f = \frac{\text{tasso di assorbimento dei neutroni termici nel combustibile}}{\text{tasso di assorbimento dei neutroni termici in qualunque materiale}}$$

$$f = \frac{\Sigma_a^U \phi^U V^U}{\Sigma_a^U \phi^U V^U + \Sigma_a^m \phi^m V^m + \Sigma_a^p \phi^p V^p + \Sigma_a^{cr} \phi^{cr} V^{cr}}$$

Gli indici U, m e p e cr si riferiscono rispettivamente a uranio, moderatore, veleno e barre di controllo (control rods). In un reattore eterogeneo, il flusso sarà differente nelle regioni del combustibile rispetto alle regioni del moderatore a causa del tasso di assorbimento più alto nel combustibile. Inoltre, i volumi di combustibile, moderatore e veleni saranno differenti. Anche se non sono esposte nell'equazione precedente, altri materiali diversi dal combustibile, come i materiali di costruzione del reattore, possono assorbire neutroni in un reattore omogeneo. Questi altri materiali sono spesso designati insieme con l'indice OS (other stuff). Per essere completamente accurata, l'equazione precedente per il fattore di utilizzazione termica dovrebbe includere tutti i materiali che assorbono neutroni, quando si intende modellare reattori eterogeni. Comunque, l'equazione precedente è soddisfacente.

In un reattore omogeneo il flusso di neutroni visto dal combustibile, moderatore e veleni sarà lo stesso. Inoltre, dato che si suppone che siano diffusi per tutto il reattore, essi occupano l'intero volume. Questo permette di riscrivere l'equazione precedente come di seguito

$$f = \frac{\Sigma_a^U}{\Sigma_a^U + \Sigma_a^m + \Sigma_a^p}$$

Questa equazione dà un'approssimazione di un reattore eterogeneo se viene applicata per volumi omogenei all'interno del nocciolo eterogeneo.

Dato che la sezione d'urto di assorbimento varia con la temperatura, sembrerebbe che il fattore di utilizzazione termica dovrebbe variare con essa. Sostituendo le formule di correzione per la temperatura nell'equazione precedente, tutti i termini cambiano nello stesso modo e il rapporto resta invariato. In un reattore eterogeneo moderato con acqua c'è un altro fattore importante. Quando la temperatura sale, il moderatore si espande e una quantità significativa di esso sarà forzata fuori dal nucleo del reattore. Questo significa che  $N^m$ , il numero di atomi del moderatore per  $\text{cm}^3$  si ridurrà rendendo meno probabile l'assorbimento di un neutrone da parte di un nucleo del moderatore. La riduzione in  $N^m$  risulta

in un aumento del fattore di utilizzazione termica al crescere della temperatura del moderatore, dato che i neutroni hanno probabilità migliori di interagire con un atomo di combustibile. A causa di questo effetto, il coefficiente di temperatura per il fattore di utilizzazione termica è positivo. La quantità di arricchimento di uranio 235 e la concentrazione di veleni influenzera il fattore di utilizzazione termica in modo simile a quello dell'equazione precedente.

#### 2.3.6.4 Fattore di fissione termica

La maggior parte dei neutroni assorbiti nel combustibile causano fissione, ma non tutti. Il fattore di fissione termica  $\eta$  è definita come il rapporto fra il numero di neutroni veloci prodotti dalla fissione termica rispetto al numero di neutroni assorbiti dal combustibile. Il fattore di fissione termica è

$$\eta = \frac{\text{numero di neutroni veloci prodotti dalla fissione termica}}{\text{numero di neutroni termici assorbiti dal combustibile}}$$

La resa di fissione termica può anche essere definita come un rapporto fra tassi, come mostrato sotto.

$$\eta = \frac{\text{tasso di produzione di neutroni veloci nella fissione termica}}{\text{tasso di assorbimento di neutroni termici nel combustibile}}$$

Il tasso di produzione di neutroni veloci da parte della fissione termica può essere determinato dal prodotto del tasso di reazione di fissione ( $\Sigma_f^U \phi^U$ ) e il numero medio di neutroni prodotti per fissione ( $v$ ). Il tasso di assorbimento di neutroni termici nel combustibile è  $\Sigma_a^U \phi^U$ . Sostituendo questi termini nell'equazione precedente si ottiene

$$\eta = \frac{\Sigma_f^U \phi^U v}{\Sigma_a^U \phi^U}$$

La tabella seguente mostra i valori di  $v$  e  $\eta$  per diversi materiali, per neutroni termici e veloci.

nucleo fissile	neutroni termici		neutroni veloci	
	$v$	$\eta$	$v$	$\eta$
Uranio 233	2.49	2.29	2.58	2.40
Uranio 235	2.42	2.07	2.51	2.35
Plutonio 239	2.93	2.15	3.04	2.90

*La resa di fissione termica  $\eta$  è definita come il rapporto fra il numero di neutroni veloci prodotti dalla fissione termica rispetto al numero di neutroni assorbiti dal combustibile*

Tabella 1: Numero medio di neutroni liberati in una fissione

Nel caso in cui il combustibile contenga diversi materiali fissili, è necessario tenere conto di ogni materiale. Nel caso del nucleo di un reattore contenente sia uranio 235, sia uranio 238, il fattore di fissione termica sarebbe calcolato come segue

$$\eta = \frac{N_{U-235} \sigma_{U-235} v_{U-235}}{N_{U-235} \sigma_{U-235} + N_{U-238} \sigma_{U-238}}$$

Il valore di  $\eta$  aumenta all'aumentare dell'arricchimento del combustibile.

Per determinare il fattore di fissione termica per un singolo nuclide, invece che per una miscela, si può ridurre l'equazione nella forma seguente

$$\eta = \frac{\sigma_f v}{\sigma_a}$$

### 2.3.7 Fattore di moltiplicazione efficace

*Il fattore di moltiplicazione efficace è definito come il rapporto fra i neutroni prodotti in una generazione dalla fissione e il numero di neutroni perduti per l'assorbimento e le perdite nella generazione precedente*

Il fattore di moltiplicazione infinito può rappresentare solo un reattore di dimensioni infinite, perché si assume che nessun neutrone sfugga dal reattore. Per descrivere completamente il ciclo di vita dei neutroni in un reattore reale, di dimensione finita, si rende necessario tenere conto dei neutroni che sfuggono dal reattore. Il fattore di moltiplicazione che tiene in conto le perdite è il *fattore di moltiplicazione efficace* definito come il rapporto fra i neutroni prodotti dalla fissione in una generazione e la somma fra il numero di neutroni prodotti dalla fissione nella generazione precedente e il numero di neutroni della generazione precedente perduti per fuga dal volume del nocciolo

Il fattore di moltiplicazione efficace, quindi può essere espresso come:

$$k_{eff} = \frac{\text{neutroni prodotti dalla fissione in gen n}}{\text{neutroni assorbiti in gen n-1} + \text{neutroni sfuggiti dal nocciolo in gen n-1}}$$

La condizione in cui la popolazione neutronica non aumenta né diminuisce è definita come *condizione critica* e corrisponde a un valore di  $k_{eff} = 1$ .

Se la produzione di neutroni è maggiore dell'assorbimento e della fuga, il reattore si definisce sovraccritico. In un reattore sovraccritico,  $k_{eff}$  è maggiore di uno e il flusso di neutroni aumenta a ogni generazione. Se, viceversa, la produzione di neutroni è inferiore all'assorbimento e alla fuga, il reattore è chiamato subcritico. In un reattore subcritico,  $k_{eff}$  è minore di uno e il flusso di neutroni diminuisce a ogni generazione.

Quando il fattore di moltiplicazione di in reattore non è esattamente uno, il flusso di neutroni cambierà e causerà un cambiamento nella potenza prodotta. Il bilancio fra la produzione di neutroni e il loro assorbimento nel nucleo e la fuga dal nucleo determina il valore del fattore di moltiplicazione.

Il fattore di moltiplicazione efficace per un reattore finito può essere espresso in termini del fattore di moltiplicazione infinito e di due fattori aggiuntivi che tengono conto della fuga di neutroni dal nucleo, come segue

$$k_{\text{eff}} = k_{\infty} \mathcal{L}_f \mathcal{L}_t$$

### 2.3.7.1 Probabilità di non fuga veloce

In un reattore reale di dimensione finita, alcuni dei neutroni sfuggono dal volume del nocciolo del reattore prima e durante il processo di rallentamento. La probabilità di non fuga veloce ( $\mathcal{L}_f$ ) è definita come il rapporto fra il numero di neutroni veloci che iniziano il processo di rallentamento e il numero di neutroni veloci che concludono il processo di rallentamento, limitatamente all'effetto di fuga dal volume del nocciolo. In altre parole

$$\mathcal{L}_f = \frac{\text{numero di neutroni veloci che non sfuggono}}{\text{numero di neutroni veloci prodotti nella fissione}}$$

*La probabilità di non fuga veloce ( $\mathcal{L}_f$ ) è definita come il rapporto fra il numero di neutroni veloci che non sfuggono dal nucleo del reattore rispetto al numero totale di neutroni prodotti in tutte le fissioni*

### 2.3.7.2 Probabilità di non fuga termica $\mathcal{L}_t$

Anche i neutroni che hanno raggiunto un livello di energia termico possono sfuggire dal nucleo di un reattore. La *probabilità di non fuga termica* è rappresentata da

$$\mathcal{L}_t = \frac{\text{numero di neutroni termici che non sfuggono dal reattore}}{\text{numero di neutroni termici}}$$

La probabilità di non fuga veloce ( $\mathcal{L}_f$ ) e la probabilità di non fuga termica ( $\mathcal{L}_t$ ) possono essere combinate in un termine che descrive la frazione di tutti i neutroni che non sfuggono dal volume del nocciolo del reattore. Questo termine è chiamato probabilità totale di non fuga ed è denotato dal simbolo ( $\mathcal{L}_T$ ) ove  $\mathcal{L}_T = \mathcal{L}_f \mathcal{L}_t$ . Sia  $\mathcal{L}_f$ , sia  $\mathcal{L}_t$  sono influenzate dal coefficiente di temperatura (definito nel seguito) che è negativo per le probabilità di non fuga, perché al salire della temperatura  $\mathcal{L}_f$  e  $\mathcal{L}_t$  diminuiscono.

### 2.3.8 Formula a sei fattori

Con l'inclusione degli ultimi due fattori è possibile determinare la frazione di neutroni che rimangono dopo ogni possibile processo

in un reattore nucleare. Il coefficiente di moltiplicazione efficace ( $k_{\text{eff}}$ ) può esser determinato come il prodotto di sei fattori

$$k_{\text{eff}} = \epsilon \mathcal{L}_f p \mathcal{L}_t f_n$$

Questa equazione è chiamata *formula a sei fattori*. usando la formula a sei fattori si può tracciare l'intero ciclo di vita dei neutroni dalla produzione per fissione all'inizio di successive fissioni. La figura seguente mostra il ciclo di vita di una generazione di 1000 neutroni attraverso i diversi fattori che compongono il coefficiente di moltiplicazione.

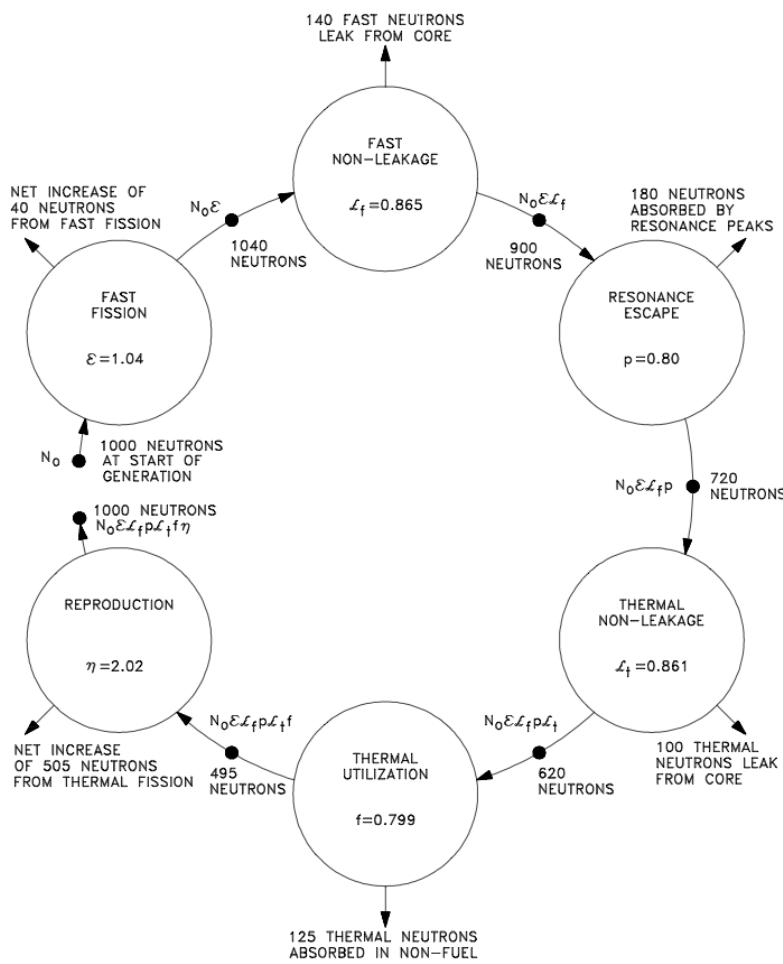


Figura 7: Il ciclo di vita di una generazione di neutroni. 1000 neutroni ( $N_0$ ) iniziano il loro ciclo a sinistra della figura. Il numero di neutroni attivi nella generazione si modifica nel percorso antiorario fino a riprendere il ciclo. Si ipotizza un reattore critico.

## IMPIANTI DI GEN III

### 3.1 REATTORI NUCLEARI

La World Nuclear Association [66] descrive lo sviluppo nel tempo dei reattori nucleari associando i diverse tipologie di progetto a quattro generazioni. La prima generazione comprende i modelli costruiti negli anni 1950-60 e oramai dismessi quasi dappertutto, con l'eccezione dei reattori inglesi moderati a grafite e raffreddati a gas [18]. I reattori di seconda generazione sono quelli in servizio adesso negli Stati Uniti e in Francia e la maggior parte di quelli in servizio nel mondo [24]. Alla terza generazione (GEN III e III+) appartengono i reattori avanzati di cui si parla nel seguito. I primi a entrare in funzione sono stati in Giappone e altri sono in costruzione o in ordine. I progetti di quarta generazione (GEN IV) sono ancora allo stato di progetto e non saranno operativi prima del 2020 nel migliore dei casi [66].

Le linee evolutive della terza generazione sono state la standardizzazione dei progetti per ridurre i costi e il tempo di costruzione. Il progetto è stato razionalizzato in modo da rendere i reattori più semplici e meno vulnerabili a disfunzioni e possibili attacchi terroristici. Si è cercato di massimizzare la vita operativa, che è dell'ordine di 60 anni. Si è ridotta al massimo la possibilità di incidenti gravi con fusione del nucleo. Si è tenuto in conto il rischio di impatto con un aeroplano, cercando di evitare la perdita di materiale radioattivo. Si è cercato di incrementare la capacità di consumo del combustibile per ridurre le scorie. Si sono impiegati assorbitori (veleni) combustibili per estendere la durata del combustibile.

#### 3.1.1 Linee evolutive della GEN III

*La prima generazione comprende i modelli costruiti negli anni 1950-60 e oramai dismessi quasi dappertutto. I reattori di seconda generazione sono quelli in servizio adesso negli Stati Uniti e in Francia e la maggior parte di quelli in servizio nel mondo. La terza generazione (GEN III e III+) comprende i reattori avanzati*

L'innovazione principale nel passaggio dalla seconda alla terza generazione è stata l'adozione di misure di sicurezza passive, che non richiedono controllo attivo o intervento degli operatori, per evitare incidenti in caso di guasti, per esempio facendo affidamento sulla gravità, la convezione naturale e la resistenza ad alte temperature.

Si è anche cercato di aumentare la capacità dei reattori di adattarsi al carico, progettando le unità in modo da poter passare dal 25% al 100% della capacità operativa in tempi dell'ordine di qualche decina di minuti.

I regolamenti europei richiedono i nuovi reattori abbiano qualche meccanismo per confinare il nucleo in caos di fusione. I reattori EPR e VVER-1200 sono dotati di un contenitore per il nucleo posto al di sotto del recipiente in pressione, l'AP1000 e l'APWR hanno un meccanismo di raffreddamento ad acqua migliorato.

Diversi progetti hanno ottenuto la certificazione negli Stati Uniti e altri stanno per ottenerla: [ESBWR](#) di GE-Hitachi, [US EPR](#) di Areva e Advanced Pressurized Water Reactor (versione US) ([US-APWR](#)) di Mitsubishi. Il progetto [ESBWR](#) è in tabella di marcia per ottenere la certificazione verso il settembre 2011 e il European Pressurized Reactor (versione US) ([US-EPR](#)) nel 2012. Nel 2008 la United States Nuclear Regulatory Commission ([NRC](#)) aveva dichiarato che oltre a questi tre, sei richieste di certificazione avrebbero dovuto essere completate entro il 2010. Queste comprendevano Advanced [CANDU](#) Reactor ([ACR](#)) di Atomic Energy of Canada Ltd ([AECL](#)), [IRIS](#) di Westinghouse, Pebble Bed Modular Reactor ([PBM](#)) di Eskom e [4S](#) di Toshiba. Per diverse ragioni questi processi sono inattivi. Nel lungo termine la [NRC](#) si prepara a concentrarsi sul Next-Generation Nuclear Plant ([NGNP](#)) per gli Stati Uniti, un progetto VHTR di quarta generazione.

Una risorsa molto utile per studiare le caratteristiche dei reattori in produzione è il sistema informativo della International Atomic Energy Agency ([IAEA](#)), detto Advanced Reactor Information System ([ARIS](#)) [67]. Una rassegna di tecnologie non aggiornatissima, ma molto ricca di illustrazioni e con un'ottima esposizione è quella di Popular Science del 1990 [26].

Diverso materiale proviene dalle dispense del corso di Andrea Borio [72].

### 3.1.2 Reattori ad acqua leggera

Fanno parte di questo gruppo i reattori che impiegano acqua leggera come moderatore.

#### 3.1.2.1 EPR

L'EPR è un reattore [PWR](#) da 1650 MWe e 4590 MWt moderato e raffreddato con acqua leggera. Il progetto è una derivazione mista del reattore PWR francese N4 e del tedesco Konvoi, con una riduzione dei costi rispetto all'N4 di almeno il 10%. È progettato per poter funzionare in maniera flessibile (load-following), avere un fattore di bruciamento del combustibile di circa 60 MWd/kg e un rendimento stimato vicino al 37%, maggiore di tutti i reattori ad acqua leggera di GEN II.

*l'EPR ha quattro circuiti di raffreddamento indipendenti, ognuno dimensionato per tenere in sicurezza il reattore*

La vita operativa attesa è di 60 anni e il fattore di carico stimato è particolarmente elevato, pari al 92%, durante tutta la

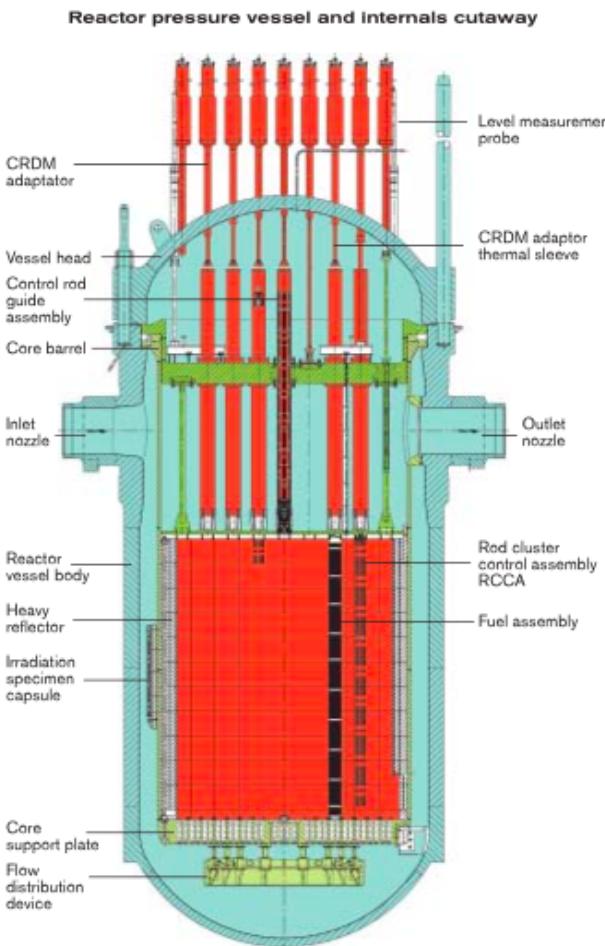


Figura 8: Il vessel del reattore dell'EPR

vita dell'impianto, ottenuto attraverso alti tassi di bruciamento, ridotti tempi per le operazioni di ricarica e possibilità di eseguire le operazioni di manutenzione con l'unità in esercizio. Il ciclo operativo del reattore va da uno a due anni.

Una versione americana del progetto, US-EPR [11], è stata approntata nel corso degli ultimi 4 anni e, a fine 2007, è stata presentata la richiesta di certificazione alla NRC (previsione 2011).

Il reattore, prodotto dalla francese Areva, opera a una pressione di esercizio di 174 bar nel circuito primario e 98 bar nel secondario. La pressione mantiene allo stato liquido l'acqua del circuito primario, a temperature fra 295 °C, all'ingresso nel recipiente pressurizzato e 328 °C, all'uscita dal recipiente. L'acqua del circuito primario è pressurizzata a 155 bar e il reattore è dotato di quattro circuiti di raffreddamento indipendenti, ognuno dimensionato per raffreddare il reattore alla temperatura di esercizio.

Il costo è stimato in circa 2.500 Euro/kWe, livellato sulle prime 4 unità. Per i tempi nominali di realizzazione sono previsti circa

*Il costo è stimato in circa 2.500 Euro/kWe, livellato sulle prime 4 unità. Per i tempi nominali di realizzazione sono previsti circa 5 anni. Il costo totale di produzione elettrica è stimato in 5,4 Eurocent/kWh*



Figura 9: Nel caso peggiore, l'EPR ha un core catcher per raccogliere il nocciolo fuso e un serbatoio di acqua interno per il raffreddamento

5 anni. Il costo totale di produzione elettrica è stimato in 5,4 Eurocent/kWh [69].

La sicurezza dell'EPR è basata sulla ridondanza dei sistemi, che si fondano sull'esperienza di circa 1.500 anni-reattore dei reattori franco-tedeschi, e sul particolare irrobustimento del sistema di contenimento, realizzato in calcestruzzo armato a doppia parete, di spessore di circa 1 m ciascuna, con liner di rivestimento in acciaio sulla parete interna, mirando ai seguenti obiettivi:

- ridurre la probabilità di un incidente grave;
- confinamento e riduzione delle conseguenze degli incidenti severi, integrato dal sistema di recupero e raffreddamento del nocciolo fuso, il cosiddetto core-catcher;
- riduzione delle dosi di irradiamento per il personale, riduzione dei rilasci e dei rifiuti radioattivi prodotti.

*Il reattore è provvisto di un recipiente per la cattura del nucleo in seguito a un incidente tale da provocare la fusione del nocciolo*

Il reattore è provvisto di un recipiente per la cattura del nucleo in seguito a un incidente tale da provocare la fusione del nocciolo. L'acqua di raffreddamento di emergenza è contenuta in un bacino all'interno della struttura principale che ospita il reattore.

Il combustibile viene caricato nel nucleo in 241 barre di UO<sub>2</sub>, con un arricchimento che può arrivare al 5%. Il combustibile

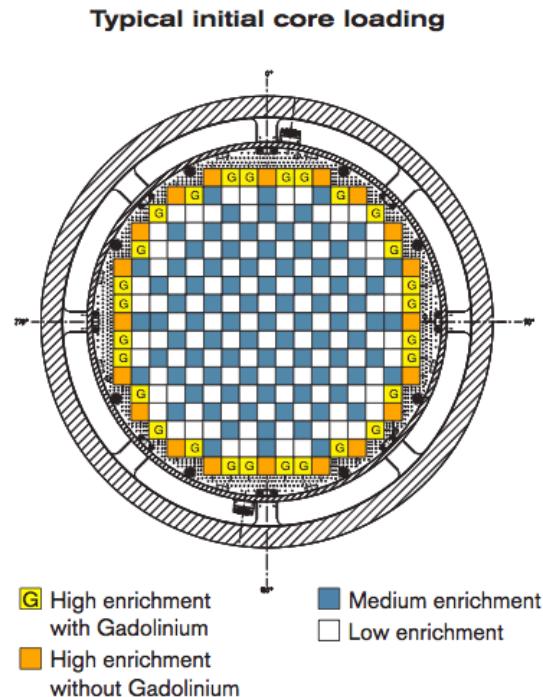


Figura 10: La disposizione dei fasci di barre di combustibile nel reattore EPR

viene preparato in fasci di 17 per 17 barre, disposte in quadrato con un passo di 12.6mm. Le barre hanno una guaina di 0,57mm realizzata in M5[21], una lega di Zirconio brevettata da Areva.

