

Capitolo 5 - I reattori ad acqua bollente (BWR)

Il reattore ad acqua leggera bollente (BWR) trae la sua origine dagli studi compiuti dalla Divisione Reattori Navali dell'Atomic Energy Commission (AEC) negli Stati Uniti, quale logica conseguenza dello sviluppo del reattore ad acqua in pressione. Quando il reattore ad acqua in pressione passava, principalmente per opera della Westinghouse, dalla fase di studio a quella industriale, il laboratorio nazionale di Argonne concentrava i suoi sforzi successivi sui reattori ad acqua bollente. Nel 1956 veniva messo in funzione il primo prototipo di tale filiera di reattore, l'EBWR (Experimental Boiling Water Reactor) avente una potenza di 20 MW_t (5 MW_e) funzionante con ciclo singolo a circolazione naturale. I risultati di esercizio di tale prototipo furono talmente brillanti e superiori ad ogni aspettativa che, alcuni anni più tardi, la potenza termica dell'EBWR veniva portata a 100 MW_t. Le preoccupazioni dei progettisti in merito ai problemi di stabilità si dimostrarono esagerate e furono più tardi di nuovo e definitivamente fugate con l'esercizio della centrale di Dresden 1, messa in funzione nel 1959. In realtà la dimostrazione della stabilità per questo tipo di reattori si era già avuta, sebbene in piccola scala, attraverso le esperienze BORAX, condotte nel laboratorio nazionale di Idaho Falls.

Negli anni successivi la realizzazione di centrali alimentate da reattori ad acqua bollente si sono succedute a ritmo vertiginoso: tale filiera è attualmente la più diffusa dopo quella ad acqua in pressione. Per meglio illustrare l'evoluzione di questo concetto di reattore, sarà opportuno dividere i reattori BWR in tre generazioni.

Trascurando per ovvi motivi il reattore prototipo EBWR, la prima generazione comprende le centrali di Dresden 1 e Garigliano. In entrambi i casi i reattori operavano con ciclo duale ed erano dotati di un contenitore sferico che racchiudeva il vessel, il corpo cilindrico, i generatori di vapore secondario, le pompe di circolazione, etc. La pressione primaria era circa 70 atm (1000 psi).

La miscela acqua-vapore in uscita dal vessel veniva inviata al corpo cilindrico nel quale si aveva la separazione tra il vapore (che veniva inviata all'impianto di utilizzazione) e l'acqua, che alimentava il lato primario dei generatori di vapore secondario e successivamente ritornava all'interno del vessel, mescolata con l'acqua di alimento prelevata dal condensatore e preriscaldata in appositi preriscaldatori. Il vapore prodotto nei generatori di vapore veniva anch'esso inviato all'impianto di utilizzazione il quale, come risulta da quanto sopra detto, era alimentato sia dal vapore primario prodotto all'interno del vessel che dal vapore secondario, a più bassa temperatura e pressione, prodotto nei generatori di vapore.

Il ciclo duale, già sperimentato su scala pilota a Vallecitos (su un reattore analogo all'EBWR, ma che poteva funzionare sia con ciclo diretto che con ciclo duale) fu introdotto per adeguare la risposta del sistema a variazioni di carico esterno. Con il ciclo singolo, senza intervento delle barre di controllo, il reattore non risponde in maniera corretta alle variazioni di carico: una maggiore richiesta di vapore conseguente ad un aumento di carico determina un abbassamento della pressione all'interno del vessel e quindi una più spinta evaporazione dell'acqua, un aumento del grado di vuoto, una diminuzione di moderazione e quindi un abbassamento della potenza del reattore. Con l'adozione del ciclo duale, invece, un aumento di carico provoca l'apertura della valvola di ammissione del vapore secondario. La maggiore produzione di vapore negli scambiatori determina un abbassamento della temperatura dell'acqua all'ingresso del nocciolo che dà luogo ad una riduzione di vuoti e quindi ad un aumento di potenza. La maggiore quantità di calore prodotta a seguito di tale aumento di potenza determina un aumento della pressione primaria che causa l'apertura della valvola di ammissione del vapore primario. Il reattore in tal modo si può autoregolare senza l'intervento delle barre di controllo, il cui spostamento potrebbe dar luogo a picchi di potenza certamente non desiderabili. La centrale del Garigliano non è molto differente da quella di Dresden 1. Si devono però notare alcune differenze, anche se non di tipo fondamentale. Nella centrale di Dresden vi sono 4 circuiti con 4 generatori di vapore secondario, mentre nella centrale del Garigliano vi sono soltanto due circuiti. Nella centrale di Dresden il combustibile è

leggermente più sfruttato (la potenza di questa centrale fu peraltro aumentata da 184 a 200 MW_e). La differenza più importante riguarda però il disegno dell'elemento di combustibile. Nella centrale del Garigliano è stato utilizzato un elemento con 81 barrette (elemento 9 x 9), mentre nella centrale di Dresden è impiegato un elemento con 36 barrette (elemento 6 x 6). Tale modifica, consigliata tra l'altro dalla opportunità di elevare il margine di sicurezza al burn-out (MCHFR - Minimum Critical Heat Flux Ratio) ha comportato la soluzione di alcuni problemi particolari. Le maggiori dimensioni trasversali degli elementi di combustibile del Garigliano avrebbero determinato, senza opportuni accorgimenti, un sensibile aumento del fattore di picco nucleare nell'elemento; per ridurre l'entità di tale inconveniente le 12 barrette d'angolo di ciascun elemento sono costituite da combustibile a più basso arricchimento. Questa tecnica era già stata utilizzata con successo in alcuni reattori russi ad acqua in pressione.

Al fine di facilitare il controllo della reattività ad inizio vita, con tutti gli elementi di combustibile freschi, la camicia esterna (fodero) che racchiude il cluster di barrette, è inizialmente realizzata in acciaio inossidabile e, successivamente, viene sostituita da una camicia geometricamente identica, ma realizzata in lega di zirconio. È opportuno ricordare che, procedendosi al ricambio del combustibile con ciclo sparso (“scatter loading”), la reattività che deve essere controllata con nocciolo nuovo è sensibilmente maggiore di quella disponibile quando il nocciolo è all'equilibrio.

La seconda generazione di BWR inizia con la centrale di Gundremingen e termina con la centrale di Dresden 2. Durante tale fase la potenza specifica del nocciolo sale da 30 a 40 kW/l; la potenza specifica lineare sale da \approx 14 a 20 kW/ft. Le innovazioni più importanti riguardano comunque alcune sostanziali modifiche apportate all'impianto. Nella centrale di Gundremingen si hanno tre sostanziali modifiche:

1. separazione del vapore interna al recipiente in pressione;
2. modifica al sistema di supporto degli elementi di combustibile;
3. adozione di assorbitori fissi (cortine).

La separazione del vapore all'interno del vessel rende possibile l'eliminazione del corpo cilindrico e di tutta la serie di tubi ascendenti e discendenti. Gli elementi di combustibile non sono più appoggiati ad un'unica griglia ma, per ogni gruppo di 4 elementi, il peso viene direttamente scaricato sul fondo del vessel tramite un tratto di tubo che funziona da puntone. All'interno del tubo scorre la barra di controllo. L'eccesso di reattività iniziale con nocciolo fresco viene controllata mediante “cortine” temporanee di acciaio al boro. Tali modifiche sono state integralmente introdotte in tutti gli impianti successivi. Rispetto al Garigliano si può osservare che:

- il fattore di picco assiale è diminuito in conseguenza dell'esperienza acquisita nell'esercizio degli impianti;
- il fattore di picco radiale è invece aumentato in conseguenza di un più elevato burn-up allo scarico;
- il fattore di picco locale è diminuito in conseguenza delle ridotte dimensioni dell'elemento e, soprattutto, per l'impiego, in proporzione, di un maggior numero di barrette a più basso arricchimento.

Gli impianti che seguono Gundremingen in questa seconda generazione, hanno noccioli con caratteristiche praticamente equivalenti, salvo l'impiego dell'elemento di combustibile con reticolo 7 x 7 ed un più elevato burn-up all'equilibrio (22000 MWd/t). Notevoli sono invece le modifiche apportate all'impianto. Nella centrale di Tarapur viene adottato il contenimento a “soppressione di pressione”, già sperimentato nell'impianto sperimentale di Humboldt Bay. Nella centrale di Oyster Creek si ha il passaggio dal ciclo duale al ciclo singolo, con eliminazione dei generatori di vapore secondario. La regolazione dell'impianto è affidata alla variazione della portata dell'acqua di ricircolo. Aumentando la portata di ricircolo si ha una diminuzione della frazione di vuoti nel nocciolo con conseguente inserzione di reattività positiva ed aumento della potenza. La maggior potenza prodotta determina un aumento della pressione primaria che provoca una maggior apertura della valvola di ammissione del vapore in turbina. Tale tipo di regolazione, correntemente utilizzata

in tutti gli impianti BWR, è del tipo “turbina segue” in quanto il regolatore di macchina agisce sull’alimentazione delle pompe di ricircolo determinando una variazione delle caratteristiche del nocciolo; l’apertura della valvola di ammissione è conseguente alle variate caratteristiche sopraindicate. A partire dalla centrale di Dresden 2 vengono introdotte le pompe a getto per il ricircolo dell’acqua primaria. Si riesce in tal modo ad avere un impianto più compatto e più sicuro con 2 soli “loop” esterni, peraltro relativamente piccoli.

Nella terza generazione sono sistematicamente adottate tutte le innovazioni precedentemente acquisite e si è teso inoltre al raggiungimento di sempre più elevate prestazioni. La densità di potenza è aumentata da 40 a 50 kW/l ed il burn-up medio di scarico, con ciclo all’equilibrio, è passato da 22000 a 27500 MWd/t. Ciò è stato reso possibile, oltre che dall’esperienza nel frattempo acquisita, anche da alcune innovazioni di progetto: l’elemento di combustibile diviene sempre più sofisticato con l’utilizzazione di ossido di uranio a tre differenti arricchimenti.

Si era ritenuto che con la centrale di Browns Ferry si fosse pervenuti a conclusioni sostanzialmente definitive per quanto riguardava sia le caratteristiche fondamentali che la struttura dell’impianto. Su queste basi ci si era indirizzati, in sede GE, verso la standardizzazione dei reattori BWR, prendendo in considerazione tre tipi di impianto con caratteristiche praticamente identiche, ciascuno dei quali caratterizzato da un diverso valore della potenza elettrica netta (515, 762 e 1075 MW_e). La GE, in sostanza, intendeva proporre l’impianto standardizzato con potenza diversa in relazione alle particolari esigenze di possibili utilizzatori. L’accurato esame del transitorio conseguente ad un incidente di perdita di refrigerante dovuta alla rottura di una linea di ricircolo ha messo in evidenza che con la massima potenza specifica lineare prevista (18.5 kW/ft), la temperatura massima dell’incamiciatura può raggiungere valori molto prossimi a 2200 °F imposti dalla normativa degli Stati Uniti (vedi 10 CFR 50.46 e relativa Appendice K) e, soprattutto, che il grado di ossidazione della camicia, connesso con la reazione metallo-acqua, può portare a livelli di infragilimento della incamiciatura stessa particolarmente significativi. Questa constatazione ha costretto il progettista ad apportare modifiche atte a ridurre il valore della potenza specifica lineare massima. La modifica è costituita essenzialmente nella sostituzione dell’elemento combustibile con 49 barrette con un nuovo elemento con 64 barrette, di diametro leggermente inferiore, in modo che queste possano essere sistamate all’interno dello stesso fodero previsto per l’elemento originario. Operando la sistemazione suddetta che, per quanto è stato detto, non richiede nessuna altra modifica all’impianto, la potenza specifica lineare viene ridotta nel rapporto 49/64. Qualora non fossero presi altri accorgimenti, la suddetta soluzione comporterebbe però un non trascurabile aumento del fattore di picco nucleare locale conseguente all’abbassamento del flusso neutronico nella parte centrale dell’elemento. Tale aumento renderebbe meno significativa la richiesta riduzione della potenza specifica lineare massima. Per ovviare, almeno in parte, a tale inconveniente si è ritenuto opportuno provocare un innalzamento del flusso neutronico nella parte centrale dell’elemento, sostituendo ad una delle quattro barrette centrali di combustibile, una barretta d’acqua, con conseguente aumento della moderazione nella zona della barretta stessa. Con tale artificio il fattore di picco rimane praticamente quello dell’elemento con 49 barrette ed il valore della potenza specifica lineare massima diminuisce. Con tale valore della potenza specifica lineare massima, la temperatura massima dell’incamiciatura nel punto caldo rimane, durante il transitorio conseguente all’incidente di riferimento, sensibilmente al di sotto di 2200 °F. È opportuno far presente che la riduzione della potenza specifica comporta significativi vantaggi anche durante il normale funzionamento dell’impianto, connessi essenzialmente con l’abbassamento della temperatura massima del combustibile e con la conseguente riduzione della frazione di prodotti di fissione rilasciati dal combustibile stesso. L’inconveniente più importante, relativo alla modifica apportata, è l’aumento del costo del nocciolo del reattore. L’elemento di combustibile 8 x 8 è stato impiegato in tutti i reattori successivi come elemento standard.

5.1 Principali Tappe nello Sviluppo dei Reattori di Potenza BWR

L'affermazione industriale degli impianti di produzione utilizzanti generatori nucleari ad acqua bollente può considerarsi iniziata con la realizzazione del reattore GE Dresden 1, entrato in servizio nel 1960. L'impianto, avente una potenza elettrica di 210 MW_e ed una potenza termica di 700 MW_t, era del tipo a “ricircolazione esterna forzata” ed adottava uno schema di funzionamento a “ciclo duale”. A partire da questa realizzazione, e cioè dall'inizio della commercializzazione degli impianti BWR, la GE ha proposto sostanzialmente sei tipologie di reattori, ciascuno caratterizzato da rilevanti innovazioni. Nella fase iniziale la GE usava identificare ogni “serie” di reattori col nome del primo impianto venduto, appartenente alla “serie” in questione, mentre poi ha sostituito questa classificazione identificando le diverse serie con numeri progressivi (BWR 1, BWR 2, etc.).

Nella RFT (Repubblica Federale Tedesca, all'epoca nota anche come Germania Ovest) la prima centrale dimostrativa BWR di potenza, Grundremmingen, da 250 MW_e, realizzata dal gruppo di società GE/AEG/Hochtief, entrò definitivamente in servizio nel 1966. A partire da questa realizzazione, ha inizio la penetrazione commerciale dei reattori BWR tedeschi di progettazione AEG - Telefunken che si sviluppa con modelli successivi, identificabili in base all'anno di progettazione o con il nome del primo impianto realizzato.

Al solo scopo di evidenziare le varie tappe evolutive dei BWR, riportiamo qui di seguito le varie tipologie di impianto proposte dalla GE e dalla AEG e le relative innovazioni tecniche principali che li caratterizzano, seguendo, per quanto possibile, un ordine cronologico:

- BWR 1 - L'impianto di riferimento è Dresden 1, già descritto come esempio realizzativo di impianto a “ciclo duale”. Di questa serie fa parte anche il reattore del Garigliano, di concezione analoga a Dresden 1, ma la serie BWR 1 comprende in pratica tutte le prime realizzazioni industriali della GE anche di concezione differente, per esempio Humboldt Bay (entrata in funzione nel 1963) e GKN, che adottano entrambi il concetto di “circolazione esterna naturale” senza pompe di ricircolo
- GRUNDREMMINGEN - Nel 1962 la RFT decide la costruzione di un BWR a ciclo duale, Grundremmingen, della potenza di 250 MW_e, entra definitivamente in servizio nel 1966. È il primo impianto in cui vengono adottati i separatori - essiccatori interni al vessel
- BWR 2 - La seconda generazione dei reattori GE inizia con la progettazione (1963) dell'impianto di Oyster Creek. Caratteristica peculiare di questa seconda serie è l'adozione del “ciclo diretto” in reattori di grandi dimensioni. Questa concezione viene mantenuta per tutte le successive classi di BWR. Oyster Creek entra in servizio nel 1969 con una potenza di 500 MW_e, portata successivamente a 640 MW_e
- BWR 3 - La GE presenta (nel 1965) la “classe Dresden 2” introducendo il concetto di ricircolo mediante pompe a getto. Questo sistema viene mantenuto anche nelle successive classi di reattori. L'impianto di Dresden 2 entra in funzione nel 1971. La sua potenza nominale è di 800 MW_e. Con la classe Dresden 2 si può dire inizi l'era dei moderni reattori BWR
- BWR 4 - La GE presenta (nel 1966) la classe “Browns Ferry”. Con questa serie la densità di potenza del nocciolo raggiunge il valore di 51 kW/l, superando del 20% la densità di potenza della classe precedente. Browns Ferry, avente una potenza di 1100 MW_e, entrerà in servizio nel 1975. Il reattore di Caorso (fig. 5.1) è considerato appartenente a questa classe BWR 4, pur presentando alcune caratteristiche avanzate rispetto ai reattori della sua classe e vicine a quelle tipiche dei reattori delle classi successive (per esempio elementi di combustibile aventi un reticolo 8 x 8, massima potenza lineare pari a 13.4 kW/ft, densità di potenza del nocciolo 55 kW/l, etc. vedi anche fig. 5.2)
- WURGASSEN - BWR concepito nella Germania Occidentale verso la metà degli anni '60 di potenza pari a 670 MW_e. Entrata in servizio nel 1973 è la prima centrale tedesca di interesse civile ed anche la prima ad adottare la ricircolo dell'acqua con le pompe a getto