Due impianti EPR sono già in costruzione: il primo in Finlandia (Olkiluoto), il secondo in Francia (Flamanville). Quest'ultimo vede anche la partecipazione dell'Enel nella misura del 12,5% insieme a EDF. Altri due esemplari di EPR sono stati venduti alla Cina (Novembre 2007) e la loro costruzione è in preparazione sul sito di Tahishan nella provincia del Guangdong. In Francia si costruirà un secondo reattore a Penly [12]. Due reattori EPR sono pianificati in India presso Jaitapur[13].

In Italia Areva si aspetta di costruire quattro reattori EPR in collaborazione con ENEL[14].

### 3.1.2.2 AP1000

Il reattore AP1000 (Advanced Passive) di Toshiba Westinghouse [48] è un reattore PWR da 1.117 MWe di potenza elettrica netta e 3.415 MWt di potenza termica. L'AP1000 è moderato e raffreddato ad acqua. L'acqua del circuito primario lavora in un intervallo di temperature tra 281 °C (ingresso del nocciolo) e 321 °C (uscita del nocciolo) ed è pressurizzata a 155 bar[49].

*Il progetto AP1000 di Toshiba-Westinghouse è innovativo per l'uso di sistemi di protezione passiva e per la riduzione dei punti di rottura*

Il reattore, che vanta un rendimento stimato del 35% e vita operativa 60 anni, nonché un fattore di carico stimato superiore al 93%, è una derivazione del più piccolo AP-600 e ha ottenuto la certificazione finale dalla autorità di sicurezza americana NRC, valida per 15 anni, nel dicembre 2005[41].

La tecnologia dell'AP-1000 deriva dall'esperienza dei reattori PWR della Westinghouse attualmente in esercizio, alla quale si affianca un livello considerevole di semplificazione impiantistica come obiettivo importante del progetto. La semplificazione permette di utilizzare tecniche modulari di costruzione con conseguenti vantaggi sia in termini di minori capitali investiti, sia di minor rischio legato al plant financing e riguarda, essenzialmente, l'intero sistema di sicurezza, dai componenti normali, alla sala controllo, alle tecniche di costruzione, ai sistemi di strumentazione e controllo, con il risultato di ottenere un impianto più facile e meno costoso da costruire, gestire e su cui operare la manutenzione.

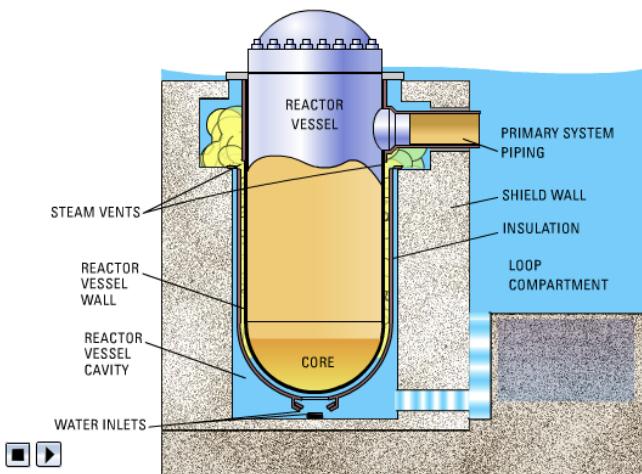


Figura 11: Una caratteristica saliente dell'AP1000 è la capacità di conservare il nocciolo fuso all'interno del recipiente

*Una caratteristica saliente dell'AP1000 è la capacità di conservare il nocciolo fuso all'interno del recipiente*

La documentazione del reattore dichiara una riduzione rispetto al progetto precedente, del 50% nel numero di valvole di sicurezza, dell'80% nella lunghezza dei tubi critici, dell'85% nella lunghezza dei cavi di controllo. Le pompe sono state diminuite del 35% e le dimensioni dell'edificio sismico sono ridotte del 45%[48].

I tempi nominali di realizzazione, dalla prima colata di cemento al caricamento del combustibile per la prima accensione, sono di tre anni, al netto delle procedure di licensing[47]. Il costruttore dichiara che il periodo di tre anni è stato validato da esperti in costruzioni attraverso simulazioni 4D del processo di costruzione.

La sicurezza in AP-1000 è basata sulla prassi, consolidata nel-

l'ingegneria dei reattori nucleari, dei livelli di difesa multipli e indipendenti (defense-in-depth) per la mitigazione degli incidenti. Sua caratteristica peculiare è, tuttavia, l'uso dei sistemi a sicurezza passiva, che entrano in gioco in caso di incidente. Una peculiarità importante del reattore è che anche in caso di perdita totale di alimentazione elettrica con contemporanea mancanza di azione dell'operatore, il reattore si spegne spontaneamente e rimane raffreddato in sicurezza.

L'AP-1000 rispetta i criteri di sicurezza della NRC con ampi margini. La probabilità di fusione del nocciolo (Core Damage Frequency (CDF)) è estremamente bassa, 1/100 rispetto a quella degli impianti attualmente in esercizio e 1/20 del livello del CDF considerato accettabile per gli impianti di GEN III(+)[50].

Le caratteristiche di sicurezza passiva che contribuiscono alla defense-in-depth di AP-1000 si possono sintetizzare come segue:

- Sistemi di sicurezza passiva implementati nell'impianto per il raffreddamento del nocciolo reattore, per l'isolamento del sistema di contenimento esterno, per la refrigerazione del sistema di contenimento (PCCS - Passive Containment Cooling System), che una volta entrati in servizio non richiedono l'intervento dell'operatore per le 72 ore successive al possibile evento critico e non hanno necessità di essere supportati da ulteriori interventi attivi.
- Ritenzione del nocciolo in caso di fusione. Il nocciolo è trattenuto all'interno del contenitore in pressione, che viene refrigerato direttamente mediante allagamento della cavità in cui è alloggiato, all'interno dell'edificio di contenimento. L'acqua di raffreddamento è contenuta nell'edificio sismico e cade per gravità sul contenitore in pressione attraverso l'apertura di valvole normalmente chiuse.
- Controllo del rilascio di prodotti di fissione nel contenimento. La prima barriera di contenimento è costituita dal combustibile stesso, la seconda dalla guaina, la terza dal contenitore in pressione-circuito primario, la quarta dal contenimento in acciaio (containment vessel) raffreddato da corrente d'aria in convezione naturale, rafforzata dall'evaporazione di acqua che drena dal serbatoio posto in testa all'edificio reattore per mantenere la pressione nel contenimento al di sotto del limite di progetto; il contenitore esterno in cemento armato, con uno spessore di circa 1 metro, fa anche da schermo biologico aggiuntivo, costituendo una quinta barriera.

*Il reattore AP1000 può reagire a un'emergenza per 72 ore anche in mancanza di energia e di intervento umano*

La stanza di controllo del reattore è debitamente isolata e fornita di riserve d'aria per non esporre il personale a rischio di contaminazione anche nel peggiore dei casi.

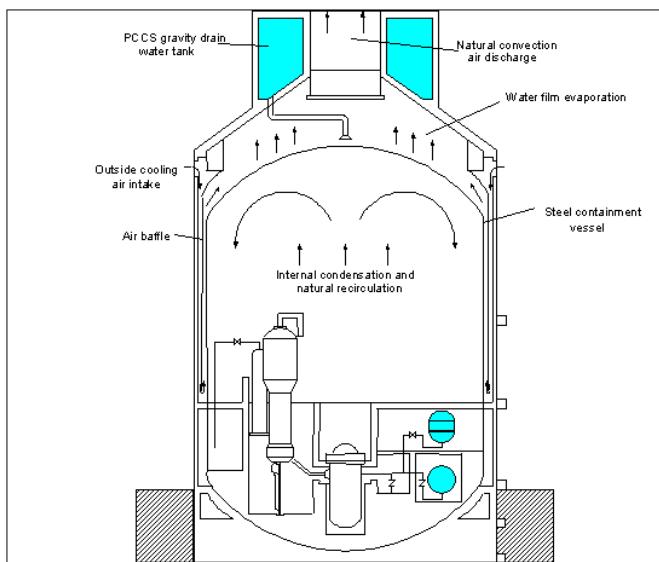


Figura 12: In caso di incidente, il contenitore in pressione può essere raffreddato dalla circolazione naturale dell'aria per effetto camino

L'AP1000 impiega uranio arricchito fino al 4,8%, con possibilità di impiegare anche ossidi misti uranio/plutonio ([MOX fuel](#)). Il combustibile è caricato nel core in 157 fasci. La durata del combustibile è da 18 a 20 mesi e il periodo di ricambio del combustibile è di 17 giorni. Questo dà una disponibilità del 93%. La durata promessa del reattore è 60 anni.

La Cina ha pianificato la costruzione di sei unità AP1000 nell'impianto nucleare di Sanmen in Zhejiang. La costruzione è iniziata nel febbraio 2008 e la consegna è pianificata fra il 2013 e il 2015. L'impianto nucleare di Haiyang in Shandong ospiterà altri sei reattori. La costruzione è iniziata nel luglio 2008 e l'operatività è prevista per il 2014 o 2015[[57](#)].

Sempre in Cina si prevede la costruzione nel 2013 di un'unità più potente derivata dall'AP1000, un progetto congiunto di Westinghouse, State Nuclear Power Technology Corporation ([SNPTC](#)) e Shanghai Nuclear Engineering Research & Design Institute ([SNERDI](#)), chiamato CAP-1400, con una potenza prevista di 1400 MWe, a cui seguirà una versione da 1700 MWe. La costruzione è prevista nel sito di Shidaowan.

Negli Stati Uniti, sono pianificate due unità AP1000 negli impianti di Shearon Harris Nuclear Power Plant in North Carolina, William States Lee III Nuclear Generating Station in South Carolina, Virgil C. Summer Nuclear Generating Station in South Carolina.[[16](#)] Vogtle Electric Generating Plant in Georgia.[[17](#)] Levy County Nuclear Power Plant in Florida, Turkey Point Nuclear Generating Station in Florida[[18](#)] Bellefonte Nuclear Generating Station in Alabama. Per un totale di 14 unità[[54](#)].

Altre due unità sono previste in Georgia, nel sito di Alvin W. Vogtle vicino a Waynesboro[43].

Toshiba Westinghouse si aspetta di ricevere 33 ordini entro il 2015[44].

### 3.1.2.3 ABWR

Il reattore **ABWR** della General Electric-Hitachi è un reattore da 1.350 MWe di potenza netta ad acqua leggera bollente e rappresenta l'ultima evoluzione di una lunga serie di reattori ad acqua bollente della GE, di cui l'ultimo è il Boiling Water Reactor (**BWR**)/6.

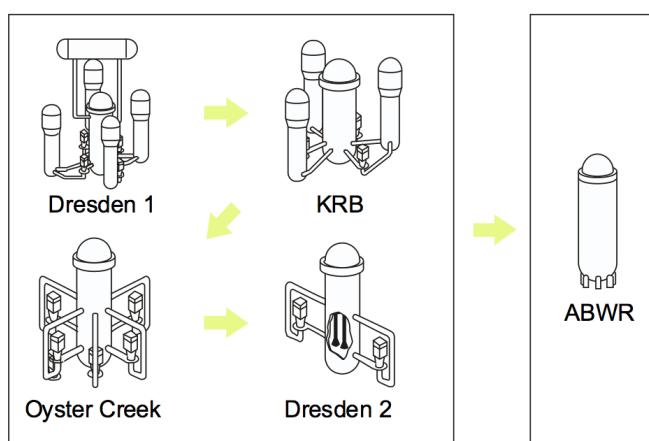


Figura 13: Le linee evolutive del progetto ABWR

Il reattore presenta notevoli semplificazioni rispetto alle generazioni precedenti, con eliminazione di grandi circuiti di ricircolazione esterna, potenziale fonte di perdite di liquido refrigerante e di maggiori dosi per gli operatori, permettendo, altresì, tempi di costruzione più brevi, costi minori e una maggiore efficienza termodinamica.

Il reattore **ABWR** è completamente automatizzato e non richiede l'intervento degli operatori in caso di perdita di liquido refrigerante prima di 72 ore. L'impianto è stato certificato dalla NRC statunitense sin dal 1997 e diverse unità sono state proposte in competizione con i più recenti progetti dell'**ESBWR** e **AP-1000**, grazie al minore onere del processo autorizzativo richiesto. Il reattore **ABWR** ha ricevuto la certificazione anche nel rispetto degli European Utility Requirements (**EUR**) [59].

Le principali innovazioni del reattore **ABWR** comprendono

- L'aggiunta di pompe interne Reactor Internal Pumps (**RIP**) al contenitore in pressione Reactor Pressure Vessel (**RPV**), dieci pompe in totale, si propone di migliorare le prestazioni e eliminare condotte complesse e di grande diametro sul fondo del **RPV**.

*Il reattore ABWR è completamente automatizzato e non richiede l'intervento degli operatori in caso di perdita di liquido refrigerante prima di 72 ore*

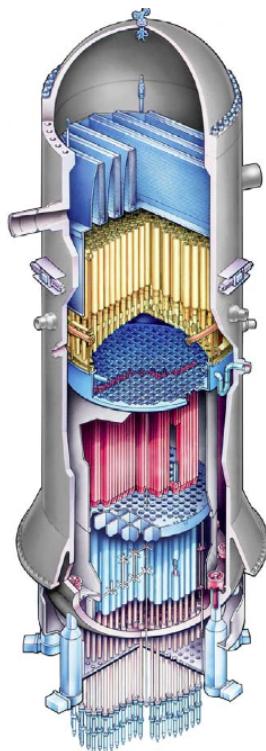


Figura 14: Schema del recipiente del ABWR

- Le capacità di aggiustamento delle barre di controllo sono affiancate dall'aggiunta di un controllo idraulico Fine Motion Control Rod Drive (**FMCRD**), che permette aggiustamenti fini della posizione delle barre di controllo, conservando la possibilità di uno shutdown rapido in 2,8os.
- un sistema di protezione del reattore interamente digitale, con circuiti ridondanti digitali e manuali.
- Il reattore può rimanere in esercizio sotto il pilotaggio dei controlli automatici, ma anche partire e fermarsi sotto il controllo dei circuiti automatici.
- Un sistema automatizzato di pulizia dell'acqua è stato migliorato per assicurare l'eliminazione di assorbitori di neutroni solubili.
- Il sistema di raffreddamento di emergenza Emergency Core Cooling System (**ECCS**) è stato migliorato per assicurare un migliore livello di difesa in profondità.
  - Il sistema è stato diviso in tre aree, ognuna capace da sola di reagire al più grave incidente pianificato e risolverlo prima che si verifichi un'esposizione del nocciolo, anche nel caso di perdita di alimentazione elettrica e della fornitura d'acqua.

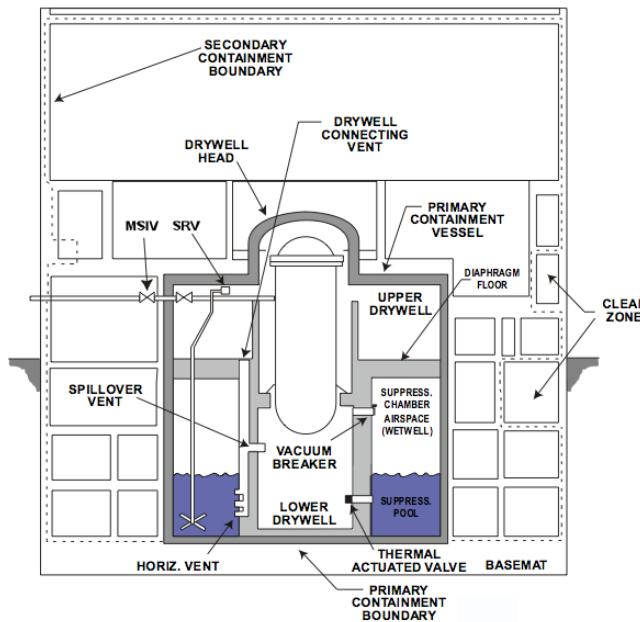


Figura 15: L'edificio principale del reattore ABWR

- Diciotto valvole Safety Overpressure Relief Valves ([SORV](#)) per la depressurizzazione di emergenza si occupano di mitigare rapidamente condizioni di eccesso di pressione e, se necessario, di depressurizzare rapidamente il reattore a un libello in cui si può impiegare il sistema di allagamento di emergenza del reattore.
- Il contenimento è stato significativamente migliorato rispetto ai vecchi modelli di [BWR](#). La capacità di shutdown controllato durante un terremoto è garantita fino a accelerazioni pari a 0,2 G e la capacità di resistenza a tornado è dimensionata per venti fino a 320 mph.
- La durata in esercizio del reattore è stimata in 60 anni, ma i progettisti si attendono che possa essere estesa oltre questo limite, fino a quando il recipiente in pressione, costoso da sostituire, non mostri segni di usura.

*La capacità di shutdown controllato durante un terremoto è garantita fino a accelerazioni pari a 0,2 G*

Secondo il database della World Nuclear Association ([WNA](#)) [70] i reattori [ABWR](#) in esercizio sono cinque: le unità 6 e 8 del sito di Kashiwazaki-Kariwa, aperte nel 1996 e 1997, l'unità 5 di Hamaoka, aperta nel 2004, dopo avere iniziato la costruzione nel 2000. L'unità Shika 2, aperta il 15 marzo del 2006, e l'unità 1 di Higashidori-Mura, aperta nel 2005.

Quattro unità sono in costruzione: due in Giappone, a Ohma e Shimane, e due a Taiwan, nel sito di Lungmen.

Le unità pianificate sono otto, tutte in Giappone, nei siti di Fukushima-Daiichi, Fukushima, Daini, Hamaoka, Higashi-Dori e Kaminoseki.

### 3.1.2.4 ESBWR

Il reattore [ESBWR](#) della General Electric [42] [77] è un reattore da 1.550 MWe di potenza netta ad acqua leggera bollente e rappresenta l'ultima evoluzione del SBWR, sviluppato agli inizi degli anni '90 dopo la realizzazione e l'esercizio di una lunga serie di impianti [BWR](#) della stessa General Electric[71].

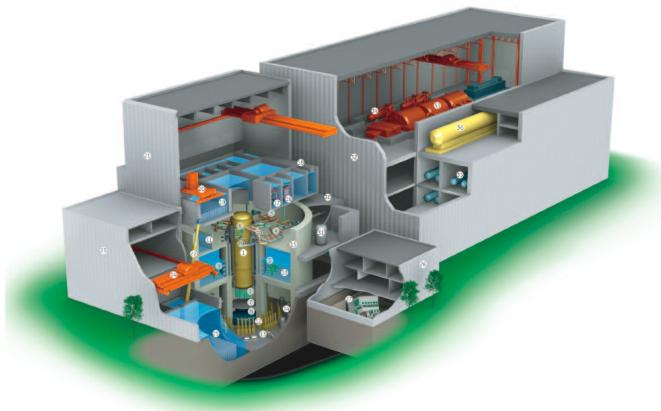


Figura 16: Schema di una centrale [ESBWR](#)

*Il reattore presenta notevoli semplificazioni rispetto alle generazioni precedenti, permettendo tempi di costruzione più rapidi e a costi minori, una vita utile di esercizio attesa di 60 anni e un fattore di carico stimato superiore al 92%*

Il reattore presenta notevoli semplificazioni rispetto alle generazioni precedenti, permettendo tempi di costruzione più rapidi e a costi minori, una vita utile di esercizio attesa di 60 anni e un fattore di carico stimato superiore al 92%. Otto unità sono in fase di approvazione del COL (Combined Construction and Operating Licence) negli USA [73].

L'impianto, attualmente in fase di certificazione dal parte della [NRC](#) statunitense con emissione del Safety Evaluation Report, dovrebbe essere pronto per l'immissione sul mercato già a partire dal 2015. Le principali caratteristiche evidenziate dalla General Electric per questa tipologia di reattore sono l'economicità e la sicurezza, ottenute attraverso [15]:

- la semplificazione progettuale con riduzione dei componenti attivi (circa il 25% in meno del numero di pompe, valvole e motori rispetto ai progetti precedenti); moduli standardizzati e tempi ridotti di costruzione grazie all'impiego di pre-licensed design;
- impiego di sistemi di sicurezza passiva con conseguente riduzione di quelli di tipo attivo e mantenimento dell'integrità del combustibile anche in condizioni critiche;



Figura 17: Il recipiente del reattore ESBWR

- in caso di eventi incidentali (Design Basic Accident) non è richiesta l'attuazione di sistemi di sicurezza da parte dell'operatore per 72 ore.

La frequenza dichiarata di danneggiamento del nucleo è  $1 * 10^{-8}$ , per reattore per anno.

#### 3.1.2.5 APWR

Il reattore APWR progettato dalla Mitsubishi, presenta caratteristiche simili agli altri PWR dell'attuale generazione e ha una potenza netta di 1.500 MWe. Un'ulteriore elaborazione del progetto, sulla base della tecnologia dei primi due APWR che saranno realizzati in Giappone per le unità 3 e 4 del sito di Tsuruga, è in corso per il mercato statunitense, con un aumento di potenza fino a circa 1.600 MWe[51].

Nella versione sviluppata per il mercato statunitense, il contenimento è assicurato da una struttura cilindrica di cemento armato con un rivestimento interno di acciaio, il liner, che include il reattore e il sistema di raffreddamento. Tale contenimento è in grado di garantire il non rilascio di radioattività nell'ambiente anche nel caso del maggiore evento incidentale possibile sul sistema di raffreddamento.

Le barre porta combustibile, cave, del US-APWR nella versione americana, contengono biossido di uranio a basso arricchimento,

*Il reattore APWR progettato dalla Mitsubishi è un'evoluzione dei reattori ad acqua pressurizzata della ditta giapponese*

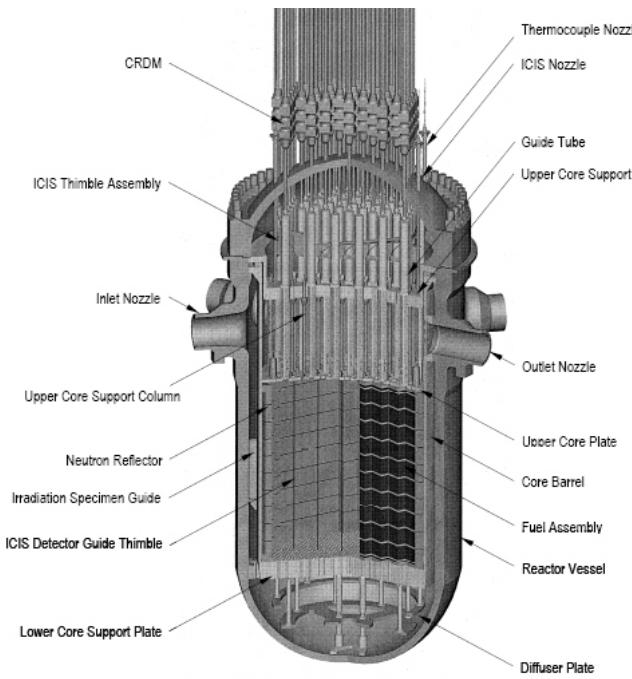


Figure 4.1-1 Reactor General Assembly

Figura 18: Il recipiente del reattore APWR

che è formato in pellet, che sono infilati nella barra porta combustibile. La barra è in una lega di zirconio. Dopo che le barre sono state caricate con i pellet di biossido di uranio, sono riempite con olio e saldate a entrambe le estremità[51].

Ci vogliono 264 barre per formare un reticolo quadrato di 17 x 17. Le barre sono tenute in posizione da un insieme di spaziatori distribuiti uniformemente per tutta la lunghezza del fascio di barre. Gli spaziatori nel mezzo dl fascio sono fatti di Zircaloy-4, mentre quelli in testa e ai piedi del fascio sono di Inconel 718.

Il progetto del reattore US-APWR è simile ai progetti precedenti, ma con numerosi miglioramenti [81] che riguardano il flusso di acqua nel recipiente principale. Il brevetto americano numero 7,245,689, rilasciato il 17 luglio 2007, descrive uno stabilizzatore di flusso situato all'interno del recipiente del reattore, che riduce la turbolenza causata da un grande volume di acqua che fluisce nel recipiente durante le normali attività[51].

Il reattore può anche funzionare con combustibile MOX [79].

### 3.1.2.6 APR1400

L'APR1400 è un'evoluzione del progetto System 80+, un PWR, che a sua volta deriva dal System 80 di cui esistono otto esemplari in funzione in Corea. Entrambi i modelli sono stati certificati dalla americana NRC.