- BWR 5 - La GE presenta (nel 1969) la “classe Zimmer” che presenta, rispetto alle classi precedenti, delle innovazioni di rilievo concernenti principalmente la sicurezza dell’impianto. In particolare vengono riprogettati i sistemi di refrigerazione di emergenza. La densità di potenza del nocciolo rimane invariata rispetto ai precedenti BWR 4
- BRUNSBÜTTEL - Rappresenta il prototipo di una serie di reattori commerciali BWR di concezione AEG - Telefunken. Viene adottato lo schema a “circolazione interna forzata” mediante l’impiego di “pompe assiali” aventi i rotori sistemati all’interno del RPV. La costruzione di Brunsbüttel è decisa alla fine del 1969, l’entrata in servizio è del 1976 mentre la potenza è di 900 MW_e. Inizia con questo impianto la produzione in serie dei reattori BWR tedeschi (serie Brunsbüttel) aventi potenze comprese tra 700 e 1300 MW_e.
- BWR 6 - Presentata nel 1972, rappresenta l’ultima generazione dei reattori BWR di concezione GE, prima della realizzazione dell’ABWR (Advanced Boiling Water Reactor) in collaborazione con le industrie giapponesi. Le innovazioni sono molteplici e riguardano sostanzialmente le prestazioni del nocciolo (maggiore densità di potenza: 56 kW/l; minore potenza lineare: 13.4 kW/ft), la geometria degli elementi di combustibile (confermato il reticolo 8 x 8), il disegno delle pompe a getto e la concezione dei circuiti di refrigerazione di emergenza

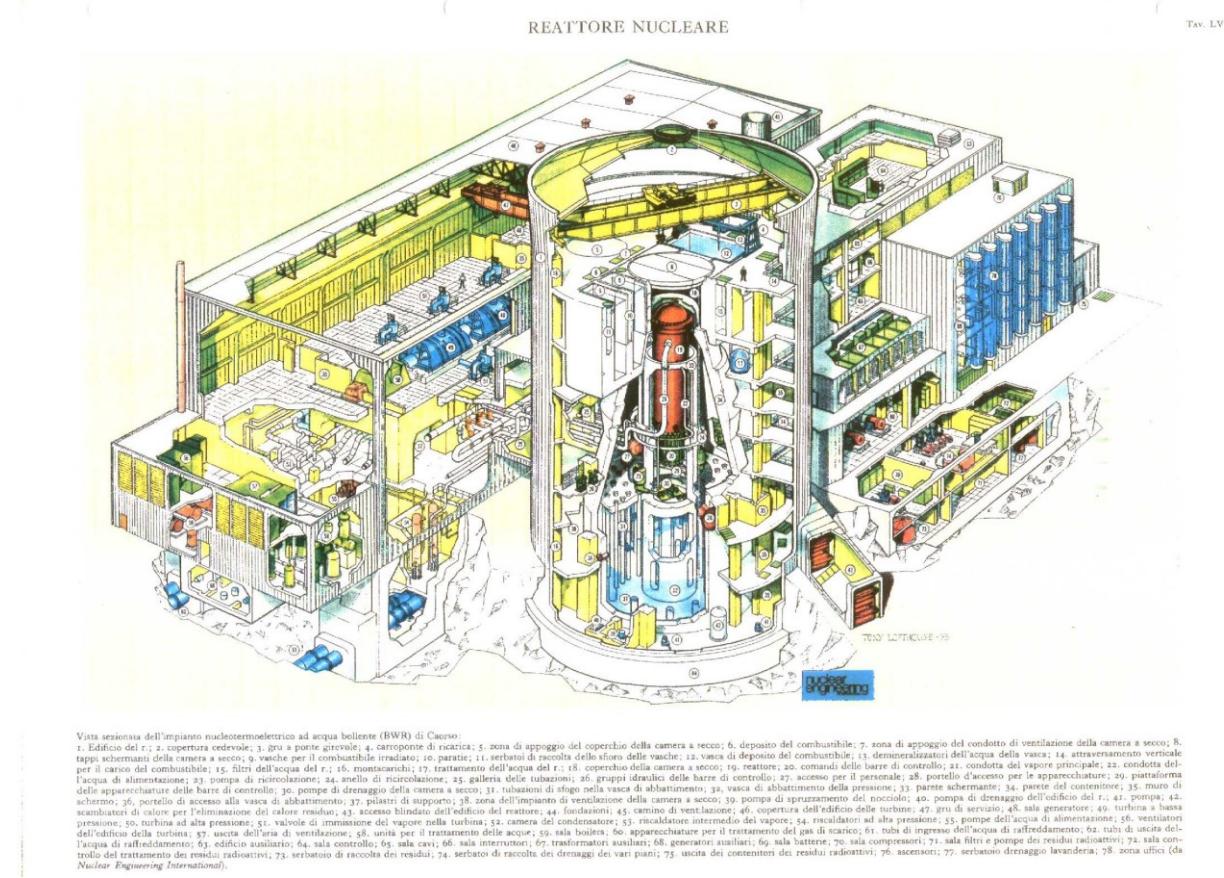


Figura 5.1 - L'impianto BWR di Caorso

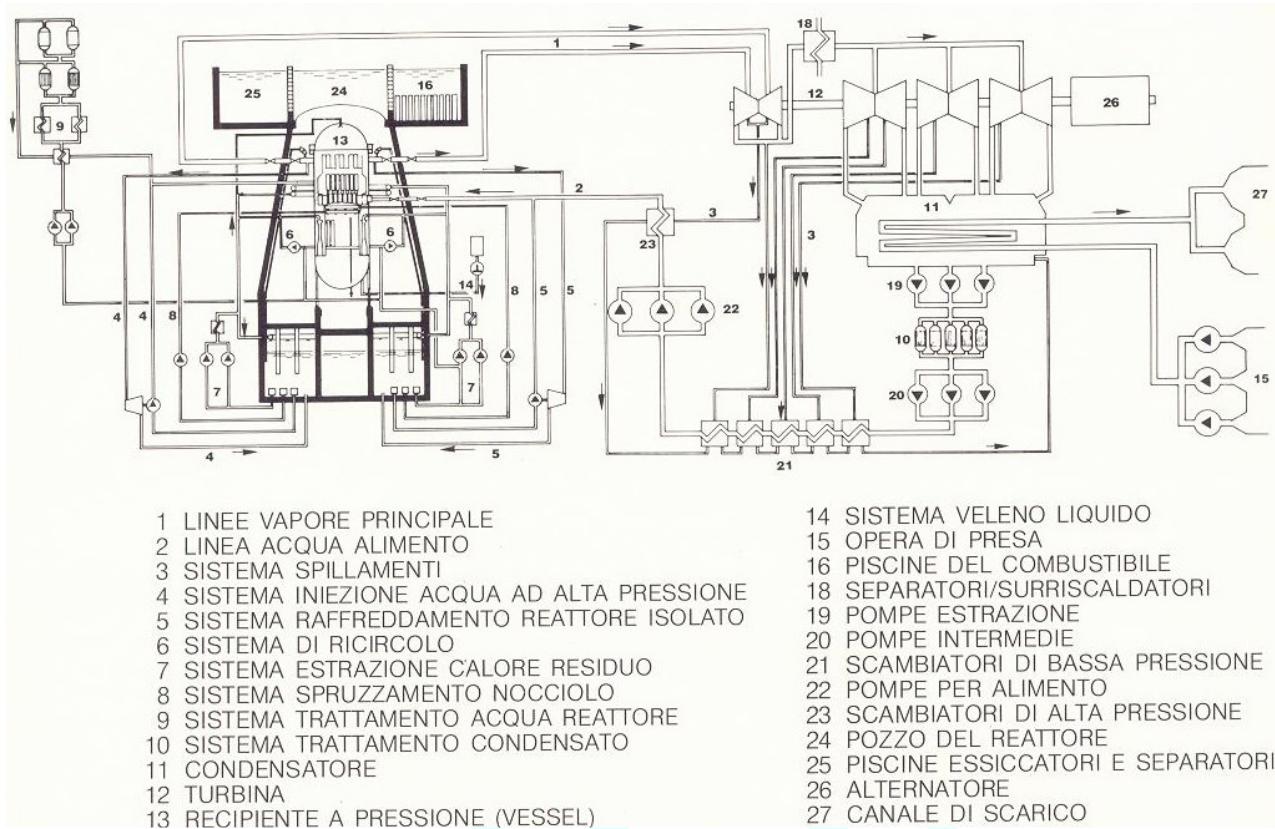


Figura 5.2 - Schema del sistema complessivo di circolazione dell'acqua e degli ECCS per l'impianto BWR di Caorso

5.2 Descrizione di un Reattore ad Acqua Bollente GE della Classe BWR 6

Per quanto riguarda la configurazione del nocciolo, le relative strutture meccaniche ed i principi di progettazione degli elementi di combustibile, nella classe BWR 6 non si sono avute rilevanti variazioni rispetto alle classi precedenti, a partire da quelle rappresentate dagli impianti di Dresden 2 ed Oyster Creek. Rispetto ai primi impianti, classificabili come BWR 1, le variazioni sono invece più evidenti, anche se non sostanziali. Pertanto la descrizione del nocciolo, presentata nel seguito per il caso particolare del BWR 6, acquista una validità più generale. Per quanto riguarda invece la concezione dell'impianto e la disposizione dei singoli componenti, si sono avute notevoli variazioni durante lo sviluppo della filiera, come già evidenziato nei paragrafi precedenti.

5.2.1 - Descrizione Generale dell'Impianto

Alla descrizione di massima di un moderno reattore ad acqua bollente BWR 6 si è giunti nei paragrafi precedenti discutendo i criteri evolutivi della filiera ad acqua bollente, presentando anche i vantaggi di alcune soluzioni tecniche di base.