*L'APR1400 è un progetto coreano di elevata potenza: 4 TW termici)*

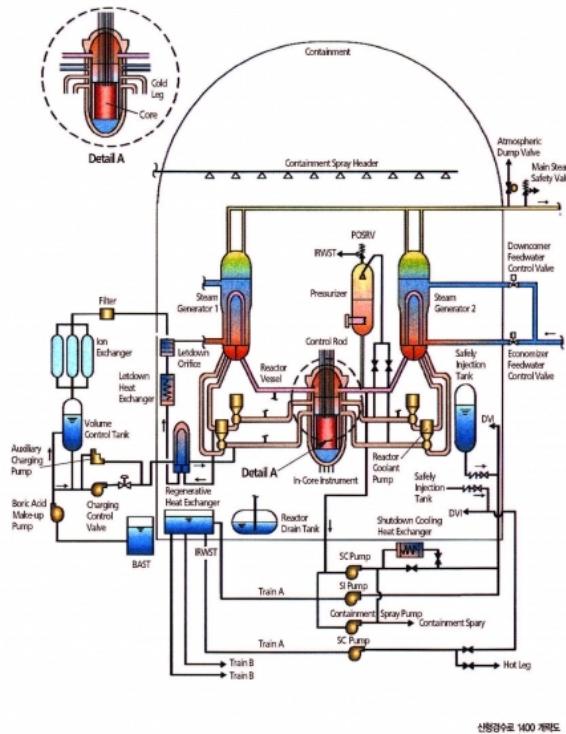


Figura 19: Lo schema di funzionamento dell'APR1400

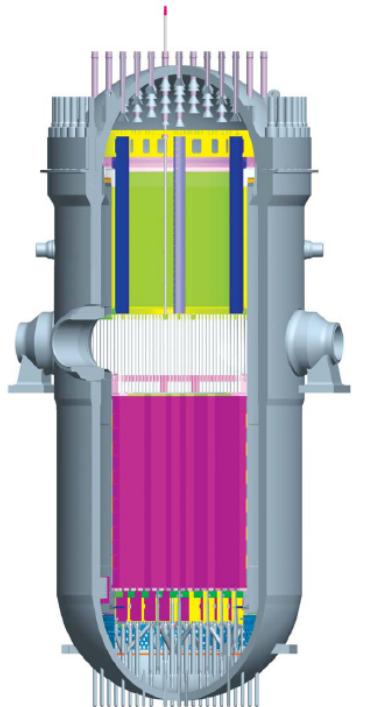
La potenza termica è di 4 TWt la temperatura di funzionamento è di 323 °C, misurati all'uscita del circuito e il margine termico è del 10%.

Il recipiente in pressione cilindrico è forgiato e foderato in acciaio inossidabile. La vita del reattore è prevista in 60 anni e il periodo di costruzione è di 48 mesi. La durata del combustibile è pianificata in 18 mesi e la dose di radiazioni per addetto è valutata in 100 rem per anno. La capacità di resistenza ai terremoti è dichiarata fino a 0,3 G e l'unità è dotata di quattro sistemi di raffreddamento di emergenza.

Il disegno del recipiente del reattore APR1400 è mostrato sul sito della Korea Hydro & Nuclear Power ([KHN](#)). Il recipiente contiene il combustibile nucleare che alimenta il processo di fissione. Per rimuovere il calore prodotto nel recipiente, si pompa acqua nel recipiente attraverso quattro valvole e la si preleva da due uscite. Le uscite dell'acqua sono poste verticalmente più in alto rispetto agli ingressi, in modo da promuovere la circolazione naturale in caso di mancanza delle pompe[46].

Il combustibile per l'APR1400 è stato progettato dalla Korea Nuclear Fuel. L'APR1400 usa biossido di uranio arricchito con uranio 235. Per realizzare il combustibile, il biossido di uranio è polverizzato, quindi pressato in pellet di dieci millimetri di lun-

*La capacità di resistenza ai terremoti è dichiarata fino a 0,3 G e l'unità è dotata di quattro sistemi di raffreddamento di emergenza*



The Reactor Vessel is designed to withstand high pressure and temperature and contains nuclear internals and fuel. The Closure Head is removable to reload the fuel, while the Reactor Vessel is fabricated from ring-forged shells. To enhance safety, APR1400 adopts 4 DVI Nozzles, which inject the coolant water of SIT(Safety Injection Tank) into the core directly.

#### Features

- 241 Fuel Assemblies
- 101 CEDM Nozzels
- 93 CEDM
- 2 Heated Junction Thermo Couples (HJTC)
- 61 Fixed ICI Nozzles
- 6 Surveillance Capsule Holders

Figura 20: Il recipiente del reattore APR-1400

ghezza e otto millimetri di larghezza, per un peso di 5.2 grammi. Circa 365 pellet sono impilati in una barra vuota costruita con una lega di zirconio e niobio.

Una molla a un'estremità del tubo mantiene i pellet strettamente impacchettati e li mantiene a posto. Il tubo, infine è messo a pressione con gas di elio e entrambe le estremità della barra sono saldate. L'elio migliora il trasferimento di calore dai pellet di combustibile alla barra che li contiene. L'elio è inerte e quindi non reagisce con i pellet durante l'operazione del reattore.

Le barre di combustibile sono poi montate in uno schema noto come fascio PLUS7. Per produrre un fascio PLUS7 si montano centinaia di barre di combustibile su una griglia spaziatrice. Le griglie sono parzialmente fatte di inconel e includono lamelle di mescolamento che, diversamente da quanto accade nei reattori convenzionali, creano un flusso turbolento di acqua sulle barre di combustibile. Il flusso turbolento è necessario nell'APR1400 per impedire all'acqua di bollire nel recipiente del reattore.

Diversamente dal progetto ABWR, presentato dal consorzio americano e giapponese, il bollire dell'acqua nell'APR1400 crea problemi di sicurezza. Senza un flusso turbolento, l'acqua formerebbe un flusso uniforme sull'esterno delle barre di combustibile, assorbendo quantità eccessive di calore. Se l'acqua bollisse, si formerebbero bollicine sulla superficie della barra di combustibile, formando uno strato di aria che impedirebbe la rimozione del

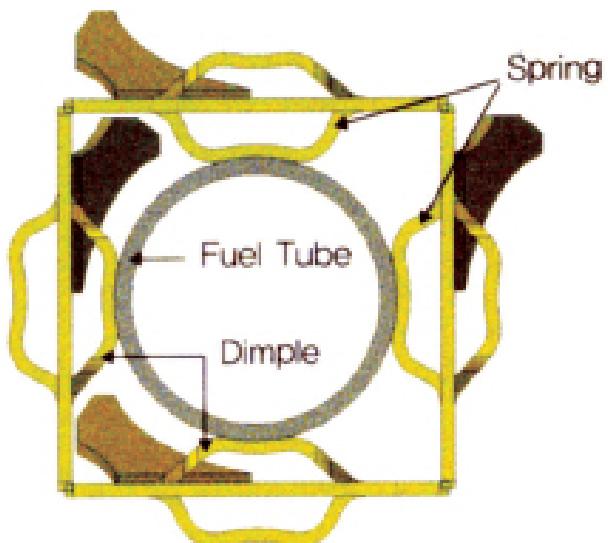


Figura 21: Gli spaziatori del progetto APR1400 sono fatti in modo da creare un flusso turbolento

calore. Col salire ella temperatura nella barra di combustibile, il metallo comincerebbe a fondere, causando la perdita di uranio e di prodotti di fissione nell'acqua di raffreddamento.

Per evitare questa possibilità, gli spaziatori sono formati con alette che creano un flusso turbolento di acqua nel recipiente, che riduce i tempi in cui una particella d'acqua resta in contatto con le barre, in modo da prevenire la bollitura e la formazione di uno strato di vapore.

Le griglie spaziatrici sono quadrate e ospitano 16x16 barre di combustibile. Le barre sono posizionate nei fori della griglia e sono tenute in posizione da una combinazione di molle e tacche. Questa combinazione, secondo gli autori, riduce la formazione di graffi e l'usura delle barre.

Le griglie spaziatrici vicino alla testa e al piede di ogni fascio PLUS7 contengono dei filtri che impediscono ai particolati di entrare o uscire dal recipiente del reattore.

Per dare un'idea della potenza di un reattore APR1400, un pellet di uranio produce circa 1600 KWh di elettricità, che è pari al consumo medio di una casa in un periodo di otto mesi. Ogni barra di combustibile contiene 365 pellet e un fascio è costituito di 236 barre. Ogni fascio contiene quindi circa 86.140 pellet di biossido di uranio. Dato che il recipiente di un APR1400 contiene 241 fasci di barre, un reattore di questo tipo può generare elettricità per circa 13.3 milioni di case all'anno.

*Un pellet di uranio produce circa 1600 KWh di elettricità, cioè il consumo medio di una casa in un periodo di otto mesi*

*ATMEA1 è un reattore PWR frutto di un progetto congiunto di Mitsubishi e Areva*

### 3.1.2.7 ATMEA1

ATMEA1[5] è un reattore di GEN III+ di tipo PWR di medie dimensioni. La potenza dichiarata è, infatti, di 1100 MWe, corrispondenti a 3150 MWt. Il reattore, sviluppato da Mitsubishi Heavy Industries in collaborazione con la francese Areva, viene posizionato come un EPR più piccolo, con caratteristiche similari.

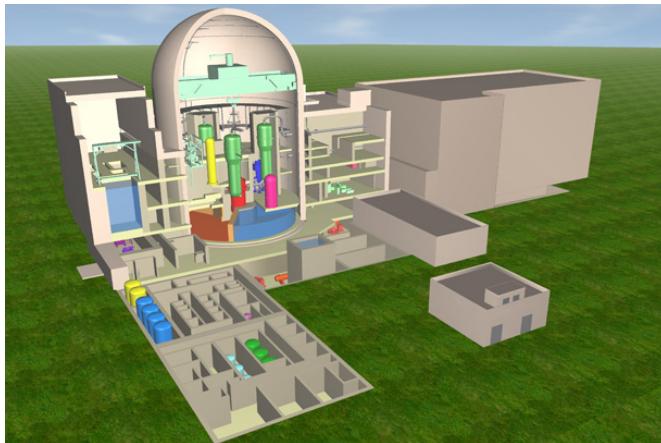


Figura 22: Vista dell'edificio principale del reattore Atmea

Le doti salienti di sicurezza del reattore sono la possibilità di resistere alla caduta di un aereo commerciale di grandi dimensioni, la resistenza a terremoti fino a 0,3 G, la tripla ridondanza dei circuiti di sicurezza e un recipiente per confinare il nocciolo in caso di fusione.

Fra le doti salienti che riguardano le prestazioni, Areva segnala l'impiego di generatori a vapore con un economizzatore assiale, che offrono una pressione maggiore e migliorano l'efficienza termica del reattore, e l'uso di riflettori di neutroni intorno al nocciolo per limitare il consumo di combustibile riducendo la fuga di neutroni.

La durata del reattore è dichiarata in 60 anni.

Il reattore richiede uranio arricchito al 5%, ma può impiegare anche diversi altri combustibili, come MOX in proporzioni variabili, fino al 100%. Il ciclo di funzionamento può essere di dodici o ventiquattro mesi, mentre il periodo di fermo per sostituzione del combustibile è meno di due settimane.

### 3.1.2.8 Kerena

*Il reattore Kerena è una proposta BWR di Areva, che impiega misure di sicurezza passiva e può resistere alla caduta di un aereo*

Il reattore nucleare di terza generazione Kerena, è una filiera di tipo BWR, da 1,250 MWe, in fase di progettazione. Al momento il nome provvisorio è SWR-1000. È uno dei tre reattori nucleari di terza generazione che fanno capo alla multinazionale Areva, insieme al reattore ATMEA, anch'esso in fase di progetto e al

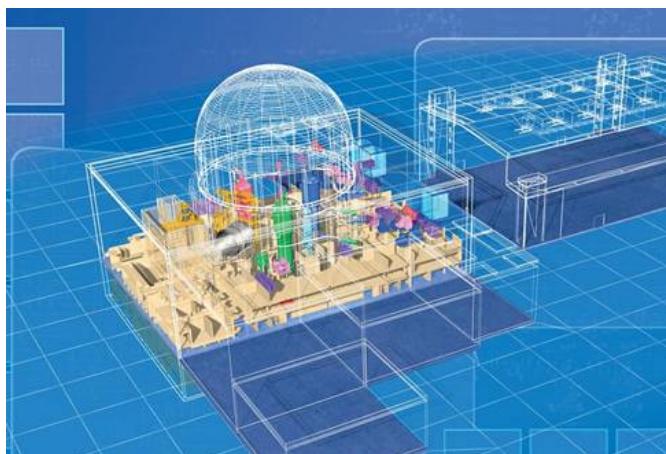


Figura 23: Dettaglio dell'edificio principale del reattore Atmea

Reattore nucleare europeo ad acqua pressurizzata, in fase di avanzata costruzione in Finlandia (Olkiluoto Power Plant a Eurajoki) e in Francia (Flamanville).

Il progetto proviene dallo sviluppo del reattore del Gundremmingen Nuclear Power Plant, con notevole apporto di know-how tedesco e con utilizzo dell'esperienza operativa maturata con i reattori **BWR** di seconda generazione, al fine di semplificare l'ingegnerizzazione dei sistemi.

Il reattore, secondo la Areva, offrirà una miglior sicurezza, con l'implementazione di sistemi di sicurezza intrinseca, con lo sfruttamento di fenomeni fisici passivi come la convezione, la gravità e la resistenza alla alte temperature. Il progetto prevede una operatività semplificata e la produzione di volumi più ridotti di scorie nucleari.

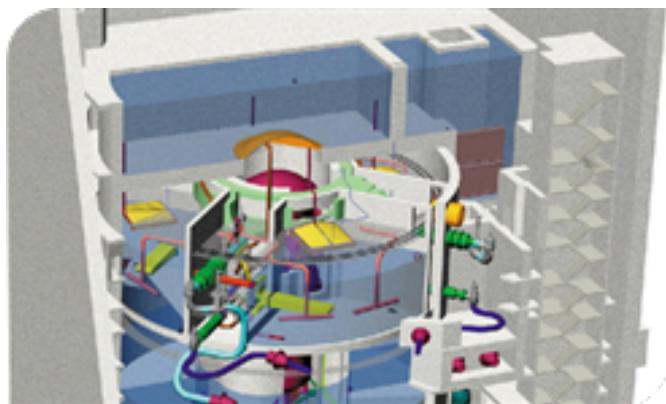


Figura 24: Schema dell'edificio principale del reattore KERENA

Viene utilizzato del combustibile fissile ad alto burnup, che permette un intervallo di funzionamento di due anni tra due rifornimenti di combustibile.

A progetto ultimato è prevista una vita operativa di circa 60 anni. Il design semplificato e standardizzato promette una riduzione dei costi in conto capitale e l'accerchiamento dei tempi di costruzione, dichiarati inferiori ai 48 mesi.

Fra le caratteristiche salienti di sicurezza, si nota la capacità di resistere alla caduta di un aereo e un sistema di sicurezza che combina sicurezza attiva e passiva.

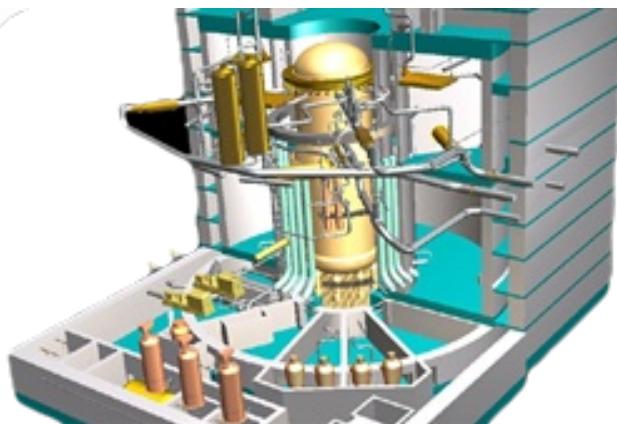


Figura 25: Il recipiente principale del reattore KERENA

Il reattore ha capacità di load following, potendo incrementare la sua potenza del 5% al minuto, fra il 40% e il 100% della potenza nominale. Occasionalmente, l'aumento di potenza può raggiungere il 30% al minuto, fra il 70% e il 100% della potenza massima. Altre caratteristiche salienti, secondo il produttore sono una resa maggiore del combustibile e una riduzione del 15% dei rifiuti a radioattività prolungata.

Il combustibile per il reattore KERENA può essere uranio arricchito al 5%, uranio riprocessato fino a 5% e [MOX](#)

### 3.1.2.9 IRIS

L'IRIS (International Reactor Innovative and Secure) è un reattore di quarta generazione a configurazione integrale, particolarmente semplificata e compatta (generatori di vapore, pompe, pressurizzatore e barre di controllo, tutti collocati all'interno del vessel reattore).

Il progetto è stato creato dalla collaborazione fra sette società internazionali, fra cui Westinghouse e Ansaldo Energia, cinque laboratori, fra cui ENEA, e nove università fra cui il Politecnico di Milano e di Torino e le Università di Roma e di Pisa.

La taglia di riferimento di 335 MWe è stata scelta nella prospettiva di localizzazione sia di moduli singoli (specialmente nei paesi in via di sviluppo, con reti elettriche di piccole dimensioni e allo scopo di produzione combinata di elettricità, calore e/o ac-

qua potabile), nonché di centrali pluri-modulo gestite attraverso un'unica sala controllo.

Questo tipo di layout permette di incrementare drasticamente la sicurezza poiché, in tal modo, a progetto, vengono eliminate le grandi tubazioni primarie fuori vessel, la fonte principale di rischio per gli incidenti di perdita di refrigerante ([LOCA](#)) più grandi. In IRIS l'88% degli incidenti di classe superiore (classe IV) è eliminato all'origine, o comunque mitigato.

*Il progetto del reattore IRIS elimina le grandi tubazioni primarie fuori vessel, la fonte principale di rischio per gli incidenti di perdita di refrigerante ([LOCA](#)) più grandi*

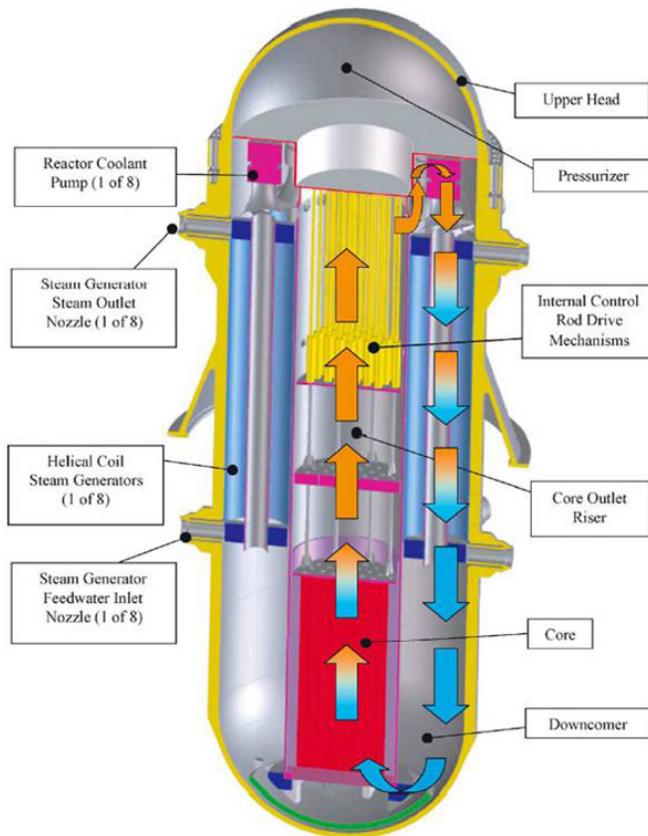


Figura 26: Il contenitore del reattore IRIS

Grazie alla semplificazione impiantistica, che comporta un minor numero di pompe, valvole, tubazioni, e altri componenti, il reattore IRIS richiede l'arresto per manutenzione soltanto ogni 4 anni, con possibilità di arrivare anche a 8 anni. Altre manutenzioni minori possono essere effettuate anche in corso di esercizio, in virtù dell'uso di componenti ridondanti, modulari e facilmente sostituibili. La mancanza di uso del boro nel sistema primario, ad esempio, permetterà di evitare il rischio di frattura da corrosione sotto sforzo.

Le semplificazioni impiantistiche portano ad un costo capitale particolarmente attraente, dovuto anche alla possibilità di scendere nel tempo l'inizio costruzione dei vari moduli, ad esempio con ritardo di 3 anni l'uno rispetto all'altro. Il costo del singolo

*Il progetto IRIS è il frutto del lavoro di diverse aziende e università italiane*

modulo n-th of kind è atteso essere dell'ordine di 300 milioni di US\$ (circa 1.000 US\$/kWe), dopo la realizzazione del FOAK (First Of A Kind) per il quale sono stimati 600 milioni di US\$ per lo sviluppo del progetto-licenza e 500 milioni di US\$ per la costruzione. Questo, insieme all'elevato fattore di carico-affidabilità e allo sfruttamento ottimale del combustibile, dovrebbe tradursi in un costo unitario molto competitivo dell'energia elettrica prodotta, circa 35,00 US\$/MWh, per una centrale due-moduli, con associato un IRR (Internal Rate of Return) dell'ordine del 15%.

Il reattore [IRIS](#) si distingue da altri [PWR](#) per un pressurizer contenuto nel coperchio del recipiente in pressione. Il pressurizer è più grande del solito rendendo più facile mantenere la pressione costante in situazioni di emergenza.

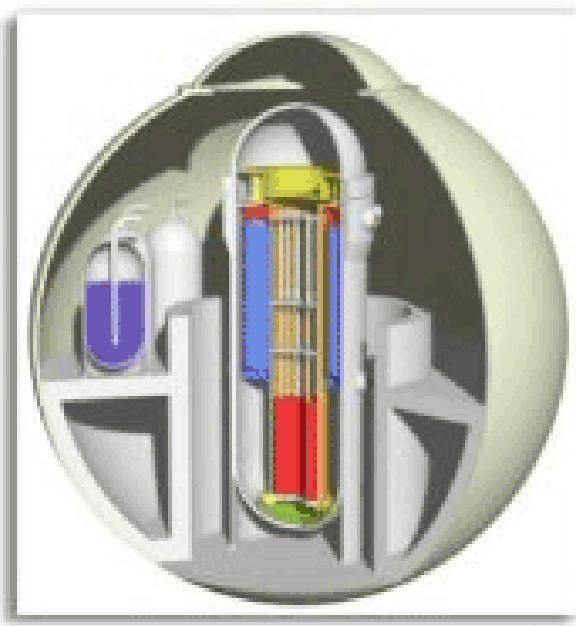


Figura 27: Il recipiente di contenimento del progetto [IRIS](#)

L'acqua del circuito secondario entra alla base del generatore di vapore e sale per condotti elicoidali alla testa del reattore. I generatori di vapore sono senza ricircolo e la pressione è maggiore sui tubi secondari (l'acqua non bolle nei tubi). L'acqua del circuito secondario bolle alla fine del tubo del generatore e esce dalle condutture che trasportano il vapore. Ci sono otto generatori di vapore e otto condutture di vapore e condutture di ingresso dell'acqua.

Le pompe di raffreddamento del reattore Reactor Coolant Pumps ([RCP](#)) sono contenute nel recipiente in pressione in numero di otto, invece di due o quattro, come d'abitudine. Quando una pompa si guasta può esser messa offline fino alla fine del ciclo del combustibile.

Il reattore impiega uranio arricchito al 4,95%, come negli altri impianti. Si è scartata l'idea di usare uranio maggiormente arricchito per aver cicli del combustibile più lunghi. La durata di un ciclo del combustibile è da tre anni a tre anni e mezzo, grazie al fatto che il core, con 235 barre di combustibile, è piuttosto surdimensionato rispetto alla potenza.

La reattività è controllata attraverso barre di controllo e veleni combustibili. Questo elimina la necessità di boro nell'acqua del circuito primario, un vantaggio per la chimica dell'impianto.

### 3.1.2.10 VVER

La serie di reattori [VVER](#) è una linea russa di reattori ad acqua leggera pressurizzata ([PWR](#)). La sigla in Russo vuol dire reattore raffreddato e moderato ad acqua. I primi modelli della serie sono stati costruiti prima del 1970. Ci sono diverse evoluzioni nei reattori con la stessa sigla, come mostrato nella tabella pubblicata dalla [WNA](#) [68].

Generic reactor type	Reactor plant model	Whole power plant
VVER-300	V-478	(under development, based on VVER-640), Gen III+
VVER-440	V-230	
	V-213	
VVER-640	V-407	(under development), Gen III+
VVER-600	V-498	(under development, based on V-491), Gen III+
VVER-1000	V-320	most Russian & Ukraine plants
	V-338	Kalinin 1-3, Temelin 1&2, S. Ukraine 2
	V-446	based on V-392, adapted to previous Siemens work, Bushehr
	V-413	AES-91
	V-428	AES-91 Tianwan, based on V-392, Gen III
	V-412	AES-92 Kudankulam, based on V-392, Gen III
	V-392	AES-92 - meets EUR standards[59], Gen III, Belene contract?, Armenia
	V-466	AES-91/99 Olkiluoto bid, Belene proposal, Gen III+
VVER-1200	V-392M	AES-2006 Novovoronezh, Gen III+
	V-491	AES-2006 Leningrad, Gen III+
VVER-1200A	V-501	AES-2006, Gen III+
VVER-1300	V-488	AES-2006M, Gen III+
VVER-1500	V-448	(under development), Gen III+

Fra questi modelli, i più rilevanti sono quelli di [GEN III+](#), il [VVER-1000](#) e il [VVER-1200](#).