Pertanto, alcune caratteristiche principali del BWR 6, quali l'adozione del ciclo diretto, l'adozione di separatori - essiccatore interni al vessel e la regolazione dell'impianto mediante la variazione della portata di ricircolo possono ritenersi già acquisite; in questo paragrafo, l'attenzione sarà principalmente posta sulle soluzioni realizzative applicate ad un moderno reattore di potenza.

Le realizzazioni dei reattori della classe BWR 6 sono state previste per potenze elettriche lorde comprese tra 682 MW_e e 1436 MW_e. Il BWR 6 è un generatore di vapore nucleare composto essenzialmente dalle seguenti parti:

- il RPV contenente il nocciolo ed i componenti interni;
 - i circuiti di ricircolo dell'acqua e di utilizzazione del vapore;
 - i sistemi di regolazione e la strumentazione;

- i circuiti ausiliari necessari per l'operazione e la sicurezza dell'impianto.

L'acqua di refrigerazione viene fatta circolare attraverso il nocciolo ottenendo una produzione di vapore che viene separato ed essiccato nella parte superiore del RPV e quindi inviato direttamente in turbina. Quest'ultima utilizza un “ciclo rigenerativo” convenzionale con surriscaldamento intermedio.

A differenza dei PWR, i BWR utilizzano barre di regolazione che entrano dal basso nel nocciolo principalmente allo scopo di ottenere un migliore profilo del flusso di potenza assiale, introducendo materiale “assorbitore neutronico” nella regione a maggiore moderazione (data l'assenza o la limitata presenza di vuoti). L'azionamento delle barre di controllo è assicurato da meccanismi idraulici, disposti nella zona sottostante il RPV, che mettono in gioco forze molto più intense della forza di gravità utilizzata nei PWR. Con questa disposizione impiantistica si ha l'ulteriore vantaggio che le barre di regolazione ed i relativi dispositivi di movimentazione non interferiscono con essiccatore e separatori di vapore e non costituiscono un intralcio durante le operazioni di ricarica del reattore.

La ricircolazione forzata dell'acqua è garantita da due pompe centrifughe che determinano, in due circuiti esterni al vessel, la “portata traente” per gli eiettori delle pompe a getto. Questa portata esterna è circa un terzo dell'intera portata di ricircolo. Per variazioni del carico in turbina sino al 25% del valore nominale, l'impianto viene regolato automaticamente variando la portata del refrigerante attraverso i circuiti esterni di ricircolo.

Lo schema di massima dell'impianto è rappresentato in fig. 5.3. Il sistema di regolazione è schematizzato, in linea di principio, con un tachimetro centrifugo (regolatore di Watt) che agisce sulle valvole dei circuiti di ricircolo.

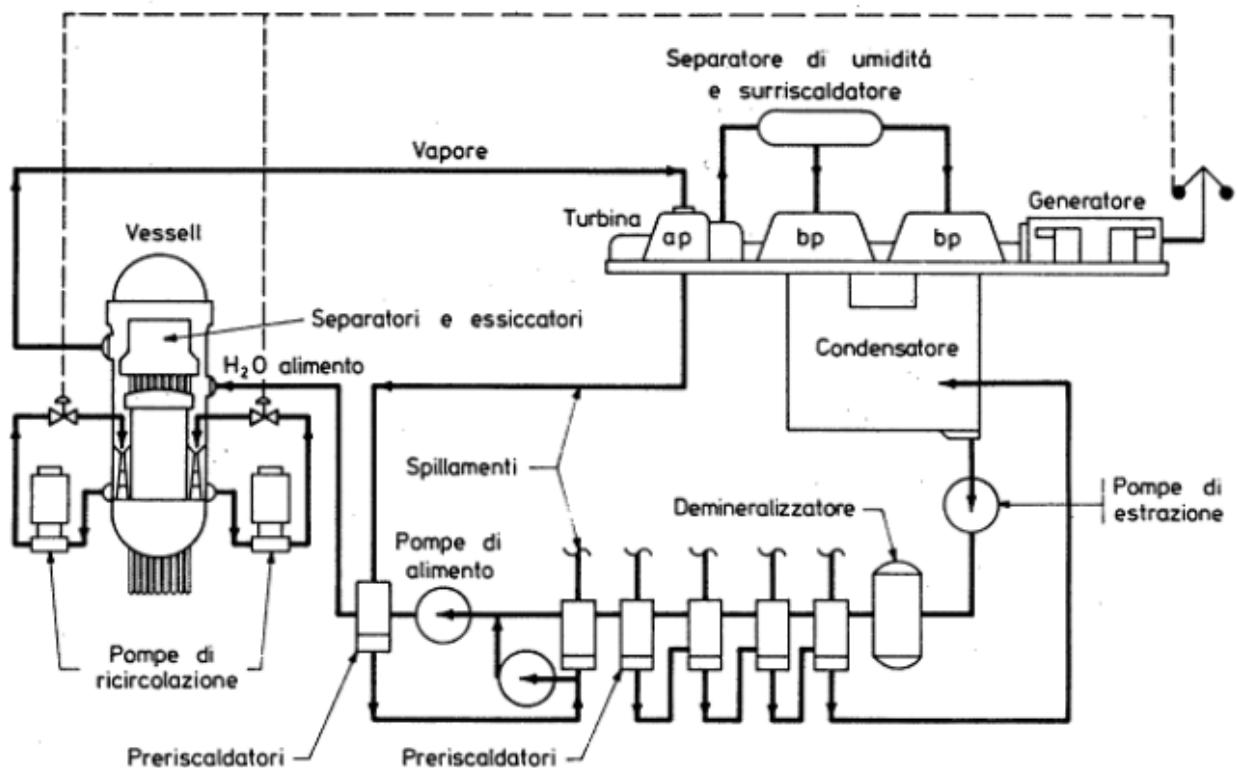


Figura 5.3 - Schema semplificato di un moderno impianto BWR della GE

5.2.2 - Descrizione del reattore

Il reattore assemblato (mostrato nello schema assonometrico in fig. 5.4) si compone principalmente delle seguenti parti: RPV, shroud, piastra inferiore, griglia superiore, separatori ed essiccatori del vapore, pompe a getto, elementi di combustibile, barre di regolazione con relativi “tubi guida” e meccanismi di azionamento. Ogni elemento di combustibile che compone il nocciolo

è posizionato su un supporto con orificiatura, montato sull'estremità superiore dei tubi di guida delle barre di regolazione. Ognuno di questi tubi di guida penetra dal fondo del vessel ed è munito, nella parte superiore, di un apposito supporto che sostiene il peso dei quattro elementi di combustibile adiacenti alla barra di regolazione. La piastra inferiore e la griglia superiore del vessel hanno solo una funzione di guida per le estremità degli elementi di combustibile.

I componenti interni del reattore (internals) del reattore sono in acciaio inossidabile (od in altra lega resistente alla corrosione) ad eccezione dei componenti strutturali degli elementi di combustibile che sono realizzati in zircaloy. Quasi tutti i principali “internals” possono essere rimossi per l’ispezione e la manutenzione; fanno eccezione, nelle procedure standard GE, le pompe a getto, lo schermo e poche altre componenti. La rimozione della piastra inferiore e della griglia superiore è possibile, anche se non è previsto che questa operazione debba essere effettuata durante la vita dell’impianto; la rimozione di altri componenti (quali gli elementi di combustibile, le barre di controllo, etc.) viene invece effettuata di “routine” in occasione delle operazioni di ricarica del reattore.