Il [VVER-1000](#) ha una potenza termica di 3200 MWt e una potenza elettrica di 1000 MWe. La temperatura dell'acqua di raffreddamento è 290 °C all'ingresso e 320 °C all'uscita del reattore. Per evitare che l'acqua bolla, il recipiente è pressurizzato a 15,7 kg/cm<sup>2</sup>.

Il reattore contiene 163 fasci di barre per un peso totale di 710 chili di uranio. L'uranio che alimenta il reattore deve essere

arricchito fra il 4,4% e il 4,8% e il burnup atteso varia fra 47 e 58 MWd/rgU. La lunghezza complessiva dei fasci di barre di combustibile è 4570 mm e la larghezza complessiva 234 mmm, per un peso di 710 kg [30].

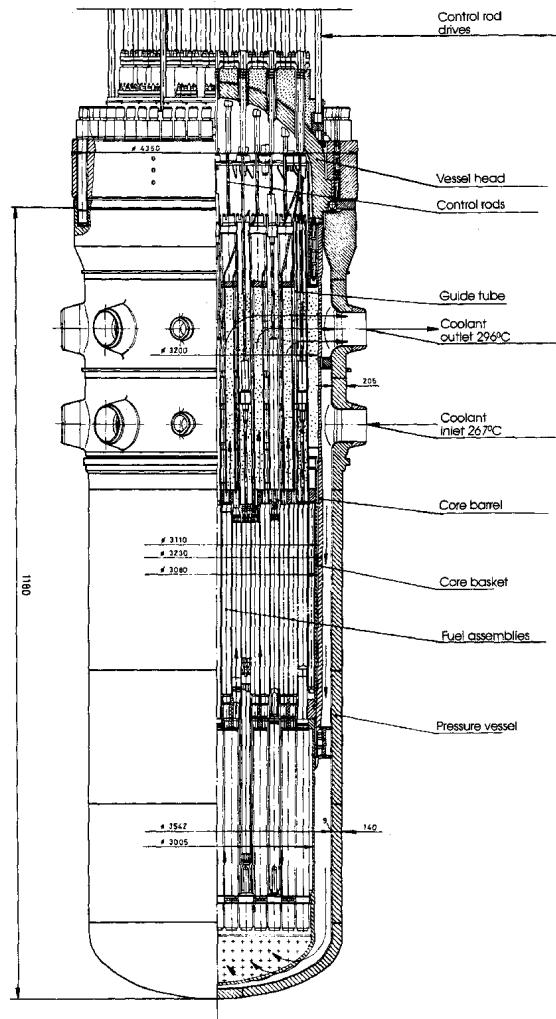


Figura 28: Il recipiente a pressione del reattore VVER

La durata operativa del VVER-1000 è di trent'anni [68] il modello di capacità superiore, il VVER-1200 ha una vita stimata di cinquant'anni.

Secondo il rapporto di International Nuclear Safety [34], i punti forti del reattore VVER-1000 sono la struttura di contenimento di grandi dimensioni, in cemento pressato foderata in acciaio, come negli impianti di produzione occidentale, l'uso di quattro circuiti separati di raffreddamento e generatori di vapore orizzontali e il ridisegno delle barre di combustibile che assicura un flusso migliore del fluido di raffreddamento. La dose di radiazioni

assorbita dal personale della centrale sarebbe minore di quella in impianti di produzione occidentale, grazie alla selezione dei materiali, a un sistema di purificazione del liquido di raffreddamento primario di grande capacità e al controllo della chimica dell'acqua.

I difetti del progetto sarebbero la strumentazione e i sistemi di controllo di qualità inferiore, il cablaggio di sistemi di emergenza e di controllo interconnesso in modo tale che una rottura di un sistema di controllo potrebbe impedire il funzionamento di un sistema di sicurezza.

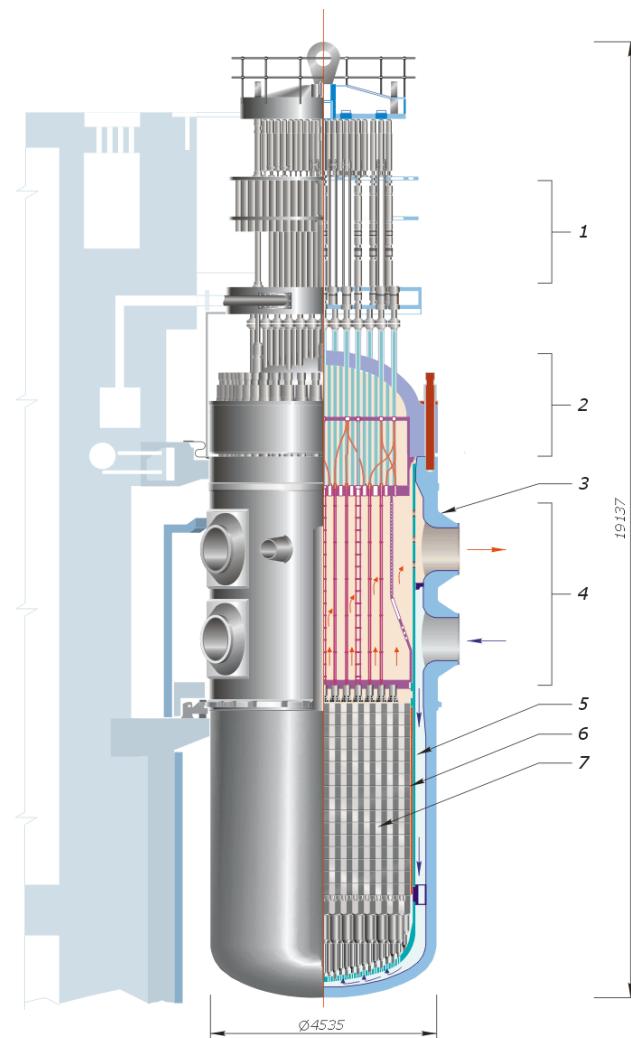


Figura 29: Schema del VVER-1000

### 3.1.2.11 RMWR

Il [RMWR](#) è un reattore di nuova generazione raffreddato ad acqua, che mira a garantire l'utilizzazione efficace delle risorse di uranio,

alto burn-up e lungo ciclo di operazioni, oltre al riciclaggio del plutonio[36].

Queste caratteristiche possono essere ottenute con un rapporto di conversione alto da  $^{238}\text{U}$  per  $^{239}\text{Pu}$  risultante dallo spettro di energia superiore dei neutroni rispetto ai tradizionali reattori ad acqua leggera.

Considerando l'estensivo uso di reattori Light Water Reactor (LWR), il Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) ha avviato una ricerca nel 1997 e iniziato una collaborazione nel disegno concettuale con la Japan Atomic Power Company (JAPCO) nel 1998. Nello studio del nocciolo del RMWR, si richiede un coefficiente di vuoto negativo dal punto di vista della sicurezza e occorre stabilire un hard neutron spectrum.

*Il RMWR oggi è un reattore ad acqua leggera in cui il combustibile è disposto in una griglia più stretta per ridurre l'effetto moderante dell'acqua*

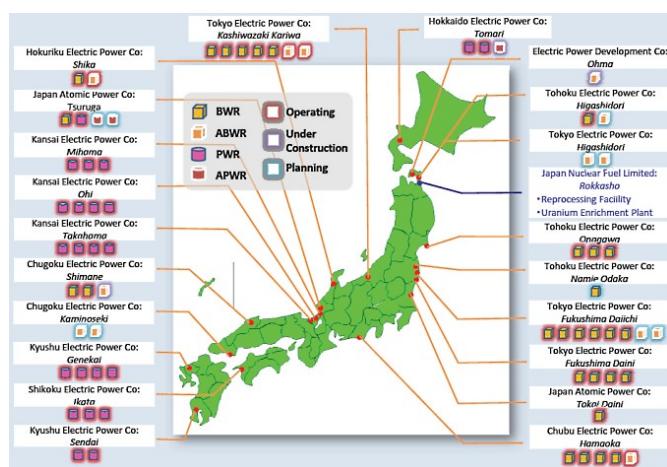


Figura 30: La mappa dei reattori in costruzione in Giappone

Per ottenere il compromesso fra queste due caratteristiche simultaneamente, si possono combinare diverse soluzioni di progetto, come un reticolato di barre di combustibile più stretto, un nocciolo piatto, l'effetto blanket, l'effetto streaming e altri. Per il momento si sono sviluppati cinque concetti per il reattore RMWR: un BWR ad alto rapporto di conversione e nocciolo molto piatto, un BWR con lungo ciclo operativo che utilizza canali vuoti, un BWR ad alto fattore di conversione e senza blanket, un PWR ad alto fattore di conversione raffreddato ad acqua pesante e un PWR per il riciclo multiplo di plutonio, che usa combustibile ricoperto[37].

*La ridotta moderazione significa che si producono maggiori quantità di plutonio fissile e il rapporto di breeding è intorno a 1 (invece che circa 0,6)*

Il RMWR oggi è un reattore ad acqua leggera in cui il combustibile è disposto in una griglia più stretta per ridurre l'effetto moderante dell'acqua. Considerando la variante BWR, solo i fasci di combustibile e le barre di controllo sono differenti. In particolare, le barre di combustibile sono molto più corte, in modo da poter essere raffreddate adeguatamente e, idealmente, di forma esagonale.

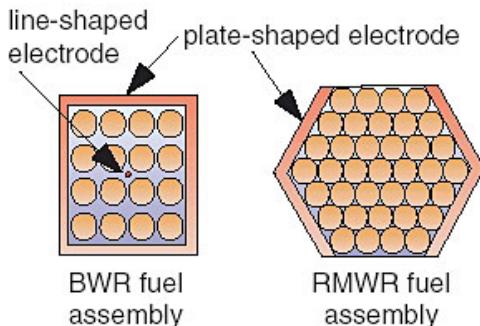


Figura 31: Una vista in sezione del fascio di barre di combustibile esagonali per il reattore RMWR

La ridotta moderazione significa che si producono maggiori quantità di plutonio fissile e il rapporto di breeding è intorno a 1 (invece che circa 0,6). Rispetto a un reattore tradizionale, maggiori quantità di  $^{238}\text{U}$  sono convertite in  $^{239}\text{Pu}$  e bruciate. Il burn-up si aggira su 45 GWd/t, con un lungo ciclo di combustibile. Il combustibile MOX di seme iniziale (e forse tutto il combustibile MOX) deve contenere circa il 10% di plutonio. La reattività al vuoto è negativa, come in un LWR convenzionale. Un progetto Resource Renewable Boiling Water Reactor (RBWR) di Hitachi, basato sul reattore ABWR-II, ha la parte centrale di ogni fascio di barre di combustibile, circa l'80%, fatto di barre di MOX con una periferia di ossido di uranio. Nella parte MOX, gli attinidi minori sono bruciati insieme al plutonio riciclato [28].

La motivazione primaria del progetto del RMWR è estendere le risorse mondiali di uranio e offrire un ponte per l'uso generalizzato di reattori a neutroni veloci. Il plutonio riciclato dovrebbe essere usato preferibilmente in RMWR piuttosto che in MOX in reattori LWR convenzionali e il riciclo multiplo del plutonio sarebbe possibile, nelle intenzioni dei progettisti.

La Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) ha iniziato la ricerca sul RMWR nel 1997 e quindi ha collaborato nel disegno concettuale con la Japan Atomic Power Company (JAPCO) nel 1998. Anche Hitachi è stata coinvolta nel progetto.

Una nuova tecnologia di riprocessamento è parte integrante del concetto del RMWR. Si tratta del processo di volatilità dei fluoridi, sviluppato nel 1980, accoppiato con l'estrazione del plutonio con solventi, che costituisce il processo Fluorex. In questo, il 90-92% dell'uranio nel combustibile residuo è volatilizzato come  $\text{UF}_6$ , quindi purificato per l'arricchimento o l'immagazzinamento. Il residuo è inserito in un circuito Purex, che separa i prodotti di fissione e gli attinidi minori come rifiuti di alto livello, lasciando il miscuglio di uranio e plutonio, circa in proporzione 4 : 1, da utilizzare per produrre combustibile MOX.

*Una nuova tecnologia di riprocessamento, il processo Fluorex, è parte integrante del concetto del RMWR*

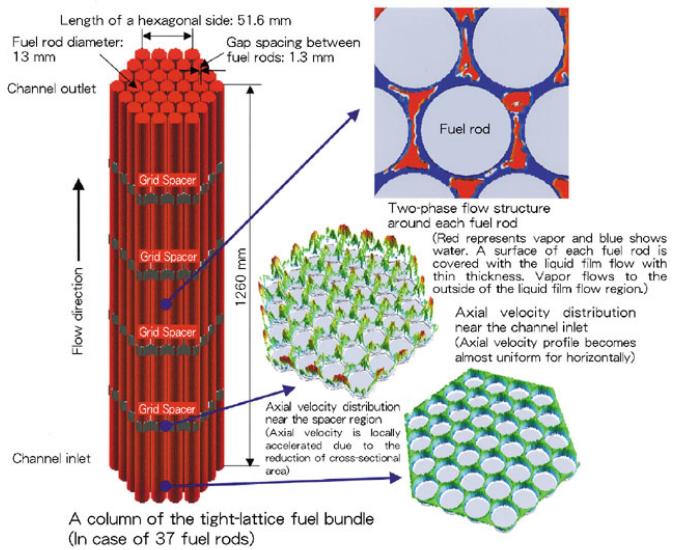


Figura 32: Una vista di insieme del fascio di barre di combustibile esagonali per il reattore RMWR

### 3.1.3 Reattori ad acqua pesante

#### 3.1.3.1 EC6

Il reattore EC6 è un evoluzione del progetto CANDU 6 [56]. Si basa sull'impianto CANDU 6 del sito cinese di Qinshan Phase III, con alcuni miglioramenti. La potenza del reattore è di 700 MWe e impiega acqua pesante come moderatore e fluido di raffreddamento. La sua caratteristica principale è la possibilità di usare uranio naturale a basso arricchimento, grazie all'uso di acqua pesante come moderatore. Questo permette anche di fabbricare il combustibile localmente e evitare il reprocessing.

L'acqua pesante di raffreddamento passa attraverso il nocciolo del reattore rimuovendo il calore in eccesso. L'acqua pesante di raffreddamento viene utilizzata per riscaldare l'acqua leggera del circuito secondario e produrre vapore, che viene utilizzato per pilotare la turbina e produrre elettricità. Ci sono due circuiti separati per l'acqua pesante di raffreddamento e l'acqua pesante di moderazione. L'acqua pesante di raffreddamento scambia calore con l'acqua leggera del circuito secondario di raffreddamento, che viene utilizzata per muovere le turbine.

I punti di forza del reattore sono due circuiti indipendenti per lo spegnimento, la possibilità di rifornimento durante l'operazione, un contenitore di acqua passivo nel recipiente di contenimento per il raffreddamento di emergenza.

Lo EC6 ha due circuiti di spegnimento di emergenza. Il primo consiste di un sistema barre di materiale assorbente per i neutroni, che possono cadere per gravità nel nucleo del reattore

*Il progetto EC6 è un reattore ad acqua pesante, una delle evoluzioni del progetto CANDU 6*

*Il reattore EC6 ha due circuiti di spegnimento di emergenza, uno di questi è passivo*

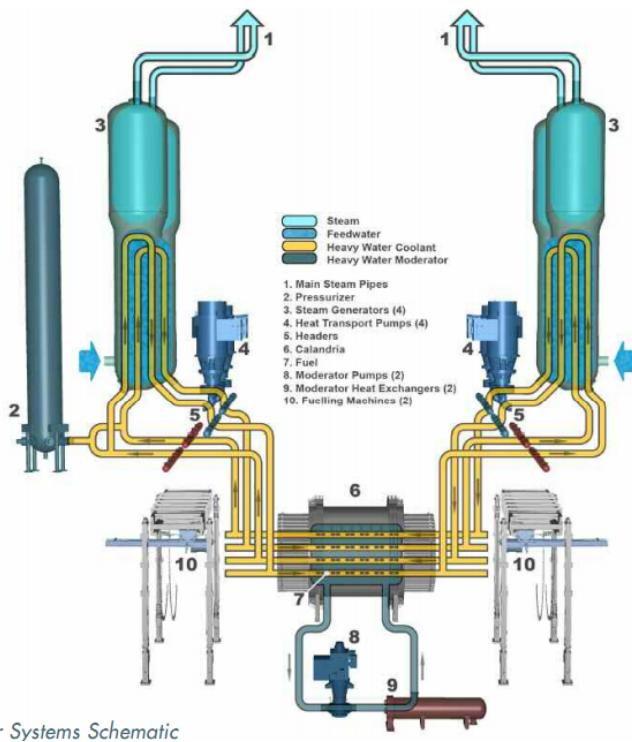


Figura 33: Il reattore EC6 ha circuiti separati per l'acqua pesante di moderazione e di raffreddamento

quando un segnale toglie energia alle frizioni che conservano le barre fuori dal nocciolo del reattore. Il progetto di queste barre è basato sul precedente CANDU 6. Il secondo sistema di spegnimento di emergenza inietta una soluzione concentrata di nitrato di gadolinio nel moderatore, in modo da rendere rapidamente subcritico il reattore e bloccare la reazione a catena di fissione. La soluzione di nitrato di gadolinio è dispersa uniformemente nel reattore grazie a gas in pressione, in modo da ottimizzare l'efficienza dello spegnimento [10].

Il combustibile per il reattore EC6 è contenuto in barre cilindriche in lega di zirconio, assemblate in fasci cilindrici di 37 barre, con una lunghezza di cinquanta centimetri e un peso di venti chili, che semplifica il trasporto e lo stoccaggio. I fasci di barre di combustibile sono assemblati in canali, dodici fasci per ciascun canale.

Oltre all'uranio naturale, un reattore EC6 può utilizzare combustibile MOX ad alto bruciamento, combustibile esausto prelevato da reattori PWR senza separazione del plutonio, un processo chiamato DUPIC (Direct Use of Spent PWR Fuel in CANDU), infine, EC6 può utilizzare torio o un ciclo misto fra un reattore fast breeder utilizzato come sorgente e reattori EC6 come consumatori.

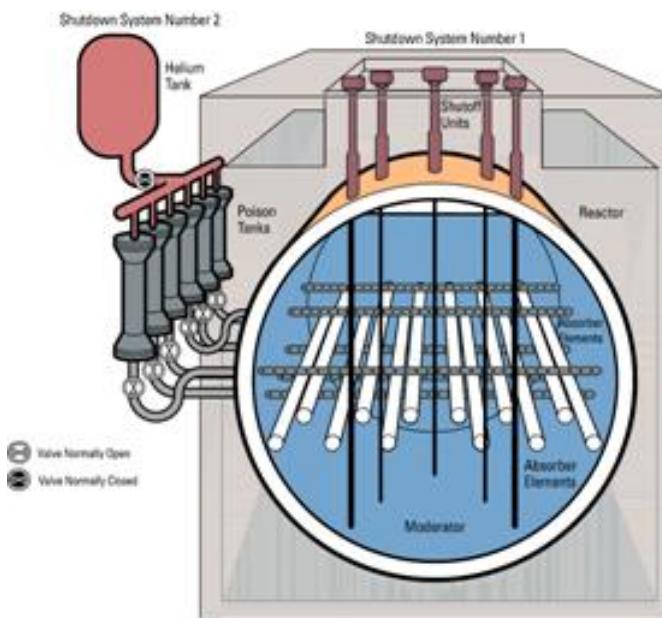


Figura 34: Il reattore EC6 ha due sistemi di spegnimento di emergenza

### 3.1.3.2 CANDU 9

Il reattore **CANDU** 9 è un modello Pressurized Heavy Water Reactor (**PHWR**) derivato dal progetto di quattro unità nel sito di Darlington nell'Ontario. Il reattore ha una potenza di 935 MWe.

Il reattore è ospitato in un edificio di contenimento in cemento prestressato, foderato in acciaio. L'edificio di contenimento ha lo scopo di isolare il reattore dall'ambiente. Il sistema di trasporto del calore è modellato su quello del sito Bruce B con alcuni miglioramenti. Uno di questi è l'interlacciamento dei canali di ingresso dell'acqua, in modo che i canali adiacenti hanno collegamenti alternati a entrate e uscite separate. Questa disposizione consente una migliore distribuzione del refrigeratore nel nucleo [39]. Un secondo miglioramento consiste nell'adozione di un pressurizzatore più grande, capace di adattarsi a variazioni nel volume del liquido refrigerante nel reattore dalla potenza massima fino allo shutdown a 100 °C [39].

Il sistema di raffreddamento di emergenza può fornire acqua al generatore di vapore per circa dieci ore. Questo sistema subentra in caso di mancanza dei generatori diesel di emergenza. Il sistema è progettato per resistere a un terremoto.

Un serbatoio di acqua toroidale, localizzato in alto all'interno dell'edificio principale, sopra i generatori di vapore, costituisce una riserva d'acqua di emergenza che può essere usata per il raffreddamento del reattore per tutti i sistemi a bassa pressione.

Il sistema di raffreddamento di emergenza del core è stato semplificato e migliorato con la sostituzione delle valvole di

*Il reattore CANDU 9 è un'evoluzione ad alta potenza della filiera CANDU*

*un serbatoio d'acqua per il raffreddamento d'emergenza è collocato sotto il tetto dell'edificio principale*

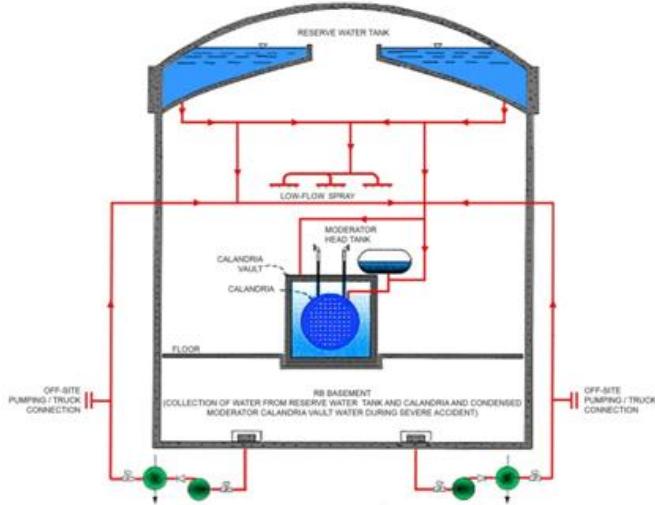


Figura 35: Una riserva d'acqua sopra il reattore è un'altra misura di sicurezza passiva dell'[EC6](#)

isolamento per l'acqua pesante con dischi di rottura che separano l'acqua leggera dall'acqua pesante e con l'eliminazione delle valvole di iniezione ad alta pressione [39]. Inoltre, il serbatoio d'acqua per il sistema di raffreddamento di emergenza è installato nel recipiente di contenimento principale e le linee di iniezione dell'acqua sono state accorate.

Il reattore contiene 480 canali per il combustibile e il progetto prevede l'espansione fino a 640 canali, secondo il progetto modulare dei core di tipo [CANDU](#). Un reattore espanso può arrivare a produrre 1200 o 1400 MWe, a seconda del combustibile usato.

Il progetto del [CANDU](#) 9 prevede anche la possibilità di usare uranio leggermente arricchito per aumentare la potenza del reattore.

Le caratteristiche salienti del progetto sono comuni ad altri reattori acCANDU, come la possibilità di rinnovare il combustibile durante il funzionamento del reattore, la flessibilità rispetto a diversi tipi di combustibile e un numero elevato di componenti indipendenti capaci di spegnere il reattore, il maggior numero fra i reattori in esercizio, secondo un rapporto presentato alla SMiRT-15 [35].

Una caratteristica non citata espressamente in altri progetti è un rialzo dei tubi del circuito di raffreddamento, che impedisce a una perdita in un tubo di svuotare il serbatoio dell'acqua.

### 3.1.3.3 ACR

Il reattore [ACR](#) è un evoluzione del disegno [CANDU](#) con l'obiettivo di coprire esigenze di potenza maggiore. La capacità del reattore è di 1200 MWe e il progetto ha completato la fase due dello



Figura 36: Diagramma dell'organizzazione del sito per un reattore [CANDU 9](#)

scrutinio da parte della Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC).

Il reattore [ACR](#)-1000 conserva diverse caratteristiche essenziali del progetto [CANDU](#), come un nocciolo modulare basato su canali orizzontali, l'acqua pesante a bassa temperatura usata come moderatore, una cupola piena d'acqua, due circuiti indipendenti di spegnimento, la possibilità di sostituzione del combustibile a reattore acceso e un edificio primario accessibile per la manutenzione [1].

Le innovazioni di questa serie sono[55]

- un core più compatto con maggiore stabilità e maggiore resa
- acqua leggera per il raffreddamento, riducendo così la richiesta di acqua pesante di due terzi
- fasci di barre di combustibile che usano uranio a basso arricchimento per avere un bruciamento alto e un coefficiente di vuoto negativo
- sicurezza passiva migliorata
- resistenza agli incidenti migliorata
- sistema diagnostico e di gestione migliorato

*Il reattore [ACR](#) è un  
evoluzione del  
disegno [CANDU](#) con  
l'obiettivo di coprire  
la fascia alta dei tagli  
di potenza. La  
capacità del reattore  
è di 1200 MWe*

### 3.1.3.4 AHWR

Il progetto [AHWR](#) è un progetto indiano di reattore [GEN III+](#) basato sull'impiego di Thorio come combustibile, un combustibile con indubbi vantaggi, dato che è tre volte più abbondante dell'uranio

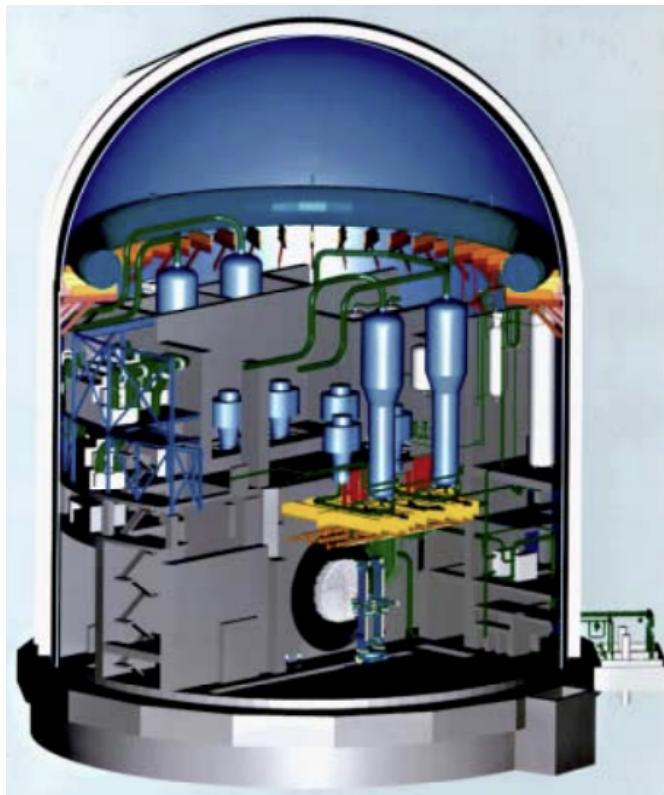


Figura 37: La riserva d'acqua toroidale posta sotto la cupola dell'edificio principale non richiede energia per essere pompata nel reattore in caso di emergenza

e che tutto il torio estratto può essere potenzialmente usato per creare combustibile nucleare, a differenza dell'uranio naturale, che è utilizzabile allo 0,7%. L'India ha inoltre riserve di Torio considerevoli, quindi investire su questo combustibile è strategico per l'indipendenza energetica del paese [2].

*Il progetto AHWR è un progetto indiano di reattore GEN III+ di piccola taglia, basato sull'impiego come combustibile di*

*Torio naturale*

La capacità termica del reattore è 920 MWt, che risultano in 304 MWe di energia elettrica. Il raffreddamento del reattore è ad acqua leggera bollente, mentre l'acqua pesante è impiegata come moderatore.

Le caratteristiche interessanti del progetto dal punto di vista della sicurezza, secondo lo Status report 67 dello Advanced Reactors Information System (ARIS)di IAEA [4], sono:

- coefficiente di vuoto leggermente negativo
- sistemi di sicurezza passiva
- sistema di raffreddamento basato su una riserva d'acqua di 8000 metri cubi localizzata in testa al reattore
- rimozione del calore dal nocciolo per circolazione naturale

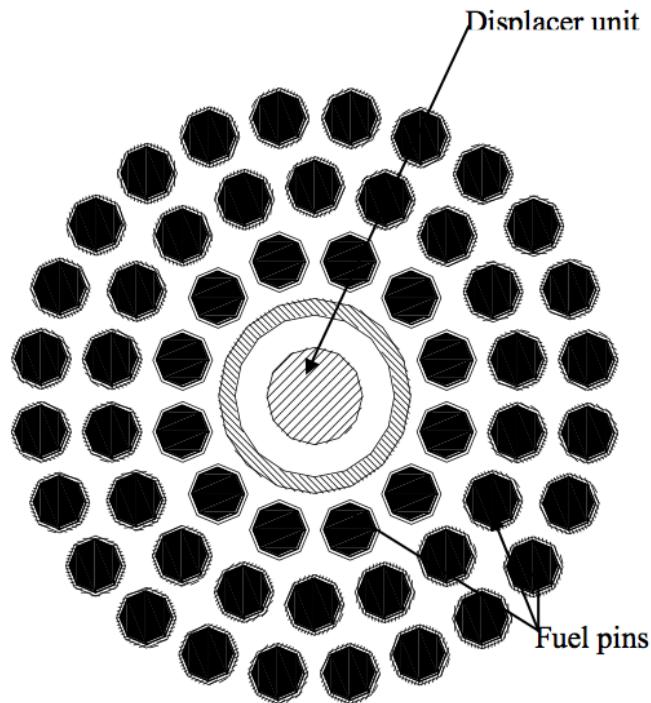


Figura 38: Un fascio di barre di combustibile per l'[AHWR](#). Le barre sono ottagonali.

- sistema di raffreddamento di emergenza con iniezione direttamente nel combustibile
- due sistemi indipendenti di spegnimento di emergenza
- sistema passivo di iniezione di veleni nel moderatore nel caso mancanza di entrambi i sistemi di spegnimento

Lo status report citato evidenzia queste caratteristiche del reattore [AHWR](#)

- eliminazione del circuito di raffreddamento a pressione e delle possibili perdite di acqua pesante
- recupero del calore generato nel moderatore per riscaldare l'acqua in ingresso
- eliminazione di diversi sottosistemi, come le pompe del circuito di raffreddamento primario, dei sistemi di controllo associati
- pressione del vapore più elevata rispetto ai reattori [PHWR](#)
- produzione di  $500 \text{ m}^3$  al giorno di acqua demineralizzata utilizzando il vapore della turbina
- durata del reattore progettata intorno al secolo

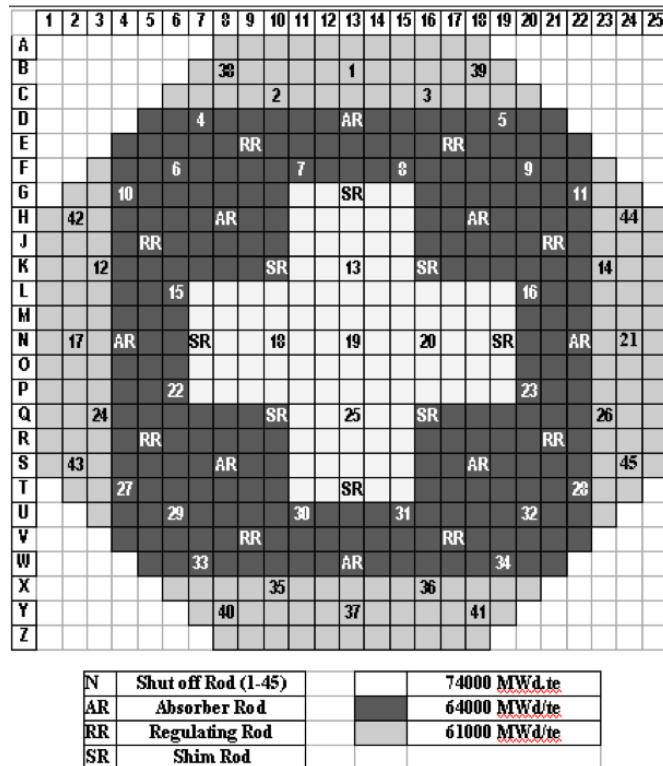


Figura 39: Allocazione dei fasci di barre di combustibile nel nucleo del reattore

Il nucleo del reattore consiste di 513 fasci di barre di combustibile, disposte in un reticolo con un passo di 225 mm, in cui le barre di combustibile occupano 444 posizioni. Sessantanove posizioni sono riservate per dispositivi di controllo della reattività e per il primo sistema di spegnimento, di cui 45 posizioni sono riservate per barre di spegnimento e 24 per barre di controllo [3].

# 4

## COMBUSTIBILI PER REATTORI DI TERZA GENERAZIONE

### 4.1 IL CICLO DELL'URANIO

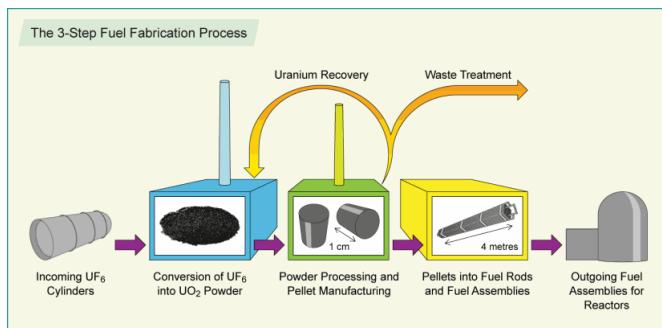


Figura 40: Le fasi principali del ciclo dell'uranio nei reattori nucleari

L'uranio naturale non può essere direttamente utilizzato come combustibile nella maggior parte dei reattori. Esiste quindi un ciclo di vita dell'uranio usato come combustibile, che parte dall'estrazione, prosegue con il raffinamento, l'arricchimento, la fabbricazione del combustibile, l'eventuale reprocessing e, infine, l'eliminazione dei rifiuti.

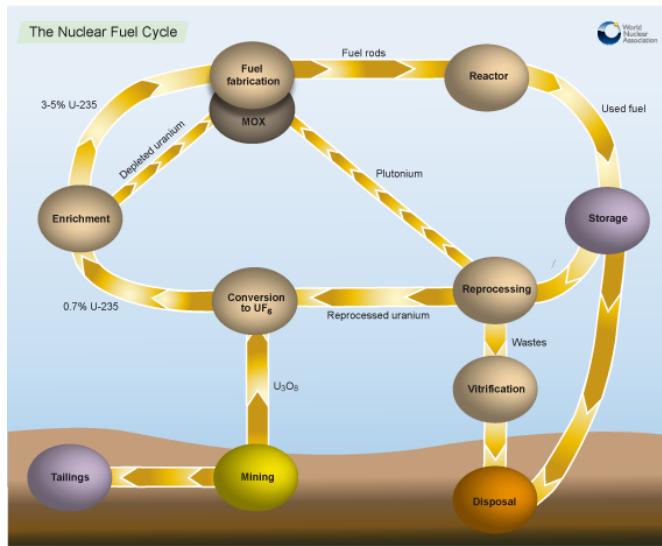


Figura 41: Il ciclo dell'Uranio e le diverse attività dall'estrazione all'uso

La figura 41, proveniente dal sito web della WNA [52], mostra in sintesi le fasi di produzione e il ciclo dell'uranio, dall'estrazione

all'eliminazione dei rifiuti. Osserviamo ora in dettaglio i diversi stadi del processo.

Dopo l'estrazione, l'ossido di uranio viene convertito in esafluoruro di uranio, quindi arricchito per aumentare il contenuto di  $^{235}\text{U}$ , l'isotopo più attivo. Con l'urario arricchito si fabbrica il combustibile, che può essere utilizzato nei reattori. Infine, il combustibile esausto può essere riprocessato per estrarre prodotti riutilizzabili, oppure eliminato come scorie radioattive.

Il ciclo del combustibile nucleare richiede ancora molte attenzioni e soluzioni migliori ai problemi presentati dalle diverse fasi [38].

#### 4.2 ESTRAZIONE E PURIFICAZIONE DELL'URANIO

*L'uranio naturale è un metallo debolmente radioattivo, relativamente comune, si trova ovunque, essendo diffuso come lo stagno o lo zinco ed è circa 500 volte più comune dell'oro*

L'uranio naturale è un metallo debolmente radioattivo, relativamente comune [53], si trova ovunque, essendo diffuso come lo stagno o lo zinco e circa 500 volte più comune dell'oro[52]. Si trova abbastanza facilmente nelle rocce e disciolto nell'acqua, per esempio si trova circa in quattro parti per milione nel granito, una delle rocce più comuni. Non è così frequente, invece, trovare uranio in concentrazioni tali da giustificare l'estrazione e il raffinamento.

La tabella 2 mostra la concentrazione di uranio in diversi materiali.

Tabella 2: Concentrazione di uranio in diversi materiali

Materiale	percentuale
Very high-grade ore (Canada) - 20% U	200,000 ppm U
High-grade ore - 2% U,	20,000 ppm U
Low-grade ore - 0.1% U,	1,000 ppm U
Very low-grade ore (Namibia) - 0.01% U	100 ppm U
Granito	4-5 ppm U
Rocce sedimentarie	2 ppm U
Crosta terrestre (media)	2.8 ppm U
Acqua di mare	0.003 ppm U

Il granito e le rocce sedimentarie, non possono essere qualificati come materiale metallifero (ore) dato che non è pratico tentare di estrarre uranio da questi materiali.

L'uranio può essere estratto da miniere sotterranee o a cielo aperto, secondo la profondità della vena. Dopo l'estrazione, l'uranio lascia la miniera sotto forma di un ossido stabile, il perossido di uranio ( $\text{U}_3\text{O}_8$ ). Il materiale estratto contiene ancora impurità e prima dell'arricchimento deve essere raffinato convertendolo

in esafluoruro di uranio ( $\text{UF}_6$ ). Gli impianti di conversione sono operativi negli USA, Canada, Francia, UK, Russia e Cina.

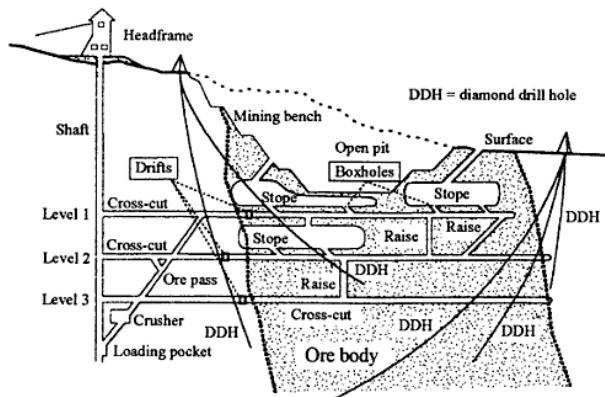


Figura 42: Schema di una miniera di uranio

Negli Stati Uniti la conversione dell'ossido di uranio in esafluoruro di urano è ottenuta con un processo a secco, mentre altri impianti di conversione usano un processo umido [60].

Tabella 3: Capacità di conversione mondiali

Società	Capacità
(tonnes U as $\text{UF}_6$ )	
Cameco, Port Hope, Ont, Canada	12,500
Cameco, Springfields, UK	6000
JSC Enrichment & Conversion Co (Atomenergoprom), Irkutsk & Seversk, Russia	25.000
Comurhex (Areva), Pierrelatte, France	14.500
Converdyn, Metropolis, USA	15.000
CNNC, Lanzhou, China	3000
IPEN, Brazil	90
Total	76.090

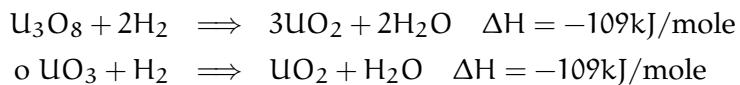
Nel processo a secco, l'ossido di uranio è calcinato (riscaldato fortemente) per eliminare le impurità, quindi viene agglomerato e polverizzato.

Nel processo umido, il concentrato di ossido di uranio viene disciolto in acido nitrico. La soluzione risultante di nitrato di uranile  $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$  viene immessa in un processo di estrazione in controcorrente, usando fosfato di tributile disciolto in kerosene o dodecano. L'uranio è raccolto dall'estrattore organico, da cui può essere lavato con una soluzione diluita di acido nitrico e quindi concentrato per evaporazione. La soluzione è quindi calcinata in

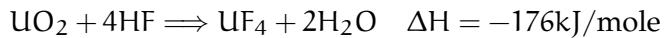
un reattore a letto fluido per produrre  $\text{UO}_3$  o  $\text{UO}_2$  se riscaldato a sufficienza.

Nel processo noto come in situ leaching ([ISL](#)) [60], l'uranio della vena metallifera viene sciolto con acido nitrico sul posto e pompato in superficie.

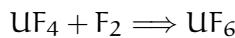
L'ossido purificato  $\text{U}_3\text{O}_8$  del processo a secco e l'ossido di uranio purificato  $\text{UO}_3$  del processo umido sono ridotti in un forno con l'impiego di idrogeno per dare  $\text{UO}_2$ :



L'ossido ridotto viene fatto reagire in un altro forno con acido fluoridrico (HF) per ottenere uranio tetrafluoruro ( $\text{UF}_4$ ). Questo processo avviene in alcuni posti con una soluzione acquea di HF in un processo umido:



Il tetrafluoruro è quindi iniettato in un reattore a letto fluido o in una torre con fluoro gassoso per produrre esafluoruro di uranio  $\text{UF}_6$ .



che viene trattato con ammoniaca per produrre ammonio diuranato (ADU)  $(\text{NH}_4)_2\text{U}_2\text{O}_7$ . La riduzione con idrogeno produce  $\text{UO}_2$ , che viene trattato con acido idrofluoridico(HF) per dare tetrafluoruro di uranio  $\text{UF}_4$ , che infine viene ossidato con fluoro per dare esafluoruro di uranio,  $\text{UF}_6$ [62].

L'eliminazione delle impurità avviene ad ogni passaggio del processo di raffinamento.

La tabella 4 mostra la disponibilità mondiale di uranio

Per dare un quadro di riferimento a queste cifre, la richiesta mondiale di uranio è stimata in 68.000 tonnellate all'anno [53]. In aggiunta all'uranio proveniente da miniere si deve considerare l'uranio riciclato da armi nucleari, arricchito fino al 90%, molto più di quanto richiesto dai reattori.

#### 4.3 ARRICCHIMENTO DELL'URANIO

Per la maggior parte dei reattori del mondo, con l'eccezione dei reattori di tipo [CANDU](#), che usano direttamente il biossido di uranio naturale, l'uranio estratto deve essere arricchito, portando la percentuale di  $\text{U}_{235}$  da poco più di 0.7% fino al 3-5% [63].

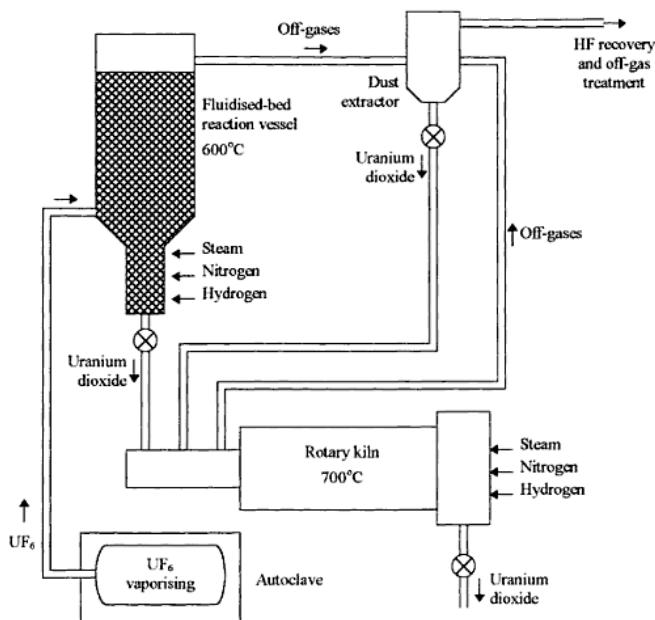


Figura 43: Schema della raffinazione dell'uranio

Diversi procedimenti di arricchimento sono stati storicamente dimostrati nel corso della storia o in laboratorio, ma solo due di questi, il processo di diffusione gassosa e la centrifugazione, sono in uso commercialmente [60]. In entrambi i processi si usa gas UF<sub>6</sub> come materiale di partenza [58]. Le molecole di UF<sub>6</sub> che contengono atomi di <sup>235</sup>U sono più leggere di circa l'uno per cento e questa differenza in massa è la base per il processo di separazione. Il processo di separazione degli isotopi è un processo fisico <sup>1</sup>.

I grandi impianti commerciali di arricchimento sono in funzione in Francia, Germania, Olanda, Regno Unito, USA e Russia, con impianti di misura più piccola altrove. Nuovi impianti di centrifugazione sono in costruzione in Francia e negli Stati Uniti. Diversi impianti stanno aumentando la capacità produttiva[60].

L'ingrediente per l'arricchimento consiste di esafluoruro di uranio (UF<sub>6</sub>) proveniente dagli impianti di conversione. Dopo l'arricchimento sono formati due flussi di UF<sub>6</sub>, il prodotto arricchito, che contiene una concentrazione maggiore di <sup>235</sup>U e lo scarto, che contiene una concentrazione inferiore di <sup>235</sup>U ed è chiamato uranio impoverito. La concentrazione di <sup>235</sup>U nello scarto è un dato importante, perché determina indirettamente la quantità di lavoro che deve essere fatta su una particolare quantità

*Dopo l'estrazione e la purificazione, si deve aumentare il tenore di <sup>235</sup>U selezionando il materiale estratto. Questo processo si chiama arricchimento*

<sup>1</sup> È stato anche dimostrato un processo chimico di separazione in impianti pilota, che però non viene usato. Il processo francese Chemex sfrutta una leggera differenza nella facilità a cambiare valenza dei due isotopi in ossido/riduzione, utilizzando la fase acquosa (valenza III) e organica (IV).

Tabella 4: Disponibilità di uranio per territorio

	tonnellate	percentuale
Australia	1,673,000	31%
Kazakhstan	651,000	12%
Canada	485,000	9%
Russia	480,000	9%
South Africa	295,000	5%
Namibia	284,000	5%
Brazil	279,000	5%
Niger	272,000	5%
USA	207,000	4%
China	171,000	3%
Jordan	112,000	2%
Uzbekistan	111,000	2%
Ukraine	105,000	2%
India	80,000	1.5%
Mongolia	49,000	1%
other	150,000	3%
Totale mondiale	5,404,000	

di uranio per produrre un determinato tasso di prodotto.

Per esempio, produrre un chilogrammo di uranio arricchito al 5% di  $^{235}\text{U}$  richiede 7.8 **SWU** (Separative Work unit) se l'impianto di arricchimento lavora con un saggio di scarto di 0,25%, oppure 8.9 **SWU** se il tasso di scarto è 0,20% (richiedendo quindi solo 9,4 kg invece di 10,4 kg di uranio naturale). Ci sono da fare compromessi fra il costo dell'arricchimento in **SWU** e il costo dell'uranio.

#### 4.3.1 Processo di diffusione gassosa

*Il processo di diffusione gassosa è usato per circa il 25% della produzione mondiale, si tratta di un processo che richiede parecchia energia, quindi è in fase di abbandono*

L'arricchimento commerciale di uranio è stato realizzato per la prima volta con un processo di diffusione negli Stati Uniti [60]. Successivamente è stato usato anche in Russia, Regno Unito, Francia, Cina e Argentina. Si tratta di un processo che richiede un uso intenso di energia, richiedendo circa 2400 kWh per **SWU**. La società americana USEC attribuisce all'elettricità il 70% dei costi di produzione nel suo impianto di Paducah.

Oggi solo Stati Uniti e Francia usano il processo su scala significativa. Il rimanente degli impianti della USEC negli Stati Uniti sono stati sviluppati inizialmente per programmi militari e hanno una capacità di circa 8 milioni di **SWU** all'anno. A Tricastin, nel

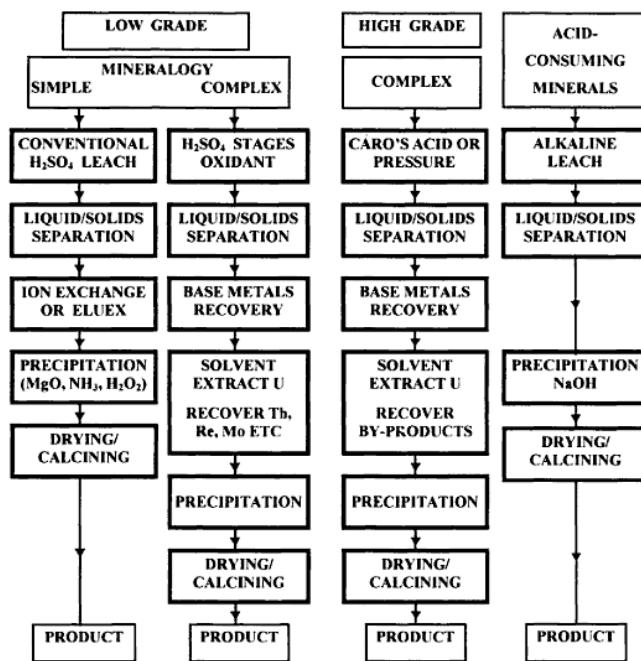


Figura 44: Processi alternativi di raffinamento e arricchimento dell'uranio

sud della Francia, è in funzione dal 1979 un impianto moderno di diffusione, con una capacità di 10,8 milioni di kg SWU. Questo impianto di George Besse I può produrre abbastanza uranio arricchito al 3,7% all'anno da alimentare circa 90 reattori nucleari da 1000 MWe. Sarà chiuso fra la fine del 2010 e il 2012, secondo l'esito degli accordi fra Areva e EdF. Il suo sostituto (GB II) ha iniziato l'attività.