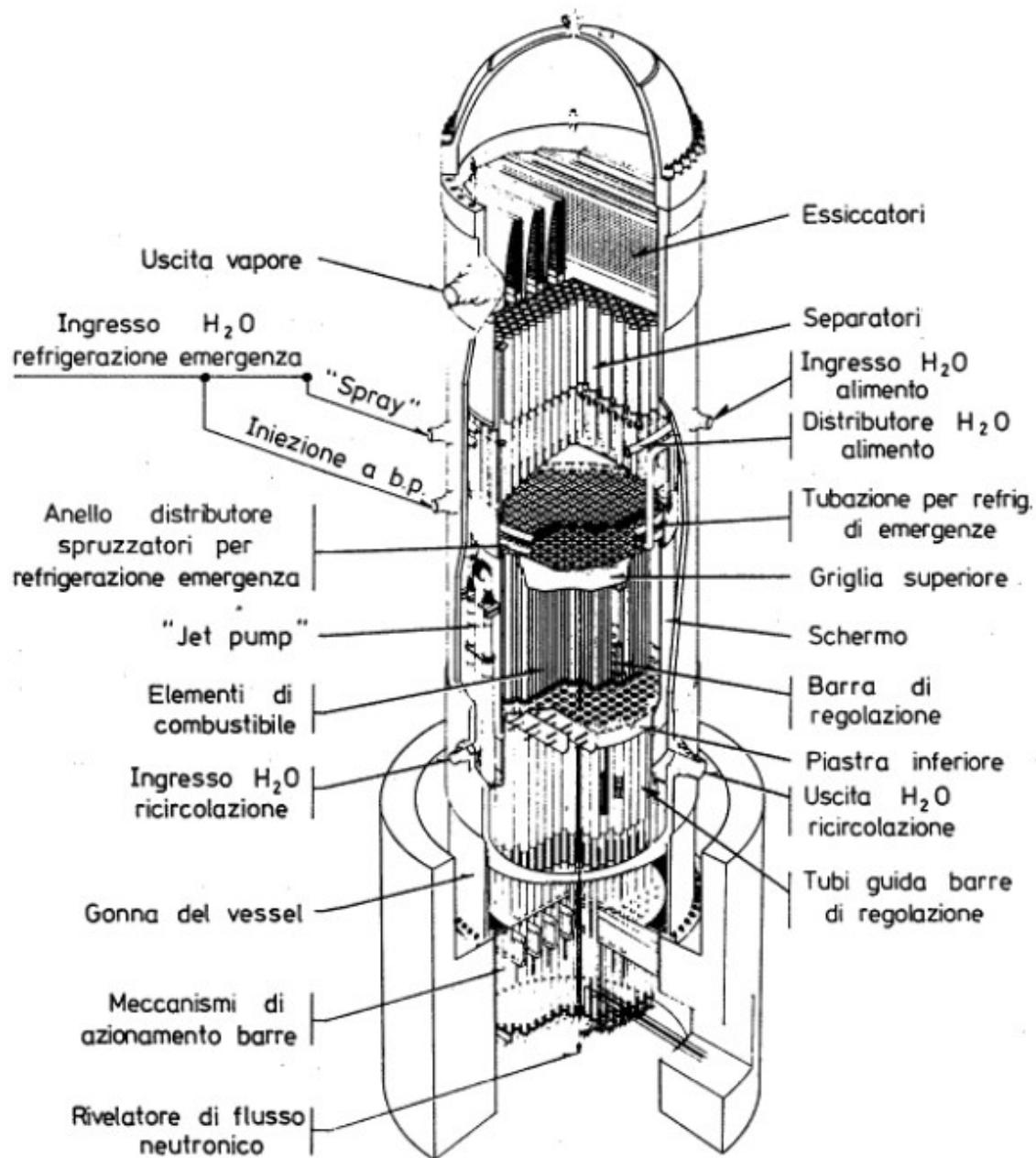


Figura 5.4 - Vessel e componenti interni di un reattore BWR 6

Il vessel è un recipiente a pressione dotato di coperchio flangiato per poter consentire l'accesso ai componenti interni del reattore durante le operazioni di ricarica. La tenuta è realizzata mediante due anelli metallici (O-rings); la zona anulare compresa tra i due anelli di tenuta è collegata ad un rivelatore di fughe che segnala le eventuali perdite dell'anello interno. Il RPV è realizzato, come materiale base, in acciaio legato mentre le sue pareti interne sono rivestite di acciaio inox eccetto il coperchio che viene in contatto con il vapore saturo secco. Il recipiente a pressione poggia su una “gonna”, collegata ad un supporto di cemento armato che costituisce parte integrante delle fondazioni dell'edificio reattore. Le dimensioni di massima di un vessel BWR 6 della potenza di 1300 MW_e (tipo Douglas Point 1) sono le seguenti: altezza ~ 21 m, diametro ~ 6 m, spessore della parete in acciaio ~ 150 mm.

Lo “shroud”, realizzato in lamiera di acciaio inossidabile, consiste in una struttura cilindrica che circonda il nocciolo; dal punto di vista idraulico costituisce una barriera che separa il flusso ascendente della miscela refrigerante nel nocciolo dal flusso discendente di acqua nella regione anulare esterna. La flangia superiore dello “shroud” si accoppia con la flangia della griglia superiore questa a sua volta si accoppia con la flangia della calotta che sostiene l'insieme degli essiccatori in modo da formare un “plenum superiore” nel quale si raccoglie la miscela in uscita degli elementi di combustibile. I diffusori delle pompe a getto penetrano attraverso il ripiano anulare che collega lo shroud al vessel (fig. 5.9). La struttura costituita dallo shroud, dal ripiano anulare del vessel e dai diffusori delle pompe a getto è concepita in modo da consentire l'allagamento della parte attiva del core in caso di un incidente di LOCA secondo lo schema presentato in fig. 5.5. In maniera analoga al barrel per il PWR, dal punto di vista nucleare, lo shroud, con l'acqua contenuta nella zona anulare, assolve anche la funzione di limitare l'esposizione neutronica ed il carico termico del vessel. Infine, dal punto di vista strutturale, lo shroud ha la funzione di sostenere, oltre il peso proprio, anche il peso dei separatori di vapore e delle pompe a getto.

Due anelli distributori, alloggiati all'interno dello shroud nella zona compresa tra la griglia superiore del vessel e la base dei separatori di vapore, e dotati di ugelli eiettori servono per spruzzare acqua durante la refrigerazione di emergenza, mentre un ugello disposto nella regione sottostante il nocciolo serve per iniettare veleno liquido (pentaborato di sodio) nell'eventualità, estremamente improbabile, di inceppamento delle barre di sicurezza.

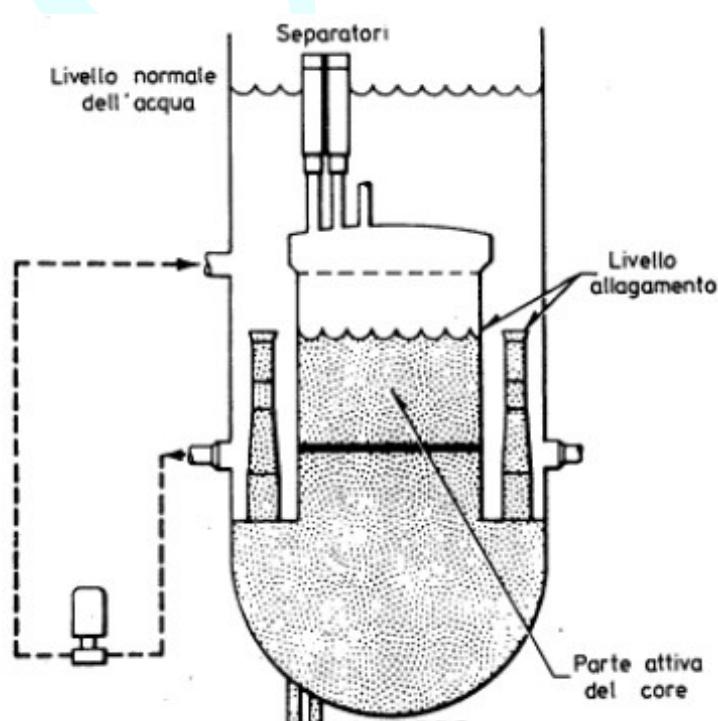


Figura 5.5 - Capacità di allagamento del nocciolo di un reattore BWR 6

I separatori di vapore sono elementi statici collegati a tubi verticali saldati sul duomo che delimita il plenum superiore del reattore. La fig. 5.6 mostra un singolo separatore. La miscela acqua-vapore fluisce attraverso il tubo adduttore verticale, urta contro le palette fisse che le imprimono un “moto ciclonico”. La forza centrifuga associata al vortice separa la fase vapore dalla fase liquida nei tre stadi del separatore. Il vapore fuoriesce dalla estremità superiore e fluisce verso gli essicicatori mentre l’acqua separata fuoriesce dalla parte inferiore di ciascuno stadio, si raccoglie nella massa liquida il cui pelo libero si stabilisce a livello dei separatori e fluisce infine nello spazio anulare tra lo shroud ed il vessel.

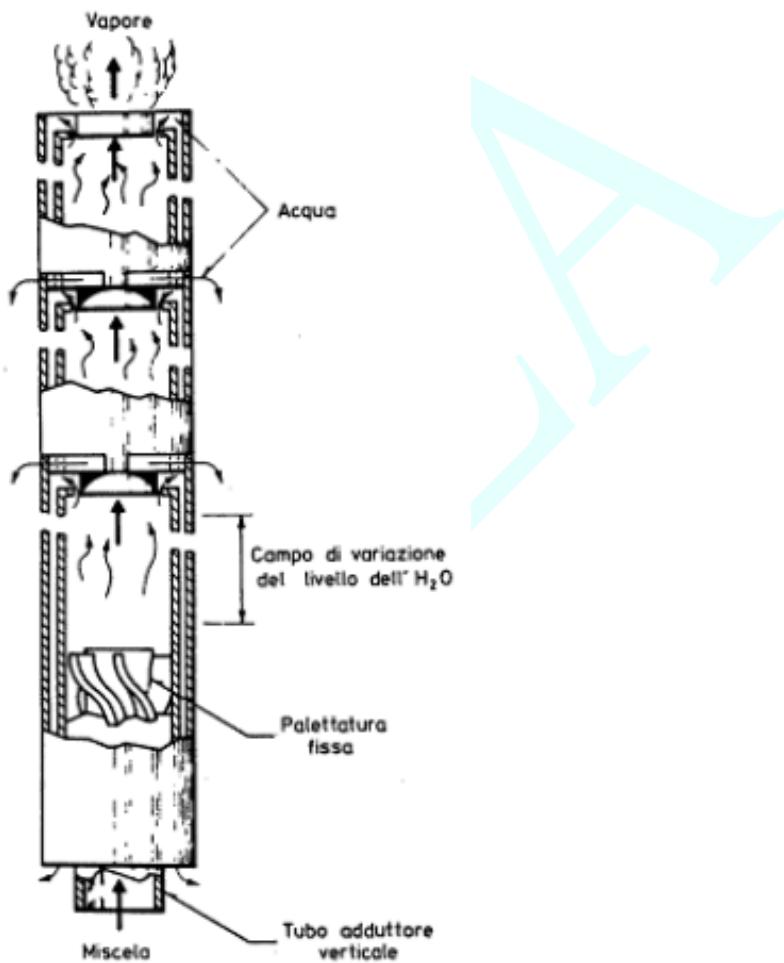


Figura 5.6 - Separatore di vapore (BWR 6)

Il complesso degli “essicicatori di vapore”, montato sopra i separatori, è rappresentato schematicamente in fig. 5.7. Il vapore fluisce trasversalmente attraverso un sistema di lamierini corrugati. L’umidità condensata viene raccolta in canali collettori e drenata nella massa d’acqua nello spazio anulare.