Al momento attuale, il processo di diffusione gassosa è responsabile per circa il 25% della capacità di arricchimento mondiale. Anche se si sono dimostrati molto affidabili, la magior parte degli impianti di diffusione gassosa stanno arrivando alla fine del loro ciclo di vita e l'industria si concentra sul processo di centrifugazione, che sta prendendo sempre più piede.

Il processo di diffusione consiste nel forzare il gas di esafluoruro di uranio sotto pressione attraverso una serie di membrane porose o diaframmi. Dato che le molecole di  $^{235}\text{U}$  sono più leggere di quelle di  $^{238}\text{U}$ , si muovono più velocemente e hanno una probabilità leggermente maggiore di passare attraverso i pori delle membrane. Il gas  $\text{UF}_6$  che diffonde attraverso la membrana è leggermente arricchito, mentre il gas che non attraversa la membrana è più povero di  $^{235}\text{U}$ .

Il processo è ripetuto più volte in una serie di stadi di diffusione, chiamati una cascata. Ogni stadio consiste di un compressore, un diffusore e uno scambiatore di calore per rimuovere il calore prodotto dalla compressione. Il fluoruro di uranio arricchito è pre-

Tabella 5: Capacità mondiali di arricchimento dell'uranio, operative e pianificate (migliaia di SWU per anno)

country	company and plant	2008
France	Areva. Georges Besse I & II	10.8
URENCO	Almelo(Olanda), Capenhurst(UK), Gronau (Germania)	11.0
Japan	JNFL, Rokkasho	150
USA	USEC, Paducah & Piketon	11.3
USA	Urenco, New Mexico	0
USA	Areva, Idaho Falls	0
USA	Global Laser Enrichment	0
Russia	Tenex: Angarsk, Novouralsk, Zelenogorsk, Seversk	25,0
China	CNNC, Hanzhun & Lanzhou	1.30
Pakistan, Brazil, Iran	various	100
	totale SWU	59.6
	Requisiti (WNA reference scenario)	47.6

levato a uno degli estremi della cascata, mentre il gas impoverito è prelevato all'altro estremo. Il gas deve essere processato attraverso 1400 stadi per ottenere un prodotto con una concentrazione fra il 3% e il 4% di concentrazione di  $^{235}\text{U}$ .

#### 4.3.2 Processo di centrifugazione

*Il processo di centrifugazione dei gas fu dimostrato per la prima volta nel 1940 [60], ma fu abbandonato in favore del più semplice processo di diffusione gassosa. In seguito, fu sviluppato e utilizzato negli anni '60 come la tecnologia di arricchimento di seconda generazione*

Il processo di centrifugazione dei gas fu dimostrato per la prima volta nel 1940 [60], ma fu abbandonato in favore del più semplice processo di diffusione gassosa. In seguito, fu sviluppato e utilizzato negli anni '60 come la tecnologia di arricchimento di seconda generazione. Il processo è più economico su scala minore, per esempio al di sotto di due milioni di SWU per anno, quindi permette di realizzare impianti di grandi dimensioni per gradi. La centrifugazione è più efficiente della diffusione, richiedendo solo 50 o 60 kWh per SWU.

Il processo di centrifugazione è stato impiantato a livello commerciale in Russia e in Europa da Urenco, un gruppo industriale formato dal governo inglese, tedesco e olandese. I quattro impianti Russi di Seversk, Zeleonogorsk, Angarsk e Novouralsk producono il 40% della capacità mondiale. Urenco gestisce impianti di arricchimento nel Regno Unito, Olanda, Germania e ne sta costruendo uno negli Stati Uniti.

In Giappone, JNC e JNFL gestiscono piccoli impianti di centrifugazione, la capacità dell'impianto di Rokkasho della JNFL

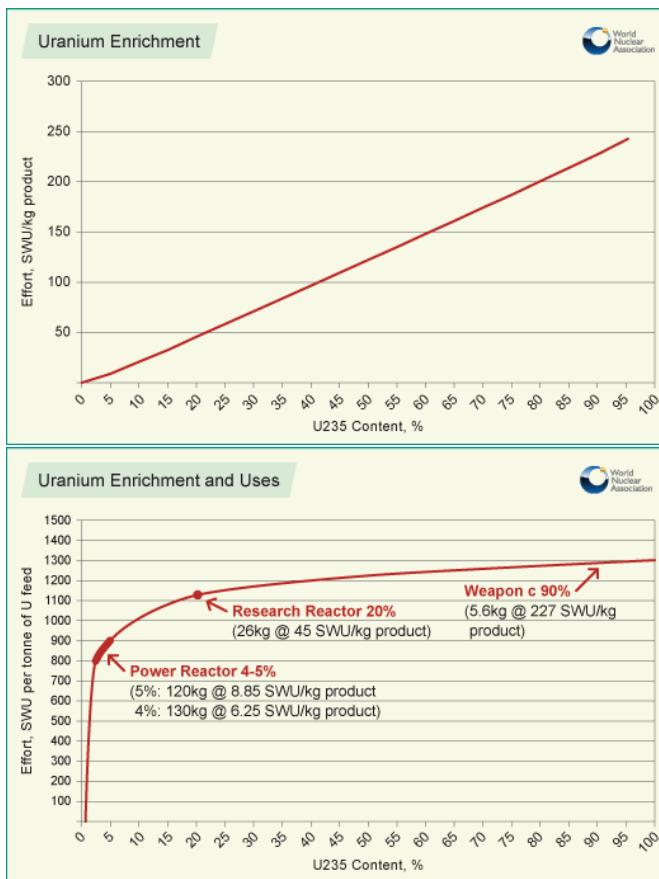


Figura 45: Il primo grafico mostra lo sorzo in **SWU** per unità di prodotto. Il secondo mostra come una tonnellata di uranio naturale può diventare 120-130 kg di uranio arricchito per reattori, 26 chili di combustibile per reattori di ricerca o 5.6 kg di uranio weapons grade

è stata pianificata in 1,5 milioni di **SWU** per anno. La Cina ha due piccoli impianti di centrifugazione importati dalla Russia. Uno, a Lanzhou, è capace di 0,5 milioni di **SWU** per anno e l'altro ad Hanzhun opera a 0,5 milioni di **SWU** per anno e sta per rad-doppiare dimensioni. Il Brasile ha un piccolo impianto, che è in espansione a 0,2 milioni di **SWU** per anno. Il Pakistan ha realizzato la tecnologia degli impianti di centrifugazione e apparentemente ha venduto tecnologia alla Corea del nord. L'Iran sta acquistando tecnologia avanzata di centrifugazione.

L'impianto francese da 3 miliardi di euro - George Besse II - sta iniziando le operazioni commerciali e dovrebbe raggiungere la piena capacità di 7,5 milioni di **SWU** per anno nel 2016 [60].

Urenco ha costruito un impianto da 1,5 miliardi di dollari: National Enrichment Facility nel New Mexico, che ha cominciato la produzione nel giugno 2010. La capacità iniziale di tre milioni di **SWU** per anno dovrebbe raggiungere nel 2013 5,7 milioni di **SWU** per anno.

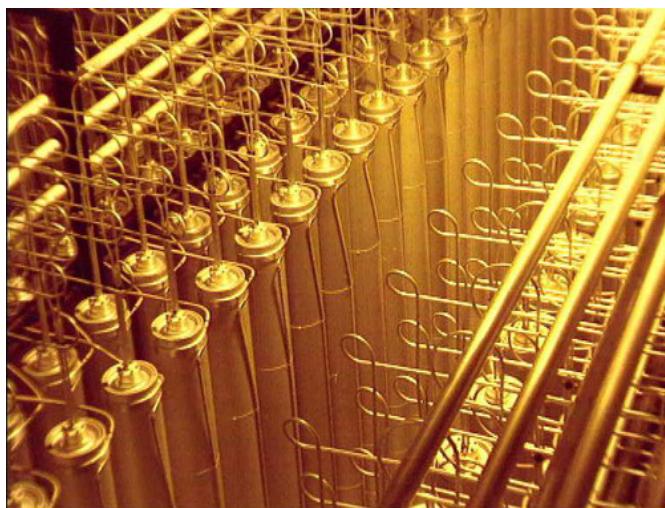


Figura 46: Un banco di centrifughe in un impianto della URENCO

USEC ha costruito il suo American Centrifuge Plant in Piketon, Ohio, nello stesso sito di Portsmouth in cui operava nel 1980 l'impianto sperimentale del Department Of Energy (DOE) [25]. L'impianto ha una capacità iniziale di 3,8 milioni di SWU per anno, ma la licenza di produzione è per 7 milioni di SWU per anno e prevede la licenza di arricchimento fino al 10%.

Come nel processo di diffusione, per la centrifugazione si usa gas di  $\text{UF}_6$  e si sfrutta la leggera differenza di massa fra  $^{235}\text{U}$  e  $^{238}\text{U}$ . Il gas viene immesso in una serie di tubi a vuoto, ognuno contenente un rotore alto da tre a cinque metri e di 20 cm di diametro<sup>2</sup>. Quando i rotori sono messi in rotazione da 50.000 a 70.000 giri al minuto, le molecole più pesanti di  $^{238}\text{U}$  si concentrano verso il bordo del cilindro. Allo stesso modo, la concentrazione di molecole di  $^{235}\text{U}$  aumenta nel centro del cilindro. Il flusso controcorrente creato da un gradiente termico permette di prelevare il prodotto arricchito lungo l'asse del cilindro, molecole più pesanti da un lato e molecole più leggere dall'altro.

Il gas arricchito viene immesso nello stadio successivo di arricchimento, mentre il gas residuo ripete il processo di arricchimento, fino ad ottenere il tasso di arricchimento desiderato.

Per ottenere una separazione efficace dei due isotopi, le centrifughe ruotano ad alta velocità. Con le pareti esterne dei cilindri che si muovono fra 400 e 500 metri al secondo per un'accelerazione che è milioni di volte l'accelerazione di gravità.

Anche se la capacità di una singola centrifuga è molto più piccola di quella di uno stadio di diffusione, la sua capacità di separare gli isotopi è molto maggiore. Gli stadi di centrifugazione

---

<sup>2</sup> Le centrifughe dell'USEC sono alte dodici metri e hanno un diametro di 40-50 cm. Le centrifughe russe sono alte solo un metro.

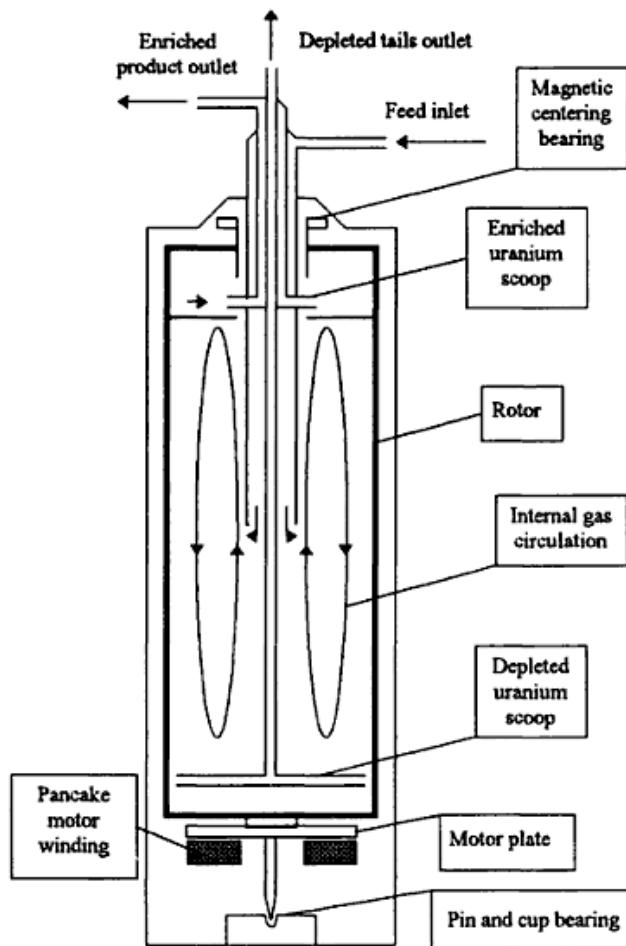


Figura 47: Schema di una centrifuga per l'arricchimento di uranio

normalmente consistono di parecchie centrifughe in parallelo. Questi stadi sono collegati a cascata in modo simile agli stadi di diffusione. Nel processo di centrifugazione, però, il numero di stadi può essere di 10 o 20, invece di un migliaio o più come nel caso della diffusione.

#### 4.3.3 Processo al laser

Il processo di arricchimento al laser è stato al centro dell'interesse per qualche tempo. Si tratta di una possibile tecnologia di terza generazione, che promette un consumo minore di energia, minor costo capitale e scarti con tasso più basso di arricchimento, che danno vantaggi economici interessanti. Nessuno di questi processi è pronto per un uso commerciale, anche se uno è a buon punto.

Lo sviluppo del Atomic Vapour Laser Isotope Separation (AVLIS, in francese SILVA) cominciò nel 1970. Nel 1986 ottenne il sup-

*Nel processo al laser si sfruttano le diverse proprietà di fotoionizzazione di molecole con diversi isotopi di uranio, per selezionare elettricamente molecole con  $^{235}U$*



Figura 48: L'impianto di arricchimento George Besse di Tricastin in Francia (oltre le torri di raffreddamento). I quattro reattori nucleari in primo piano lo alimentano con 3000 MWe

porto del governo degli Stati Uniti, in qualità della tecnologia in grado di rimpiazzare gli impianti di diffusione quando questi raggiungono il termine della loro vita economica nel ventunesimo secolo. Dopo un paio di miliardi di dollari spesi in ricerca e sviluppo, il processo è stato abbandonato in favore del SILEX, un processo molecolare. Il lavoro francese sul SILVA è cessato, dopo un programma di quattro anni fino al 2003 per provare la fattibilità tecnica e scientifica del processo. Circa 200 kg di uranio arricchito al 2,5% sono stati prodotti nel processo.

I processi basati sul vapore atomico sfruttano il fenomeno di fotoionizzazione, impiegando laser potenti per ionizzare particolari atomi presenti in un vapore di uranio metallico. Un elettrone può essere emesso da un atomo a causa della luce di una certa frequenza. La tecnica al laser usa frequenze che sono selezionate per ionizzare atomi di  $^{235}\text{U}$ , ma non di  $^{238}\text{U}$ . Gli ioni carichi positivamente di  $^{235}\text{U}$  sono attratti da una piastra carica negativamente e raccolti. La tecnica di separazione al laser può separare anche isotopi di plutonio.

I processi molecolari che sono stati presi in considerazione dai ricercatori si basano sulla fotodissociazione di  $\text{UF}_6$  in  $\text{UF}_5$  solido. Anche qui si usa luce laser di una frequenza calcolata per rompere il legame molecolare fra uno dei sei atomi di fluoro e l'atomo di  $^{235}\text{U}$ . Questo permette allo ione  $\text{UF}_5$  di essere separato dalle molecole di  $\text{UF}_6$  contenenti atomi di  $^{238}\text{U}$ , che non sono influenzate. In questo modo si separano gli isotopi. Un processo che impiega il gas  $\text{UF}_6$  si adatta più facilmente al ciclo convenzionale del combustibile, più del processo basato sul gas atomico.

Un altro processo basato su laser è il SILEX, una ricerca au-

straliana, che è molecolare e utilizza  $\text{UF}_6$ . Nel 1996 la USEC ha acquistato i diritti per valutare e sviluppare il processo SILEX per l'uranio (che può essere usato anche per il silicio e altri elementi), ma li ha rilasciati nel 2003.

#### 4.3.4 Processo elettromagnetico

Un filone di ricerca precoce è stato il processo di separazione elettromagnetica degli isotopi (EMIS). Questo fu sviluppato nel 1940, durante il progetto Manhattan, per creare l'uranio fortemente arricchito usato nella bomba di Hiroshima, ma fu abbandonato subito dopo. Il processo è riapparso come il processo principale nell'arricchimento clandestino di uranio da parte dell'Iraq.

Il processo EMIS usa lo stesso principio di uno spettrometro di massa, ma su larga scala. Gli ioni di  $^{235}\text{U}$  e  $^{238}\text{U}$  sono separati perché descrivono archi di raggio diverso quando si muovono attraverso un campo magnetico. Questo processo richiede grandi quantità di energia, circa dieci volte rispetto al processo di diffusione.

*Il processo elettromagnetico usa lo stesso principio di uno spettrometro di massa, ma su larga scala*

#### 4.3.5 Processo aerodinamico

Due processi aerodinamici sono stati dimostrati in laboratorio intorno al 1970. Uno è il processo basato sul getto di un ugello, l'altro è il processo basato sul tubo a vortice Helikon, sviluppato in Sud Africa. Nessuno dei due processi è in uso attualmente, ma il secondo è il precursore di progetti di ricerca in corso. Questi si basano sulla deviazione su una curva di raggio stretto di un getto di  $\text{UF}_6$  per produrre un gradiente di pressione simile a quello di una centrifuga. La frazione leggera può essere estratta presso il centro e la frazione pesante alla periferia. Occorrono migliaia di stadi per produrre uranio arricchito per un reattore. Entrambi i processi richiedono parecchia energia, più di 3000 kWh per SWU. L'impianto Z di Helikon [45] in Sud Africa, creato nel 1980, non aveva fini commerciali e una capacità di meno di 500.000 SWU per anno. Richiedeva circa 10.000 kWh per SWU.

*Il processo aerodinamico è simile alla centrifugazione, ma la selezione delle molecole in base al peso avviene deflettendo getti di  $\text{UF}_6$  ad alta velocità in una curva stretta*

Il processo di separazione aerodinamica (ASP) in corso di sviluppo da parte di Klydon in Sud Africa impiega simili centrifughe con muro statico, con  $\text{UF}_6$  iniettato tangenzialmente. Si basa su Helikon, ma per mancanza delle autorizzazioni necessarie non è ancora stato testato su  $\text{UF}_6$  ma solo su isotopi più leggeri, come il silicio. Estrapolando i risultati ottenuti, ci si attende di avere un fattore di arricchimento in ogni unità di 1,10, da confrontare con 1,03 di Helicon, con circa 1000 kWh per SWU e lo sviluppo del processo mira a un fattore di arricchimento di 1,15 per meno di 500 kWh per SWU. Le proiezioni danno un costo di arricchimento

intorno a \$100 per SWU, divisi egualmente fra costo capitale, costo operativo e richiesta di energia.

Un processo chimico è stato dimostrato in un impianto pilota, ma non usato. Il processo francese Chemex sfrutta una piccola differenza nella facilità di cambio di valenza dei due isotopi in processi di ossidoriduzione, utilizzando la fase acquosa (valenza III) e organica (IV).

#### 4.4 TIPOLOGIE DEL COMBUSTIBILE NUCLEARE

##### 4.4.0.1 Magnox

*L'uranio metallico è stato usato nei reattori di prima generazione in Inghilterra, Giappone e in alcune centrali italiane*

L'uranio metallico è stato usato nei reattori di prima generazione in Inghilterra, Giappone e in alcune centrali italiane. Si tratta di una lega di uranio metallico naturale con tracce di ferro e alluminio, aggiunti per favorire una cristallizzazione migliore, contenuta in una guaina di una lega di magnesio, che ha una piccola sezione d'urto per i neutroni termici. Questa lega, AL80 (composta allo 0,8% di alluminio, 0,002-0,05% di berillio, 0,008% di calcio e 0,006% di ferro) è stata sviluppata specificamente per resistere agli effetti ossidanti del biossido di carbonio usato come refrigerante nel reattore, da qui il nome Magnox (Magnesium non-oxidising) applicato non solo alla lega, ma anche al combustibile e ai reattori che lo usano[82].

Come con qualsiasi altro combustibile, le proprietà fisiche dei materiali utilizzati pongono dei limiti alle prestazioni che si possono ottenere. Nel caso del Magnox, ci sono due considerazioni principali

- la guaina di copertura deve essere mantenuta al di sotto dei 450 °C per evitare un'eccessiva ossidazione
- a 662 °C l'uranio metallico subisce un cambiamento dalla fase  $\alpha$  alla fase  $\beta$  accompagnato da una significativa espansione, quindi, per evitare uno stress eccessivo, non si deve superare questa temperatura in nessuna parte della barra di combustibile.

Gli elementi contengono tipicamente 12 kg di uranio in una barra di 1,1 pollici di diametro e 38-42 pollici di lunghezza (965-1070 mm). In servizio sono localizzati all'interno di canali cilindrici nella grafite utilizzata come moderatore e scambiano calore con il gas di raffreddamento grazie a alette di raffreddamento realizzate nella guaina. In qualche progetto, le alette di raffreddamento sono anche integrate con molle che offrono un supporto meccanico per prevenire incurvature durante l'esercizio, oltre a migliorare le caratteristiche generali di trasferimento di calore degli elementi di combustibile inducendo un flusso turbolento dei gas intorno alle alette [6].

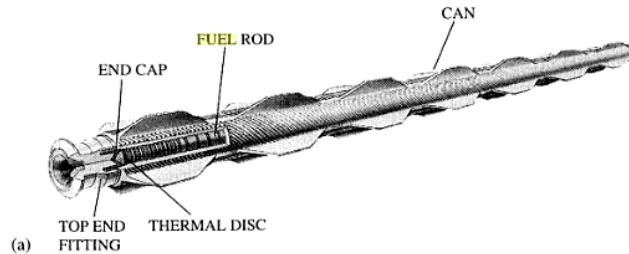


Figura 49: una barra di combustibile Magnox, con le caratteristiche alette

Il combustibile Magnox ha un contenuto naturale di  $^{235}\text{U}$ , ma per estendere la durata in esercizio del combustibile, è stato suggerito un leggero arricchimento.

L'esperienza dei reattori raffreddati a gas con combustibile metallico non è confinata al Regno Unito e al Magnox. In particolare, la Francia ha sviluppato e messo in esercizio reattori commerciali raffreddati a gas, tutti e otto non più in esercizio, alimentati con uranio metallico nella forma di tubi con nucleo di grafite. La guaina era di lega di magnesio al 6% di zirconio, lavorata per ricavare alette di raffreddamento a forma di V e alette piatte di ritenzione.

#### 4.4.1 ossidi di uranio $\text{UO}_2$

La maggior parte dei reattori in esercizio usa combustibile fabbricato con ossidi di uranio, generalmente sotto forma di pellet, cilindri di diametro e altezza intorno a un centimetro, che vengono impilati nelle barre di zirconio che compongono i fasci di barre che vengono installati nel nocciolo.

*La maggior parte dei reattori in esercizio usa combustibile fabbricato con ceramica di ossidi di uranio*

##### 4.4.1.1 Fabbricazione del combustibile nucleare

La fabbricazione del combustibile nucleare è un processo a tre stadi:

- Conversione da  $\text{UF}_6$  o  $\text{UO}_3$  in  $\text{UO}_2$
- Trattamento della polvere di  $\text{UO}_2$  e produzione dei pellet
- Costruzione delle barre di combustibile e assemblaggio dei fasci

In ogni stadio si controlla la qualità del processo e si adottano misure per assicurare la tracciabilità di tutti i componenti, in caso di incidenti. I maggiori rischi per la sicurezza sono legati al

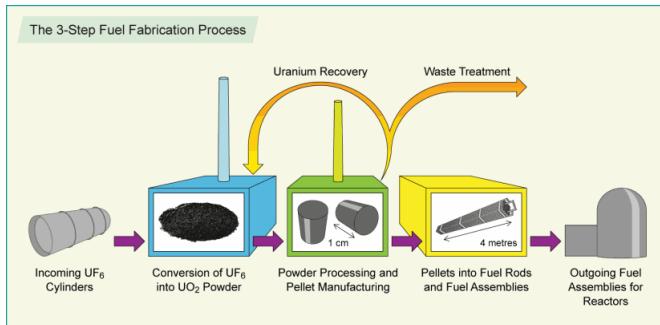


Figura 50: Il processo di fabbricazione del combustibile è un processo a tre stadi

trattamento del fluoruro di uranio e dalla possibilità di creare condizioni di criticità e non si cura sufficientemente la disposizione del materiale fissile.

#### 4.4.1.2 Produzione della polvere di UO<sub>2</sub>

*L'uranio estratto e processato negli impianti di estrazione viene per convertito in UO<sub>2</sub>*

Quando l'uranio arriva a un impianto di produzione, è in due possibili forme, esafluoruro di uranio (UF<sub>6</sub>) e triossido di uranio (UO<sub>3</sub>), se è stato arricchito oppure no. L'uranio è convertito in biossido di uranio (UO<sub>2</sub>) prima della fabbricazione. La maggior parte degli impianti di fabbricazione ha una struttura di conversione dedicata, ma alcuni fanno eccezione e acquistano UO<sub>2</sub> da impianti con capacità di conversione in eccesso. Le conversioni da e verso UF<sub>6</sub> sono processi simili e gli impianti, come quello di Springfields nel Regno Unito, possono essere usati per entrambi i procedimenti.

Si possono usare procedimenti a secco o umidi per convertire lo UF<sub>6</sub>. Nel procedimento a secco, lo UF<sub>6</sub> è riscaldato e vaporizzato, quindi è mischiato con vapore e idrogeno per produrre polbere di fluoruro di uranio (UO<sub>2</sub>F<sub>2</sub>). Questa è passata per un forno a secco rotante e mischiata con ulteriore vapore e H<sub>2</sub>, che rimuove il fluoro producendo un concentrato puro di UO<sub>2</sub>.

In un metodo umido, lo UF<sub>6</sub> è riscaldato fra 200 e 700°C e si aggiunge acqua per formare particolato di UO<sub>2</sub>F<sub>2</sub>. Si aggiunge quindi ammoniaca per formare una pasta di ammonio diuranato, che è filtrato, asciugato e infine ridotto a puro UO<sub>2</sub>. L'altro metodo umido è simile, ma si aggiunge carbonato di ammonio al UO<sub>2</sub>F<sub>2</sub> per creare la pasta di carbonato di uranile, che è filtrata, asciugata e convertita in puro UO<sub>2</sub>.

I metodi umidi sono più complessi e danno luogo a maggiori scarti, quindi il metodo a secco è generalmente preferito. Comunque, i metodi umidi permettono di creare un maggior numero di forme chimiche e fisiche di ossidi di uranio, risultando più flessibili.

La conversione da  $\text{UO}_3$  a  $\text{UO}_2$  è eseguita più comunemente come un passaggio intermedio nella produzione di  $\text{UF}_6$ . Si aggiunge acqua al  $\text{UO}_3$  per formare un idrato. Questo idrato è immesso in un forno controcorrente, con un'atmosfera riducente, in cui si produce  $\text{UO}_2$ .

#### 4.4.1.3 Trattamento e pellettizzazione del $\text{UO}_2$

Dopo la conversione, il  $\text{UO}_2$  concentrato o in polvere deve essere sottoposto a diversi trattamenti prima di poter essere processato in un pellet di combustibile. I procedimenti possono essere:

- Omogeneizzazione: si mischia il  $\text{UO}_2$  per renderlo uniforme
- Miscelazione: per migliorare la struttura e la densità del pellet, si aggiunge del  $\text{U}_3\text{O}_8$  ricilato al miscuglio. Altri ingredienti, come veleni combustibili (per esempio gadolinio) e formatori di porosità, possono essere aggiunti in questo stadio.
- Granulazione: la polvere è schiacciata per formare "monete" di uranio di pochi centimetri, quindi granulata passandola in un setaccio per selezionare le particelle della grandezza richiesta.

I granuli sono quindi immessi in presse ad alta velocità in cui sono formati in cilindri alti e larghi qualche centimetro. Questi cilindri 'verdi' sono quindi sinterizzati, cotti in una fornace a  $1800^\circ\text{C}$  per consolidarli. Questo ha anche l'effetto di diminuire il loro volume e quindi aumentare la densità. Infine, i cilindri sono lavorati per raggiungere le dimensioni richieste e la segatura che ne risulta viene reimessa nel processo. Occorre un alto grado di controllo qualità per assicurare qualità e precisione delle dimensioni dei pellet. L'integrità dei pellet è la prima linea di difesa contro il rilascio di radiazioni da parte di un reattore.

La dimensione esatta dei pellet finiti varia fra diversi tipi di reattore e diversi fabbricanti, ma è circa di un centimetro di diametro e poco di più in altezza. Un singolo pellet in un tipico reattore produce più o meno la stessa energia di una tonnellata di carbone.

Si possono incorporare veleni bruciabili nel combustibile in questo stadio per compensare l'accumulo di assorbitori di neutroni fra i prodotti di fissione. I veleni bruciabili sono materiali, come il gadolinio e l'erbio, che hanno una sezione d'urto elevata e che possono essere convertiti dall'irradiazione con neutroni in materiali con una sezione d'urto di assorbimento ridotta. Questi materiali consentono una vita più lunga del combustibile senza

*Con il biossido di uranio polverizzato si fabbricano pellet ceramici, che possono contenere additivi, come veleni combustibili*

*Un singolo pellet in un tipico reattore produce più o meno la stessa energia di una tonnellata di carbone*

compromettere la sicurezza permettendo livelli maggiori di arricchimento senza una eccessiva reattività e produzione di calore iniziale nel nocciolo. Incorporando ossido di berillio ( $\text{BeO}$ ) nel combustibile si può migliorare la conducibilità termica e quindi la durata, dato che il  $\text{UO}_2$  ha una conducibilità termica scarsa. Però, trovare un metodo di fabbricazione per combinare gli ossidi nella sinterizzazione su scala industriale rimane una sfida non risolta verso cui si è indirizzata la ricerca finanziata da IBC Advanced Alloys alle università Purdue e Texas A&M. Nel 2011 Global Nuclear Fuels si è associata al progetto, focalizzato sul combustibile per reattori **BWR**. Questo progetto è ancora allo stadio di ricerca.

#### 4.4.1.4 *Creazione delle barre e dei fasci di combustibile*

*I pellet sono impiegati per fabbricare barre di combustibile, solitamente in lega di zirconio, chiuse a entrambe le estremità. Le barre sono assemblate in fasci pronti per l'impiego nei reattori.*

I pellet finiti sono caricati in tubi di metallo, o guaine, che sono saldati a entrambe le estremità. Essendo la seconda linea di difesa rispetto al rilascio di radiazioni, queste barre devono aderire a requisiti di progetto molto stringenti e sono controllate accuratamente.

Per massimizzare l'efficienza della fissione nucleare, queste guaine e tutte le altre parti del fascio di barre di combustibile devono essere il più possibile trasparenti ai neutroni. Diverse forme di lega di zirconio, o zircaloy, sono il materiale principalmente utilizzato per il rivestimento. Lo zircaloy contiene piccole quantità di stagno, niobio, ferro, cromo e nichel. L'afnio, che tipicamente si trova naturalmente nei depositi di zirconio deve essere rimosso perché ha una sezione d'urto di assorbimento elevata. La composizione esatta della lega utilizzata dipende dal produttore ed è un fattore importante per determinare la qualità del fascio di bare di combustibile. Lo zircaloy si ossida in aria e acqua, quindi ha uno strato ossidato che non ne riduce l'efficacia.

Questi tubi di zircaloy (chiusi a un'estremità) sono caricati con pellet di  $\text{UO}_2$  lasciando un piccolo spazio per consentire l'espansione termica dei pellet e tenere conto dei gas prodotti dalla fissione. Si pompa quindi elio nello spazio fra il combustibile e la guaina a una pressione di circa tre atmosfere o più, allo scopo di aiutare il trasferimento di calore, infine si aggiunge una molla di riempimento per prevenire il movimento dei pellet. Tappi di zircaloy lavorati con precisione sono inseriti e saldati in posizione per sigillare la barra. La saldatura automatica è un passaggio importante perché rappresenta una possibilità comune di malfunzionamento per il combustibile.

Diverse barre sono disposte in una griglia, che blocca il movimento e la vibrazione in tutte le direzioni. La griglia montata consiste di un numero fisso di griglie collegate da uno o più ditali di guida. Molti fasci contengono anche griglie di missaggio che aiutano a trasferire il calore dalle barre di combustibile al liquido refrigerante. Nell'assemblaggio finito, la maggio parte delle barre

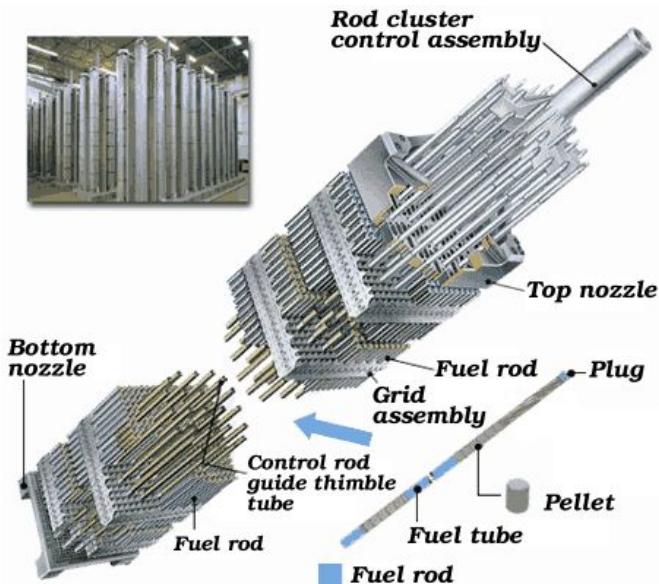


Figura 51: Schema della costruzione di una barra Mitsubishi per PWR

componenti sono barre di combustibile, ma alcune saranno guide e altre sono dedicate alla strumentazione.

#### 4.4.2 Ossidi misti di uranio e plutonio (MOX)

Il combustibile **MOX** [22] è usato in circa 30 reattori ad acqua leggera in Europa e nel 2009 ha cominciato a essere usato anche in Giappone [61]. Gli ingredienti per il combustibile **MOX** sono l'uranio impoverito avanzato dall'arricchimento e l'ossido di plutonio da un impianto di reprocessing [61]. Il plutonio è reactor-grade, comprendendo circa un terzo di isotopi non fissili. In un impianto di fabbricazione del **MOX** l'uranio impoverito ( $^{235}\text{U}$  allo 0,2% circa) deve essere preparato come descritto nel capitolo 4.4.1.1, quindi viene mischiato con  $\text{PuO}_2$ , che fa parte del combustibile **MOX** al 7%. Il prodotto finale è equivalente a uranio arricchito ai livelli tipici. Il processo di fabbricazione dei pellet è lo stesso del  $\text{UO}_2$ , si usa però uno schermo plastico per le emissioni spontanee di neutroni dal  $^{240}\text{Pu}$  [76].

*Il combustibile  
fabbricato con ossidi  
misti di uranio  
permette di riciclare  
combustibile già  
impiegato*

Il Vibropacked **MOX** (**VMOX**) viene visto come un passo avanti, per lo meno in Russia e per i reattori a neutroni veloci. Questo combustibile elimina la necessità di fabbricare pellet con tolleranze geometriche estremamente ridotte, generalmente richiedendo un'operazione di rettifica con produzione di scarti, una complicazione nel caso di combustibile contenente plutonio. Per ora è stato impiegato solo in reattori a neutroni veloci, in cui le alte temperature producono una ristrutturazione rapida, di fatto sinterizzando in situ, di modo che in pochi mesi c'è poca differenza fra il combustibile vibropack e il combustibile ordinario

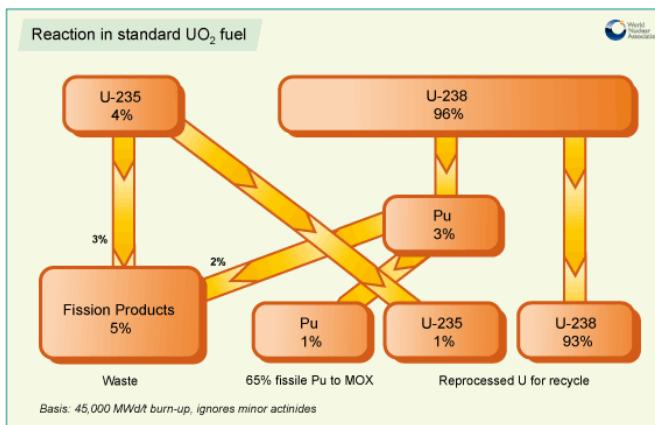


Figura 52: Schema delle trasmutazioni nel combustibile basato su  $\text{UO}_2$

pellettizzato.

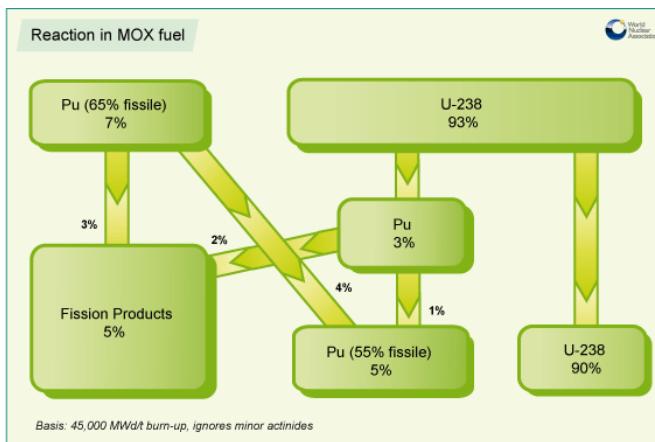


Figura 53: Schema delle trasmutazioni nel combustibile MOX

Il **VMOX** viene realizzato agitando meccanicamente una mistura di granulado di  $(\text{U}, \text{Pu})\text{O}_2$  e polvere di uranio, che lega ossigeno o altri gas in eccesso (cioè agisce da assorbitore) ed è aggiunta alla mistura in proporzione durante l'agitazione. L'assorbitore risolve i problemi che nascono dall'interazione chimica con la guaina del combustibile. I granuli sono tipicamente depositi catodici compressi di  $(\text{U}, \text{Pu})\text{O}_2$  dal trattamento termico, ma possono essere ottenuti per altre forme di trattamento termico. Il **VMOX** deve essere creato in celle bollenti. È stato utilizzato nel reattore a neutroni veloci BOR-60 dal 1981 (con un 20-28% di plutonio) e testato nei reattori BN-350 e BN-600. Le sorgenti russe dicono che il combustibile vibropacked è più facile da riciclare.

Durante la stesura di questo lavoro, il combustibile **MOX** impiegato nel reattore 3 del sito di Fukushima Daiichi ha causato parecchie apprensioni data la maggiore pericolosità del plutonio.

#### 4.4.3 Combustibile TRISO

I moderni reattori High Temperature Reactor (**HTR**) utilizzano particelle di combustibile **TRISO** disperse in una matrice di grafite per formare per compattazione cilindri nei progetti prismatici o sfere nei progetti *pebble bed*, come il **PBMR**. Il termine **TRISO** fa riferimento a una particella tristrutturale isotropa, che consiste di una microsfera (nucleo) di combustibile incapsulata in una serie di quattro rivestimenti depositi con vapori chimici per formare un recipiente in pressione in miniatura per prevenire il rilascio di prodotti di fissione.

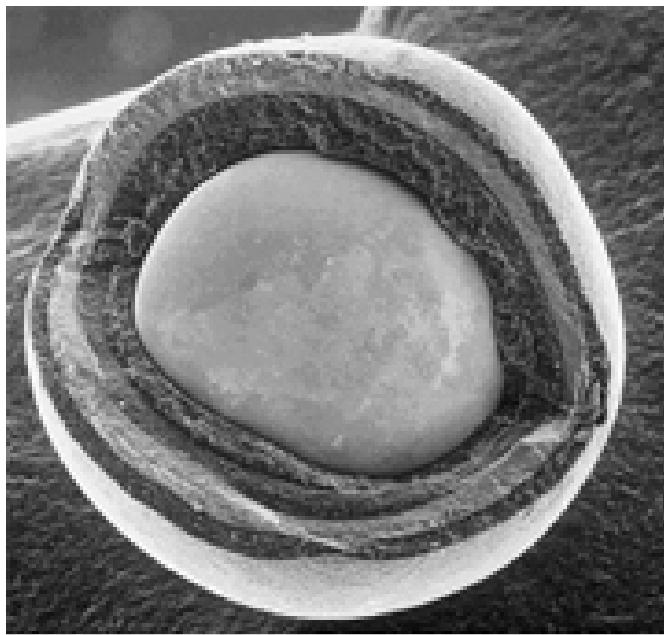


Figura 54: Una particella di combustibile **TRISO** aperta per mostrare la struttura

Il nucleo di combustibile può essere composto di diversi materiali, fissili o fertili, in forma di ossidi, carburi o ossido-carburi. Il rivestimento interno è lo strato buffer, che consiste di carbone a elevata porosità e ha la funzione di attenuare il rinculo dei prodotti di fissione, offrire un volume vuoto adeguato per contenere i gas prodotti nella fissione e tollerare i cambiamenti dimensionali dovuti all'espansione del nucleo e alla contrazione dei rivestimenti.

Il buffer è racchiuso da una struttura isotropica di pirocarbone (IPyC), carbone ad alta densità che offre integrità strutturale al crescere della pressione interna, protegge lo strato di SiC dall'attacco chimico dei lantanidi e del palladio e offre impermeabilità ai composti clorati durante la deposizione dello strato di SiC. Il SiC è il terzo strato del rivestimento e funziona come il recipiente di contenimento principale contro la pressione interna dovuta ai

*Il combustibile tristrutturale isotropo è pensato per impianti di quarta generazione, come i reattori pebble bed raffreddati a elio*

gas di fissione e crea una barriera alla diffusione dei prodotti di fissione metallici. L'ultimo strato, lo strato esterno di pirocarbone isotropo (OPyC) è di nuovo uno strato di carbone ad alta densità con diverse funzioni: offre ulteriore supporto strutturale allo strato di SiC; si restringe sotto l'irradiazione assorbendo parte dello stress tensile sul SiC; crea una barriera addizionale ai gas di fissione, nel caso di cedimenti del SiC; infine, offre una superficie favorevole al legame con la matrice di grafite [75].

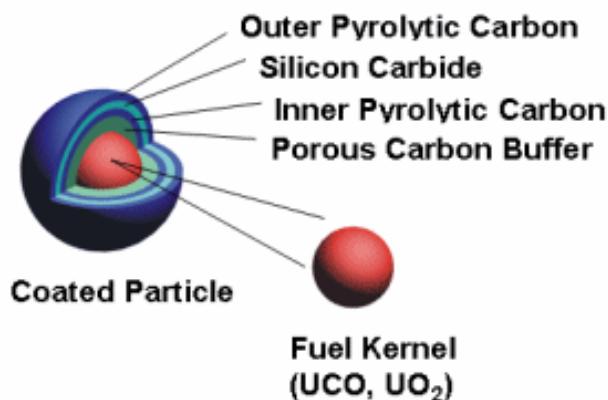


Figura 55: Struttura di una particella di combustibile TRISO

Il nucleo, oltre a contenere il materiale fissile, è la prima barriera alla diffusione di gas di fissione e la sua forma chimica è molto importante. I combustibili carbonati rilasciano prodotti di fissione lantanidi che possono reagire con lo strato SiC, mentre i combustibili con ossido legano i lantanidi con l'ossigeno libero rilasciato dopo la fissione per formare composti stabili che non migrano dal kernel. Dall'altro lato, i nuclei basati su ossidi reagiscono con il carbonio per formare gas di CO, che contribuisce a aumentare la pressione interna, mentre i nuclei carbonati non lo fanno [78]. Si è scoperto che i nuclei ossi-carbonati sono efficaci per ridurre l'effetto di migrazione del nucleo che è indesiderato perché la decentrazione del nucleo aumenta grandemente la probabilità di una rottura della particella di combustibile [78].

I test di irradiazione, realizzati nel reattore pebble bed ad alta temperatura raffreddato a gas AVR di Juelich in Germania, che ha funzionato dal 1967 al 1988, mostrando una eccellente capacità di ritenere i prodotti di fissione nelle severe condizioni della tabella 6, con una temperatura del refrigerante di oltre 1280 °C, una temperatura del combustibile oltre 135° C e un burnup medio di circa il 20%.

Tabella 6: Prestazioni del combustibile AVR

combustibile	rivestimento	burnup
HEU/Torio	BISO	18,2% fima/166 GWd/HM
HEU/Torio	TRISO	≈16%fima/≈150 GWd/tHM
HEU - UCO, UC <sub>2</sub>	TRISO	77%fima, 690 GWd/HM
LEU(10%) - UO <sub>2</sub>	TRISO	Media 8,5% 76 GWd/HM
LEU (17%) - UO <sub>2</sub> .		

#### 4.4.4 Carburi di uranio

Il carburo di uranio è un materiale ceramico duro e refrattario. Si trova in diversi rapporti stechiometrici, come monocarburo di uranio UC, sesquicarburo di uranio ( $U_2C_3$ ) e bicarburo di uranio ( $UC_2$ ).

Come il biossido di uranio e altri composti di uranio, il carburo di uranio può essere usato come combustibile nucleare, solitamente nella forma di pellet o tavolette. Il carburo di uranio è stato utilizzato nel progetto di razzi nucleari termici.

Pellet di carburo di uranio sono stati presi in considerazione per la versione americana di reattori pebble bed e in reattori ad alta temperatura Very High Temperature Reactor (VHTR), molto promettenti per la produzione industriale di idrogeno. In India è stata valutata una miscela di carburo di uranio e plutonio, con un rapporto fra plutonio e uranio intorno a 0,2, in reattori di tipo fast breeder

Come combustibile, il carburo di uranio può essere utilizzato da solo, oppure mischiato con carburo di plutonio (PuC e Pu<sub>2</sub>C<sub>3</sub>). La miscela è chiamata carburo di uranio-plutonio (UPuC) [80].

I vantaggi del carburo di uranio rispetto all'ossido di uranio sono una densità atomica maggiore e una conducibilità termica più alta, che permette un gradiente di temperatura inferiore all'interno del combustibile, portando la temperatura interna del combustibile da 2000 °C a 1500 °C. Il carburo, inoltre, è più adatto per reattori fast breeder [80].

*I pellet di carburi di uranio sono pensati per reattori pebble bed di quarta generazione*

Uno svantaggio importante del carburo di uranio è che è piroforico, quindi può incendiarsi facilmente, con un grande pericolo di fuga di materiale radioattivo.

Impianti per la produzione industriale di carburo di uranio sono stati realizzati negli Stati Uniti fino dagli anni '60 [7].

#### 4.4.5 *Sali di uranio*

I sali di uranio sono usati come combustibile nei reattori Molten Salt Reactor ([MSR](#)), in cui il combustibile è sciolto in fluoruro di sodio, che circola in canali che attraversano un nucleo di grafite, per ottenere la moderazione e uno spettro epitermico di energia dei neutroni [27]. L'impianto di riferimento arriva a 1000 MWe. I prodotti di fissione sono rimossi continuamente e gli attinidi sono riciclati, mentre il plutonio e gli altri attinidi possono esser aggiunti, insieme a uranio  $^{238}$ , senza la necessità di fabbricare il combustibile. La temperatura del refrigerante è intorno a 700 °C a una pressione molto bassa, si prospetta di poter arrivare a 800 °C. Un sistema di raffreddamento secondario è utilizzato per la generazione di elettricità e la eventuale produzione termochimica di idrogeno.

*I reattori basati su sali disciolti sono stati sperimentati fino dalla fine degli anni '50*

Rispetto ai reattori con combustibile solido, i reattori [MSR](#) impiegano meno materiale fissile, meno limitazioni al burnup date dalle radiazioni, niente combustibile esausto, nessuna necessità di fabbricazione del combustibile e di distribuzione isotopica uniforme del combustibile.

Gli studi sui reattori [MSR](#) sono iniziati negli Stati Uniti alla fine degli anni '50 [31], come alternativa principale ai reattori fast breeder. Un piccolo prototipo ha funzionato per circa quattro anni. Di recente il lavoro si è focalizzato su un fluido di raffreddamento basato su fluoruro di litio e berillio in cui è dissolto torio e  $^{235}\text{U}$ . Le caratteristiche attraenti del ciclo del combustibile in un [MSR](#) sono che il combustibile esausto di alto livello è composto principalmente di soli prodotti di fissione, quindi con una radioattività di vita più breve; la produzione di materiale fissile di interesse militare è piccola, con una predominanza del  $\text{Pu}_{242}$ ; l'uso di combustibile è moderato, per la versione francese si dichiarano 50 kg di torio e 50 kg di  $^{238}\text{U}$  per miliardo di kWh; la sicurezza è migliorata dal sistema di raffreddamento passivo.

In Cina è iniziata di recente una sperimentazione sui reattori [MSR](#) [19].

#### 4.4.6 *Fluoruri e sali di uranio*

La ricerca su combustibili basati su fluoruro di uranio data dagli anni '50 [31]. Negli anni '60 i sali di fluoruro di uranio sono stati considerati come combustibile per reattori destinati a veicoli spaziali [32].

Anche nel caso dei fluoruri di uranio, torio e plutonio, uno dei fattori per l'applicabilità è una bassa pressione di vapore che li rende adatti per l'impiego in reattori ad alta temperatura. In più, i reattori basati su fluoruri sono molto flessibili chimicamente, perché il principio dei sali fusi può essere applicato a reattori che

bruciano combustibile, reattori breeder torio-uranio, convertitori di plutonio in uranio e anche breeder veloci basati su plutonio. Grazie all'efficienza termica molto alta che si può raggiungere nei reattori a sali fusi, il costo del combustibile in un reattore che usa  $^{235}\text{U}$  arricchito è dell'ordine di 3 millesimi per kWh.