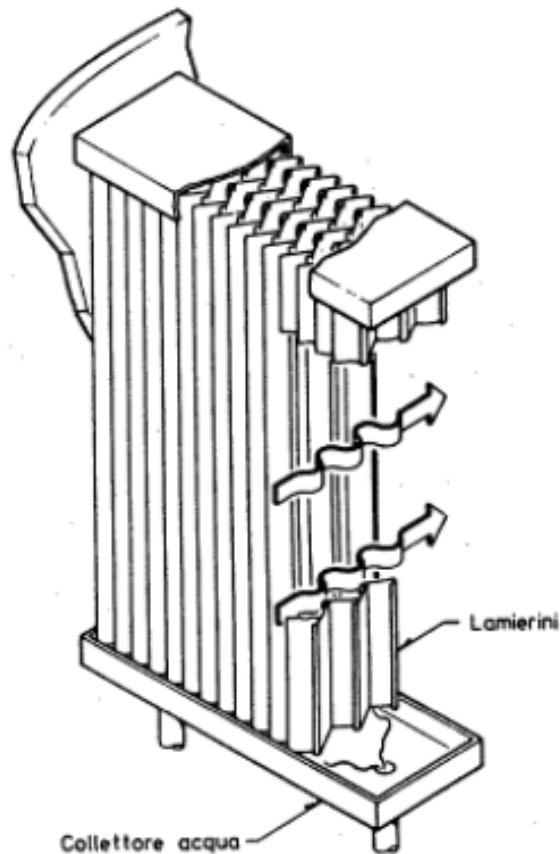


Figura 5.7 - Essiccatore di vapore (BWR 6)

Come si è detto, il sistema di ricircolo mediante pompe a getto ha la funzione di garantire un ricircolo forzato del fluido refrigerante nel core. Lo schema assonometrico in fig. 5.8 mostra la disposizione dei circuiti di ricircolo, mentre la fig. 5.9 mostra in particolare la disposizione degli eiettori all'interno della regione anulare compresa tra lo shroud ed il RPV. Come si vede, gli eiettori risultano abbinati. La “portata traente” sale attraverso il tubo montante centrale e fuoriesce dagli ugelli delle due pompe. Il getto, uscendo a forte velocità, determina una zona di bassa pressione che provoca l’aspirazione della portata principale. La fig. 5.10 mostra l’andamento qualitativo dello pressioni nelle diverse zone della pompa a getto. Il sistema di ricircolo nei BWR 6 comprende da 16 a 24 pompe a getto in relazione alla potenza dell’impianto e quindi alle dimensioni del vessel. La lunghezza tutto fuori di una pompa a getto è di circa 6 m.

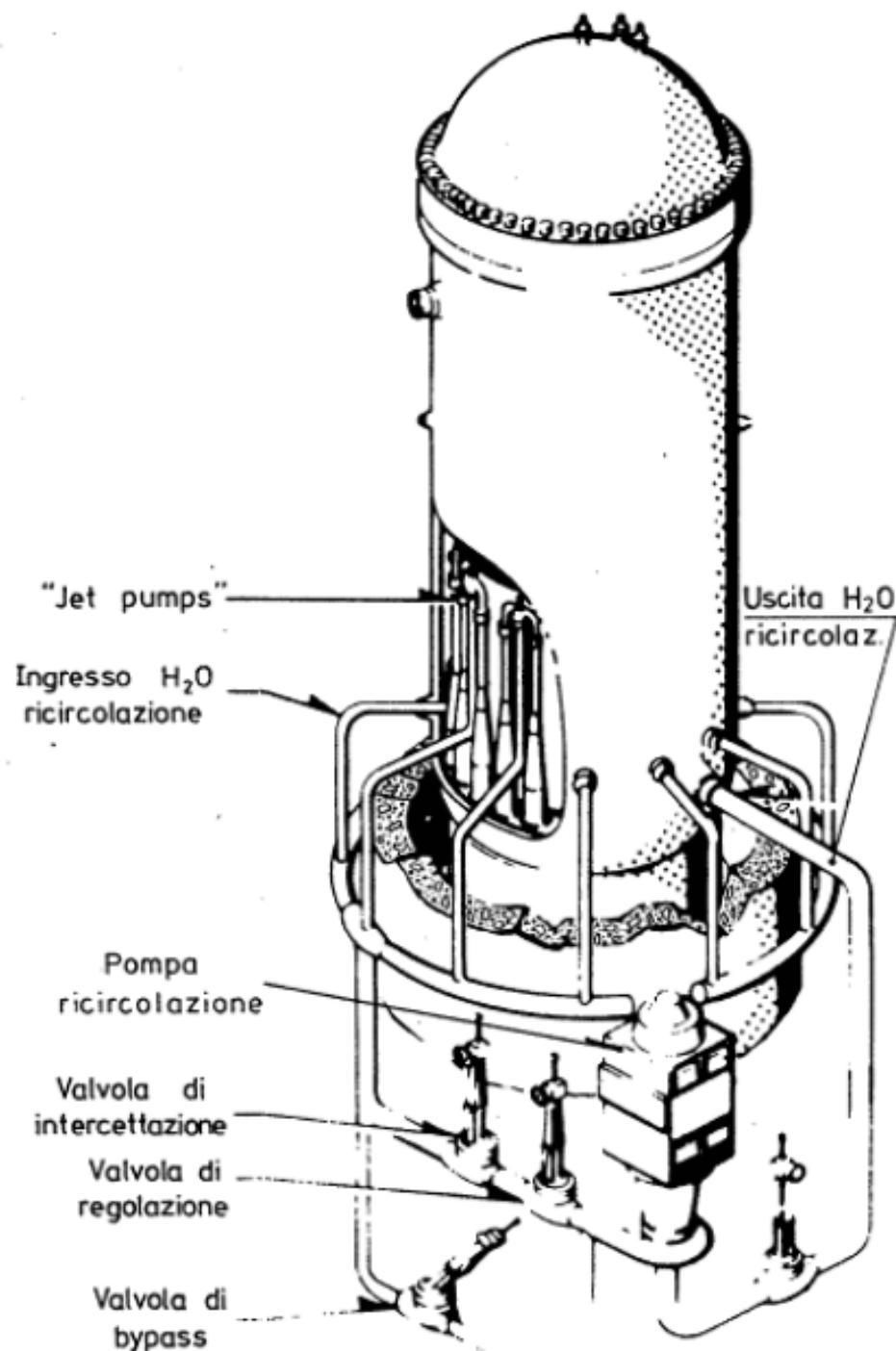


Figura 5.8 - Sistemazione dei circuiti di ricircolo reattore BWR 6

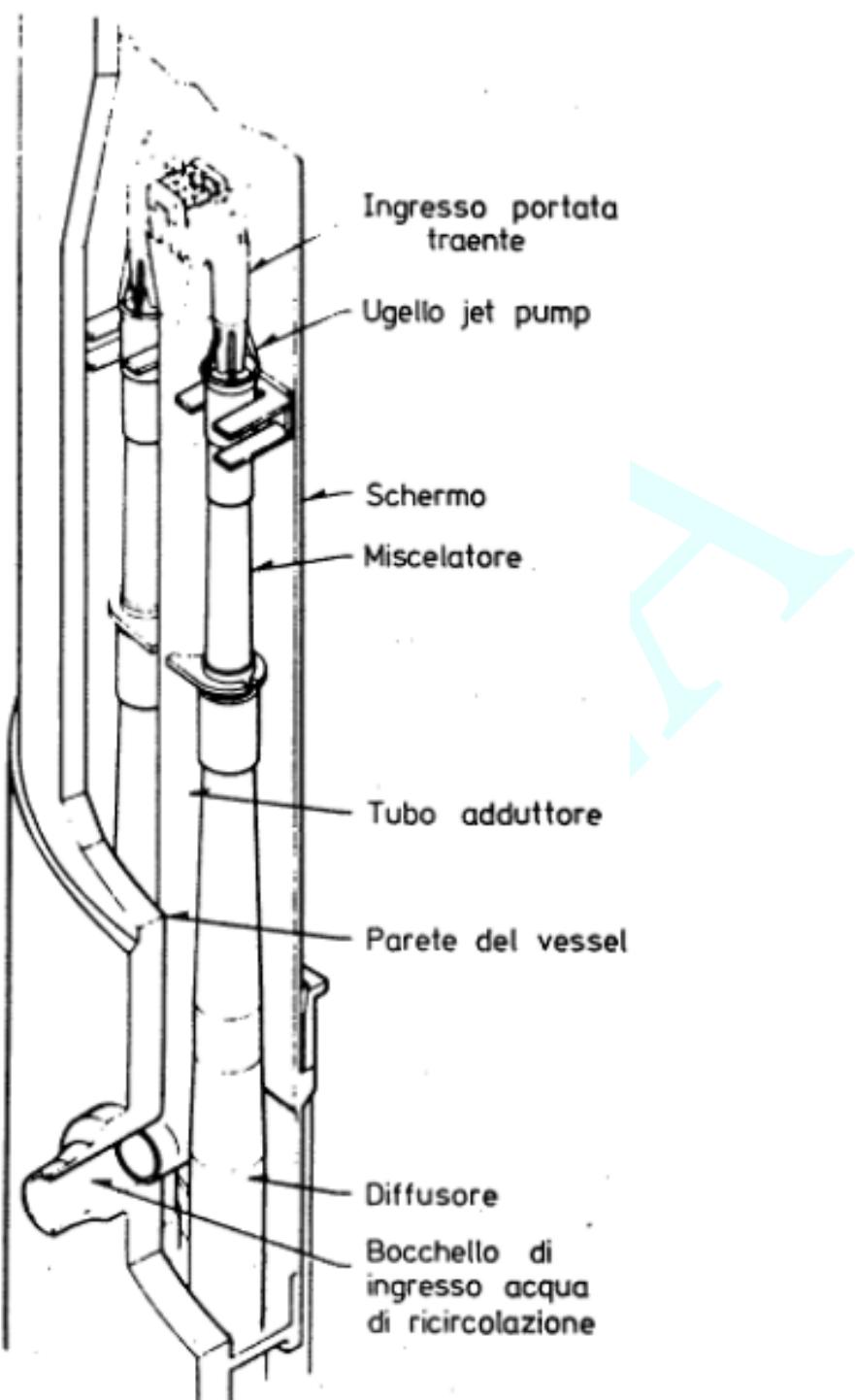


Figura 5.9 - Sistemazione delle pompe a getto nel vessel (BWR 6)

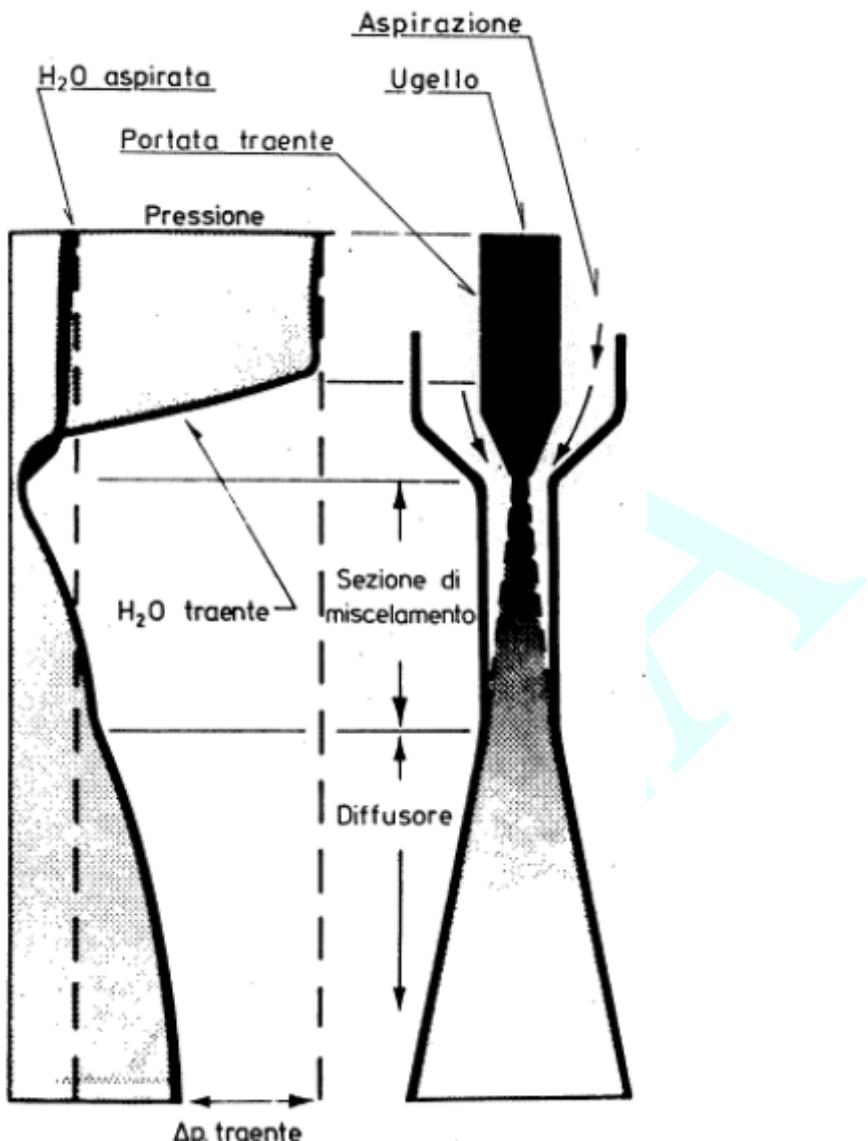


Figura 5.10 - Princípio di funzionamento di una pompa a getto

5.2.3 - Descrizione del Nocciolo

Il nocciolo del reattore trova sistemazione all'interno del RPV ed è configurato come un cilindro ad asse verticale contenente un grande numero di elementi di combustibile. Il refrigerante fluisce attraverso il nocciolo dal basso verso l'alto. La tipica sistemazione (vista in pianta) del nocciolo di un grosso reattore e la relativa configurazione del reticolato è rappresentata rispettivamente nelle fig. 5.11 e 5.12. Come si vede, il nocciolo comprende sostanzialmente due componenti: gli elementi di combustibile e le barre di regolazione. Il tipico nocciolo di un BWR 6 da 1220 MW_e (composto da 732 elementi di combustibile e 177 barre di regolazione) ha un diametro di 4.88 m ed una altezza pari a 4.27 m.

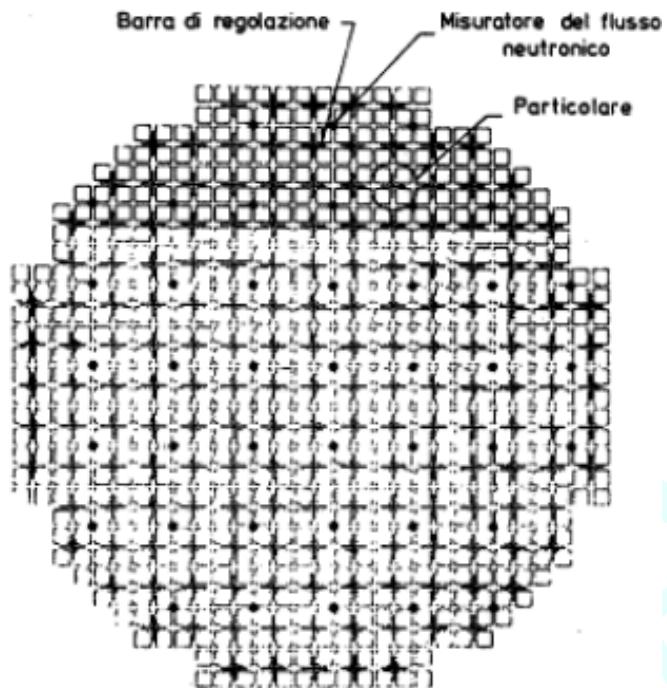


Figura 5.11 - Sistemazione degli elementi di combustibile nel nocciole di un BWR di grossa potenza

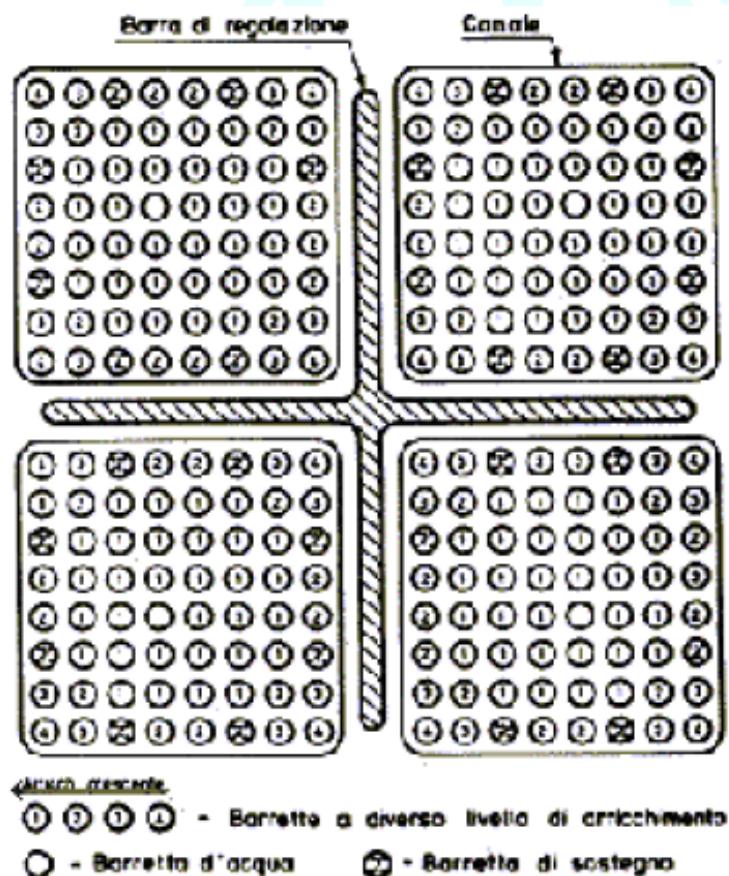


Figura 5.12 - Elemento modulare componente il reticolo del nocciole di un reattore BWR 6