Il laboratorio di ricerca Oak Ridge National Laboratory ha tenuto in funzione per qualche tempo un reattore basato su sali fusi (Aircraft Reactor Experiment), un modello di reattore a combustibile circolante con BeO come moderatore. La temperatura più alta ottenuta è stata superiore a 1500 °F (1100 °K).

Esiste un sito dedicato a raccogliere le pubblicazioni create nell'ambito di quel progetto, [moltensalt.org](http://moltensalt.org).

[ 18 aprile 2011 at 19:33 ]

## CONCLUSIONI

---

Al termine di questa rassegna di filiere possiamo fare alcune valutazioni. La crescita del fabbisogno di energia nei prossimi venti anni è prevista fra il 20% e il 40% negli scenari International Energy Agency ([IEA](#)). Secondo la U.S. Energy Information Administration (US EIA EO 2007) la domanda di energia elettrica aumenterà del +85%, da 16.424 TWh nel 2004 a 22.289 TWh nel 2015 a 30.364 TWh nel 2030, con un incremento annuo medio di +3,5% negli Stati non appartenenti alla Organisation for Economic Co-operation and Development ([OECD](#)) e del +1,3% negli Stati [OECD](#).

Si tratta di un incremento notevole della richiesta di energia, a cui si accompagnano una possibile crisi nella disponibilità di combustibili fossili e diversi problemi per l'ambiente causati dall'emissione di gas serra se si continuerà a fare un uso massiccio di quest'ultimi per fronteggiare la domanda.

Per rispondere alla crescita della domanda di energia, quindi, secondo diversi scenari di previsione, sarà necessario incrementare la produzione di energia da fonti rinnovabili, ma anche aumentare la produzione mondiale di energia elettronucleare.

Gli impianti nucleari pongono però due classi di problemi che richiedono una soluzione quanto più è possibile affidabile: la sicurezza e la gestione delle scorie. In particolare, il tema della sicurezza è stato portato violentemente alla ribalta per l'opinione pubblica mondiale dall'incidente di Fukushima Daiichi (Fukushima fase uno). L'incidente è stato molto particolare, perché, sebbene i diversi sistemi di sicurezza degli impianti siano intervenuti correttamente causando il loro immediato spegnimento, la mancanza di alimentazione elettrica di emergenza (causata dall'onda di tsunami che ha messo fuori servizio i generatori diesel di emergenza) ha impedito un regolare raffreddamento del nocciolo degli impianti. L'impossibilità di rimuovere il calore residuo di decadimento ha indotto una serie di problematiche sfociate nell'esplosione di idrogeno all'interno dell'edificio dei reattori n. 1, n.2 e n. 3 e al conseguente rilascio in atmosfera di importanti quantità di materiale radioattivo.

Riesaminando criticamente i progetti illustrati in questo elaborato di Tesi, alla luce dei problemi emersi nell'incidente di Fukushima, si evince che alcuni impianti di terza generazione avrebbero potuto fronteggiare l'incidente in modo più efficace mitigandone le conseguenze. In particolare, il reattore di Toshiba Westinghouse AP1000 implementa sistemi passivi di difesa

in grado di raffreddare il nocciolo del reattore senza intervento degli operatori e in mancanza di alimentazione elettrica per un periodo di 72 ore. Inoltre, l'impianto ha un serbatoio di acqua di emergenza posizionato nella parte superiore dell'edificio del reattore, in grado di raffreddare il contenitore primario dall'esterno (mediante acqua) in modo da ridurre la pressione del vapore eventualmente accumulato al suo interno. La riduzione di pressione nel vessel, nel caso degli impianti di Fukushima si è potuta attuare solo rilasciando vapore contaminato in atmosfera. In caso di incidente severo, i reattori di tipo AP1000 sarebbero in grado di contenere il nocciolo fuso (corium) all'interno del vessel, garantendo un meccanismo di raffreddamento con acqua dall'esterno basato su convezione naturale. Questi reattori, quindi, avrebbero potuto fare fronte alla mancanza di energia nei generatori diesel di emergenza in modo molto più affidabile ed efficace, mitigando notevolmente l'impatto di un incidente di questo tipo. Anche i reattori europei di tipo EPR potrebbero garantire il raffreddamento del nocciolo del reattore per un periodo di circa 72 ore in assenza di intervento esterno e, in caso di fusione del nocciolo, potrebbero garantire il suo contenimento all'interno del core catcher, una vasca di stoccaggio in materiale refrattario posizionata sotto il vessel e raffreddata per convezione naturale e con acqua conservata nell'edificio stesso. Questi dispositivi sarebbero in grado di limitare notevolmente il rilascio in ambiente di materiale radioattivo, a differenza di quanto avvenuto a Fukushima.

Per quanto riguarda la capacità dei reattori di resistere a terremoti, si nota che le specifiche di progetto dei reattori che abbiamo raccolto parlano di accelerazioni fino a 0,3 G. Un documento della TEPCO, la società che gestisce i reattori di Fukushima, riporta le accelerazioni misurate durante il terremoto [65]. Dal documento risultano picchi di 512 gal di accelerazione verticale in corrispondenza del reattore 6, corrispondenti a 0,52 G. Questo testimonia sia del fatto che le specifiche forse sono da rivedere al rialzo, sia che il comportamento degli edifici sul campo è stato molto migliore di quanto fissato nelle specifiche.

Riguardo al problema posto dalle scorie, la ricerca si è orientata su due filoni principali: miglioramento del burnup (bruciamento) del combustibile e trasmutazione degli elementi a lunga emivita. Infatti, aumentare il burnup del combustibile significa ridurre il volume delle scorie nucleari prodotte a parità di energia generata, con evidente riduzione dei costi di gestione. Sviluppare comubbustibili nucleari in grado di incorporare attinidi minori e prodotti di fissione a lunga emivita significa poter trasmettere tali elementi in elementi ad emivita ben inferiore, con drastica riduzione dei tempi di confinamento richiesti per le scorie. La maggior parte dei progetti che abbiamo esaminato, per esempio (AP1000, EPR e i reattori della famiglia CANDU) sono in grado di

usare questi combustibili. Il problema della gestione delle scorie non viene risolto da queste tecniche di gestione del combustibile, ma è comunque mitigato. Sviluppi futuri dei reattori di quarta generazione e di cicli chiusi del combustibile, non trattati in questa tesi, dovrebbero però portare alla soluzione definitiva della problematica.

[ 18 aprile 2011 at 19:33 ]

## BIBLIOGRAFIA

---

- [1] Acr-1000 (advanced candu reactor). URL <http://www.aecl.ca/Reactors/ACR-1000.htm>.
- [2] Shaping the third stage of indian nuclear power programme, . URL <http://www.dae.gov.in/publ/3rdstage.pdf>.
- [3] Study for use of leu along with thorium in advanced heavy water reactor (ahwr) to enhance proliferation resistance characteristics of fuel, . URL <http://www.iaea.org/OurWork/SV/Safeguards/Symposium/2010/Documents/PapersRepository/207.pdf>.
- [4] Status report 67 - advanced heavy water reactor (ahwr), . URL <http://aris.iaea.org>.
- [5] Atmea<sup>TM</sup>, a pressurized water reactor for all networks - areva.
- [6] Magnox - wikipedia. URL <http://en.wikipedia.org/wiki/Magnox>.
- [7] Etec - uranium carbide fuel pilot. URL <http://www.etcenergy.gov/history/Major-Operations/Support-Ops/Uranium-Carbide-Fuel.html>.
- [8] La catastrofe di chernobyl. URL [http://en.wikipedia.org/wiki/Chernobyl\\_disaster](http://en.wikipedia.org/wiki/Chernobyl_disaster).
- [9] Doe fundamentals handbook nuclear physics and reactor theory (vol 2). URL <http://www.hss.energy.gov/nuclearsafety/ns/techstds/standard/hdbk1019/h1019v2.pdf>.
- [10] Canadian technology - enhanced candu 6. URL <http://www.aecl.ca/Reactors/EC6.htm>.
- [11] Epr brochure for the u.s., . URL [http://www.areva-np.com/us/liblocal/docs/EPR/U.S.EPRbrochure\\_1.07\\_FINAL.pdf](http://www.areva-np.com/us/liblocal/docs/EPR/U.S.EPRbrochure_1.07_FINAL.pdf).
- [12] New french nuclear to include oil and gas interest, . URL <http://www.world-nuclear-news.org/newsarticle.aspx?id=24566>.
- [13] India: Agreements between areva and npcil for the supply of two epr reactors and fuel for 25 years - areva, . URL <http://www.areva.com/EN/news-8633/>

- india-agreements-between-areva-and-npcil-for-the-supply-of-two-epr-re.html.
- [14] Epr™ projects in italy: Areva is pleased with its customers' confidence, . URL <http://www.areva-np.com/scripts/press/publigen/content/templates/show.asp?P=1019&L=US>.
  - [15] Ge energy- esbwr. URL [http://www.gepower.com/prod\\_serv/products/nuclear\\_energy/en/new\\_reactors/esbwr.htm](http://www.gepower.com/prod_serv/products/nuclear_energy/en/new_reactors/esbwr.htm).
  - [16] Enrico fermi and the first self-sustaining nuclear chain reaction. URL <http://www.osti.gov/accomplishments/fermi.html>.
  - [17] Enrico fermi, la conferenza di accettazione del premio nobel. URL [http://nobelprize.org/nobel\\_prizes/physics/laureates/1938/fermi-lecture.pdf](http://nobelprize.org/nobel_prizes/physics/laureates/1938/fermi-lecture.pdf).
  - [18] Sellafield - wikipedia. URL [http://en.wikipedia.org/wiki/Sellafield#Calder\\_Hall\\_nuclear\\_power\\_station](http://en.wikipedia.org/wiki/Sellafield#Calder_Hall_nuclear_power_station).
  - [19] China to research thorium molten salt reactor. URL <http://world-nuclear.org/bogtalkingpoints.aspx?id=29352&blogid=3402&terms=molten%20salt>.
  - [20] Lettera di fermi a szilard. URL [http://fermi.lib.uchicago.edu/letter\\_szilard.pdf](http://fermi.lib.uchicago.edu/letter_szilard.pdf).
  - [21] M5 trademark details. URL <http://metals.zibb.com/trademark/m5/29625701>.
  - [22] Mox fuel - wikipedia. URL [http://en.wikipedia.org/wiki/MOX\\_fuel](http://en.wikipedia.org/wiki/MOX_fuel).
  - [23] Neutron cross-sections 4.7.2. URL [http://www.kayelaby.npl.co.uk/atomic\\_and\\_nuclear\\_physics/4\\_7/4\\_7\\_2.html](http://www.kayelaby.npl.co.uk/atomic_and_nuclear_physics/4_7/4_7_2.html).
  - [24] Nuclear reactor technology - wikipedia. URL [http://en.wikipedia.org/wiki/Nuclear\\_reactor](http://en.wikipedia.org/wiki/Nuclear_reactor).
  - [25] Doe - office of nuclear energy. URL <http://www.ne.doe.gov/>.
  - [26] Popular science - google books. URL <http://books.google.it/books?id=0e0F0zivk0gC&lpg=PA68&dq=generation%20nuclear%20reactor%20history&hl=en&pg=PA70#v=onepage&q=generation%20nuclear%20reactor%20history&f=false>.

- [27] Molten salt reactor - wikipedia, the free encyclopedia. URL [http://en.wikipedia.org/wiki/Molten\\_salt\\_reactor](http://en.wikipedia.org/wiki/Molten_salt_reactor).
- [28] Numerical clarification of water-vapor two-phase flow structure in the core of a reduced-moderation water reactor with the earth simulator. URL <http://www.jaea.go.jp/jaeri/english/ff/news48/rd.html>.
- [29] Out of gas. URL <http://eands.caltech.edu/articles/LXVI4/gas.html>.
- [30] Vver-1000 nuclear fuel. URL <http://www.elemash.ru/en/production/Products/NFCP/VVER1000/>.
- [31] Molten fluorides as power reactor fuels, 06 1957. URL [http://moltensalt.org/references/static/downloads/pdf/NSE\\_moltenFluorides.pdf](http://moltensalt.org/references/static/downloads/pdf/NSE_moltenFluorides.pdf).
- [32] A parametric survey of criticality-limited fast reactors employing uranium fluoride fuels, 04 1962. URL <http://moltensalt.net/references/static/downloads/pdf/JPL-TR-32-198.pdf>.
- [33] Doe fundamentals handbook nuclear physics and reactor theory, 1993. URL <http://www.hss.doe.gov/nuclearsafety/ns/techstds/standard/hdbk1019/h1019v1.pdf>.
- [34] Insp: Vver-1000 description, 02 1997. URL <http://insp.pnl.gov/-profiles-reactors-vver1000.htm>.
- [35] Candu 9 evolution and future heavy water reactors, 1999. URL <http://www.iasmirt.org/SMiRT15/S01-4>.
- [36] Research on reduced-moderation water reactor (rmwr), 1999. URL <http://sciencelinks.jp/j-east/article/200005/000020000500A0102939.php>.
- [37] Sciencedirect - nuclear engineering and design : Optimization of seed-blanket type fuel assembly for reduced-moderation water reactor, 08 2002. URL [http://www.sciencedirect.com/science?\\_ob=ArticleURL&\\_udi=B6V4D-49KM883-3&\\_user=10&\\_coverDate=10/31/2003&\\_rdoc=1&\\_fmt=high&\\_orig=search&\\_origin=search&\\_sort=d&\\_docanchor=&view=c&\\_searchStrId=1654446175&\\_rerunOrigin=google&\\_acct=C000050221&\\_version=1&\\_urlVersion=0&\\_userid=10&md5=695cda0df253f368a70a8e3a28324516&searchtype=a](http://www.sciencedirect.com/science?_ob=ArticleURL&_udi=B6V4D-49KM883-3&_user=10&_coverDate=10/31/2003&_rdoc=1&_fmt=high&_orig=search&_origin=search&_sort=d&_docanchor=&view=c&_searchStrId=1654446175&_rerunOrigin=google&_acct=C000050221&_version=1&_urlVersion=0&_userid=10&md5=695cda0df253f368a70a8e3a28324516&searchtype=a).
- [38] Mit - the future of fuel cyle, 2003. URL <http://www.slideshare.net/forumnucleare/mit-the-future-of-fuel-cyle>.

- [39] A brief introduction to candu9 – a new generation of pressurized heavy water reactors, 2005. URL <http://canteach.candu.org/library/20054416.pdf>.
- [40] Youtube - steve jobs' 2005 stanford commencement address, 2005. URL <http://www.youtube.com/watch?v=UF8uR6Z6KLc>.
- [41] Nrc: Issued design certification - ap1000, rev. 15, 01 2006. URL <http://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/design-cert/ap1000.html>.
- [42] Next-generation nuclear energy: The esbwr, 01 2006. URL <http://www.ans.org/pubs/magazines/nn/docs/2006-1-3.pdf>.
- [43] Westinghouse wins first us nuclear deal in 30 years | environment | the guardian, 10 2008. URL <http://www.guardian.co.uk/world/2008/apr/10/nuclear.nuclearpower>.
- [44] Toshiba expects 33 reactor orders by 2015, may 2008. URL [http://www.world-nuclear-news.org/C-Toshiba-expects\\_33\\_reactor\\_orders\\_by\\_2015-2205083.html](http://www.world-nuclear-news.org/C-Toshiba-expects_33_reactor_orders_by_2015-2205083.html).
- [45] New south african enrichment process, 08 2008. URL [http://www.world-nuclear-news.org/ENF\\_New\\_South\\_African\\_enrichment\\_process\\_announced\\_0409081.html](http://www.world-nuclear-news.org/ENF_New_South_African_enrichment_process_announced_0409081.html).
- [46] South korean apr 1400 reactor plant surprises uae officials news, 11 2009. URL [http://nuclearstreet.com/nuclear\\_power\\_industry\\_news/b/nuclear\\_power\\_news/archive/2009/11/18/under-the-hood-with-duncan-williams-south-korean-apr-1400-reactor-plant.aspx](http://nuclearstreet.com/nuclear_power_industry_news/b/nuclear_power_news/archive/2009/11/18/under-the-hood-with-duncan-williams-south-korean-apr-1400-reactor-plant.aspx).
- [47] Westinghouse ap1000, 02 2010. URL [http://AP1000.westinghousenuclear.com/ap1000\\_ec\\_mc.html](http://AP1000.westinghousenuclear.com/ap1000_ec_mc.html).
- [48] Westinghouse ap1000, 02 2010. URL [http://AP1000.westinghousenuclear.com/ap1000\\_glance.html](http://AP1000.westinghousenuclear.com/ap1000_glance.html).
- [49] Ap1000 brochure, 02 2010. URL [http://www.westinghousenuclear.com/docs/AP1000\\_brochure.pdf](http://www.westinghousenuclear.com/docs/AP1000_brochure.pdf).
- [50] Westinghouse ap1000, 02 2010. URL [http://AP1000.westinghousenuclear.com/ap1000\\_safety.html](http://AP1000.westinghousenuclear.com/ap1000_safety.html).
- [51] Under the hood with duncan williams - mitsubishi's us-apwr, 01 2010. URL [http://nuclearstreet.com/nuclear\\_power\\_industry\\_news/b/nuclear\\_power\\_news/archive/2010/01/06/under-the-hood-with-duncan-williams-2d00--mitsubishi\\_1920\\_s-us\\_2d00\\_apwr-01062.aspx](http://nuclearstreet.com/nuclear_power_industry_news/b/nuclear_power_news/archive/2010/01/06/under-the-hood-with-duncan-williams-2d00--mitsubishi_1920_s-us_2d00_apwr-01062.aspx).

- [52] Nuclear fuel cycle, 08 2010. URL <http://www.world-nuclear.org/info/inf03.html>.
- [53] Uranium supplies: Supply of uranium, 09 2010. URL <http://www.world-nuclear.org/info/inf75.html>.
- [54] Nrc: Combined license applications for new reactors, 09 2010. URL <http://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/col.html>.
- [55] Acr-1000 fact sheet, 2011. URL <http://www.aecl.ca/Assets/Publications/Fact+Sheets/ACR-1000.pdf>.
- [56] Aris-status report for advanced nuclear reactor designs, 02 2011. URL [http://aris.iaea.org/ARIS/reactors.cgi?requested\\_doc=report&doc\\_id=68&type\\_of\\_output=html](http://aris.iaea.org/ARIS/reactors.cgi?requested_doc=report&doc_id=68&type_of_output=html).
- [57] China nuclear power | chinese nuclear energy, 02 2011. URL <http://www.world-nuclear.org/info/inf63.html>.
- [58] Un elenco di presentazioni powerpoint sull'arricchimento dell'uranio, 04 2011. URL <http://happytreeflash.com/uranium-enrichment-ppt.html>.
- [59] European utility requirements for lwr nuclear power plants, 2011. URL <http://www.europeanutilityrequirements.org/eur.htm>.
- [60] Uranium enrichment | enrichment of uranium, 02 2011. URL <http://www.world-nuclear.org/info/inf28.html>.
- [61] Nuclear fuel fabrication, 2011. URL [http://www.world-nuclear.org/info/nuclear\\_fuel\\_fabrication-inf127.html](http://www.world-nuclear.org/info/nuclear_fuel_fabrication-inf127.html).
- [62] Uranium hexafluoride - wikipedia, the free encyclopedia, 09 2011. URL [http://en.wikipedia.org/wiki/Uranium\\_hexafluoride](http://en.wikipedia.org/wiki/Uranium_hexafluoride).
- [63] Nuclear fuel, 2011. URL [http://www.westinghousenuclear.com/Products\\_&\\_Services/Nuclear\\_Fuel/](http://www.westinghousenuclear.com/Products_&_Services/Nuclear_Fuel/).
- [64] Incidente di fukushima daiichi - wikipedia, 04 2011. URL [http://it.wikipedia.org/wiki/Incidente\\_di\\_Fukushima\\_Daiichi](http://it.wikipedia.org/wiki/Incidente_di_Fukushima_Daiichi).
- [65] Tepco : Press release | the record of the earthquake intensity observed at fukushima daiichi nuclear power station and fukushima daini nuclear power station (interim report), 04 2011. URL <http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/11040103-e.html>.

- [66] Advanced nuclear power reactors | generation iii+ nuclear reactors, 03 2011. URL <http://www.world-nuclear.org/info/inf08.html>.
- [67] Aris-status report for advanced nuclear reactor designs, 2011. URL <http://aris.iaea.org/ARIS/arис.cgi>.
- [68] Nuclear power in russia | russian nuclear energy, 02 2011. URL <http://www.world-nuclear.org/info/inf45.html>.
- [69] Nuclear power economics nuclear energy costs, 03 2011. URL <http://www.world-nuclear.org/info/inf02.html>.
- [70] Wna reactor database, 04 2011. URL <http://www.world-nuclear.org/NuclearDatabase/Default.aspx?id=27232>.
- [71] H. Arnold, G. Yadigaroglu, PM Stoop, A. Gonzales, CD Sawyer, and A. Rao. Esbwr-the latest passive bwr. *Nuclear Engineering International*, 42(511):3, 1997. ISSN 0029-5507.
- [72] Andrea Borio. *Introduzione agli impianti nucleari*. Dispense, 2011.
- [73] RC Challberg et al. Esbwr evolution of passive features, proc. 6 th intl. conf. on nuclear engineering, icone-6, 1998.
- [74] Leslie L. Foldy. Neutron-electron interaction. *Rev. Mod. Phys.*, 30(2):471–481, Apr 1958. doi: 10.1103/RevModPhys.30.471.
- [75] M. Fratoni and Berkeley University of California. *Development and applications of methodologies for the neutronic design of the Pebble Bed Advanced High Temperature Reactor (PB-AHTR)*. University of California, Berkeley, 2008. ISBN 9781109098358. URL <http://books.google.it/books?id=9o90p9tNPQc>.
- [76] D. Haas, A. Vanderghenst, J. Van Vliet, R. Lorenzelli, and J.L. Nigon. Mixed-oxide fuel fabrication technology and experience at the Belgonucleaire and CFCa plants and further developments for the MELOX plant. *Nuclear technology*, 106(1):60–82, 1994. ISSN 0029-5450.
- [77] D. Hinds and C. Maslak. Next-generation nuclear energy: The ESBWR. *Nuclear News*, 49(1):35–40, 2006. ISSN 0029-5574.
- [78] Y. Katoh and A. Cozzi. *Ceramics in Nuclear Applications*. Number v. 30 in Ceramic engineering and science proceedings. Wiley, 2009. ISBN 9780470457603. URL <http://books.google.it/books?id=0MNHMMdud0Cc>.
- [79] Y. Komano et al. Design features for mox operation in apwr. *Proc. of ICONE-4, New Orleans*, 2:47–53, 1996.

- [80] P Rodriguez. Mixed plutonium-uranium carbide fuel in fast breeder test reactor. *Bulletin of Materials Science*, 22:215–220, 1999. ISSN 0250-4707. URL <http://dx.doi.org/10.1007/BF02749922>. 10.1007/BF02749922.
- [81] H. Suzuki. Design features of tsuruga-3 and-4: The apwr plant in japan. *Nuclear News*, 45(1):35–35, 2002. ISSN 0029-5574.
- [82] P.D. Wilson. *The nuclear fuel cycle: from ore to wastes*. Oxford University Press, USA, 1996. ISBN 0198565402.

## COLOPHON

Questa tesi è stata scritta con  $\text{\LaTeX} 2\epsilon$  e impiega i caratteri *Palatino* e *Euler* di Hermann Zapf. Il modello  $\text{\LaTeX}$  utilizzato è *classicthesis*, scaricabile dal sito CTAN dedicato a  $\text{\TeX}$ (ctan.org).

L'editing dei testi è stato affidato a *TexShop*, mentre l'ambiente di compilazione installato era *TexLive* ([www.tug.org/texlive](http://www.tug.org/texlive)), la bibliografia è stata processata con *BibDesk*.

L'elaborazione della tesi è stata fatta su un Apple Macbook, un sistema Unix con una pelle molto ben curata, ma gli stessi ambienti di creazione di testi sono disponibili su Windows e Linux.

Qualche incertezza su  $\text{\LaTeX}$  è stata superata con l'aiuto di questo ottimo libro: [en.wikibooks.org/wiki/LaTeX](http://en.wikibooks.org/wiki/LaTeX).

$\text{\LaTeX}$  si è rivelato affidabile e prevedibile, mentre altri sistemi di scrittura più facili da usare all'inizio, sono noti per creare problemi man mano che i documenti si ingrandiscono.

I sorgenti  $\text{\LaTeX} 2\epsilon$  della tesi possono essere scaricati dall'indirizzo internet [dl.dropbox.com/u/3895739/tesi.zip](http://dl.dropbox.com/u/3895739/tesi.zip), mentre l'elaborato finale in versione stampabile è [dl.dropbox.com/u/3895739/main.pdf](http://dl.dropbox.com/u/3895739/main.pdf).

L'autore può essere trovato su Google Talk o Skype come *michele.costabile*, reperito su Twitter come *cosmic53* e contattato per email come *michele.costabile@gmail.com*. Durante le ricerche, è nato un blog, *nucleando.posterous.com*, che tratta in modo leggero l'energia nucleare. Forse questo blog sarà aggiornato più di frequente dopo la laurea.