Gli elementi di combustibile, di tipo eterogeneo, sono composti da un insieme di barrette ciascuna delle quali è formata da pastiglie (“pellet”) di UO₂ sinterizzato. Le pastiglie, aventi una densità reale pari al 95% di quella teorica, sono “impilate” all’interno di guaine in zircaloy-2 (nei BWR i problemi di assorbimento di idrogeno sono meno gravosi rispetto ai PWR in cui diventa

invece necessaria l'adozione della zircaloy-4). Queste sono riempite di atmosfera di elio e mantenute a tenuta stagna mediante tappi di zircaloy saldati alle due estremità dei tubi. Classicamente i tubi di zircaloy hanno un diametro esterno di 12.52 mm, una lunghezza di 4.07 m ed uno spessore dell'incamiciatura di 0.86 mm. Le pastiglie occupano una “lunghezza attiva” di circa 3.76 m. La parte superiore della barretta costituisce il “gas plenum” avente una lunghezza di circa 305 mm e destinato a raccogliere i gas di fissione che si sviluppano durante la permanenza degli elementi nel reattore. Nel “gas plenum” è inserita una molla elicoidale (fig. 5.13) che ha la funzione di trattenere le pastiglie durante le operazioni di movimentazione degli elementi di combustibile. Il gioco nominale (gap) a freddo tra le pastiglie di ossido e la parete interna delle guaine è di circa 230 µm.

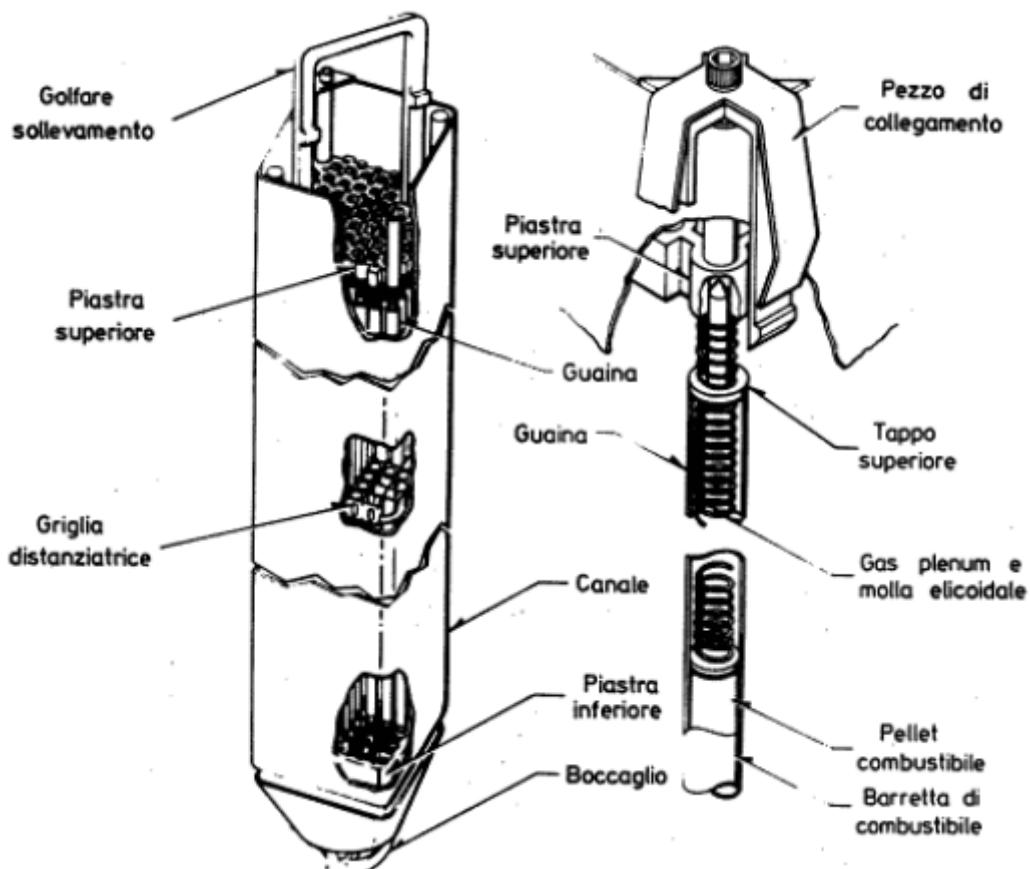


Figura 5.13 - Elemento di combustibile BWR 6

Ogni elemento di combustibile (fig. 5.12 e 5.13) è composto da 63 barrette attive disposte in reticolo quadrato 8x8. Le barrette sono mantenute in posizione e sostenute da due piastre di estremità. Sei “griglie distanziatrici”, disposte lungo l’elemento, a distanze pressoché uguali, hanno la funzione di mantenere allineate le barrette e di contenere l’ampiezza dei moti vibratori generati dal flusso del refrigerante.

La piastra inferiore dell’elemento ha un boccaglio che va ad alloggiare in un apposito supporto ed inoltre distribuisce la portata refrigerante al fascio di barrette.

La piastra superiore è dotata di un golfare di sollevamento che viene utilizzato per le operazioni di ricarica degli elementi. Entrambe le piastre sono realizzate in acciaio inox (AISI 304).

Le barrette presenti all’interno dell’elemento sono di tre tipi:

1. barrette di sostegno;
2. barrette d’acqua;
3. barrette standard di combustibile.

Le barrette di sostegno occupano nel reticolo le posizioni indicate con X in fig. 5.11 e sono dotate, alle estremità, di tappi filettati. Il tappo inferiore si avvita sulla piastra inferiore dell'elemento, mentre il tappo superiore viene fissato alla piastra superiore mediante un dado esagonale. Queste barrette hanno la funzione di sostentare il fascio durante le operazioni di caricamento. All'interno, le barrette contengono pastiglie di UO₂ in forma e disposizione analoga a quella dei PWR.

Una barretta del fascio, disposta nel gruppo delle quattro centrali, indicata con un cerchio chiaro nella fig. 5.11, è costituita da una guaina di zircaloy senza le pastiglie di UO₂. Dei piccoli fori praticati alle estremità inferiori e superiori consentono all'acqua di fluire all'interno della barretta. Come già anticipato, lo scopo è di aumentare il volume di fluido moderatore nella zona interna del fascio, per consentire una migliore distribuzione del flusso neutronico. La "barra d'acqua" ha inoltre la funzione meccanica di mantenere nella corretta posizione assiale le sette griglie distanziatrici. Queste ultime sono di disegno notevolmente complesso: il contorno (quadrato) è formato da un lamierino bugnato con le bugnature (pattini) che poggiano sulla superficie interna del canale; ogni griglia è suddivisa in 16 settori ognuno dei quali alloggia 4 barrette e contiene, in posizione centrale, una molla ad espansione in inconel, di modello particolare, che serve per mantenere in posizione le barrette mediante vincoli elastici.

Le rimanenti 55 barrette del fascio sono di tipo "standard" e contengono (come le barrette di sostegno) pastiglie di UO₂ per tutta la lunghezza attiva. Alle due estremità delle guaine sono saldati tappi di zircaloy dotati di spine che penetrano nei fori delle piastre di estremità (fig. 5.12). Una molla elicoidale in inconel, collocata sopra ogni tappo superiore, mantiene in posizione la barretta sulla piastra inferiore consentendo nel contempo uno scorrimento della spina superiore per compensare l'espansione termica assiale della barretta.

Ogni elemento di combustibile contiene barrette con quattro diversi livelli di arricchimento, inoltre determinate barrette contengono ossido di gadolinio (Gd₂O₃) come veleno bruciabile. Questi accorgimenti servono per migliorare la distribuzione del flusso neutronico sia nello spazio che nel tempo. Le barrette con minore arricchimento (in cui quindi è più elevata la cattura di neutroni termici) vengono disposte agli angoli del fascio e, più in generale, ove vi sia abbondanza di moderatore e dove, quindi, in assenza di tale accorgimento, vi sarebbe un picco di flusso neutronico termico. Nella fig. 5.12 sono indicati i livelli di arricchimento delle barrette. Da quanto detto si comprende l'importanza di evitare che durante l'assemblaggio del fascio si verifichi un errore di montaggio; pertanto si adotta l'accorgimento di differenziare i terminali a spina dei tappi in modo che risulti meccanicamente impossibile inserire una barretta contenente UO₂ a più alto arricchimento in una posizione prevista per una barretta a minore arricchimento.

Ogni fascio è racchiuso in un "canale" costituito da una scatola a sezione quadrata realizzata in zircaloy-4, avente dimensioni esterne di 140.15 x 140.15 mm e lunga 4.239 m. La scatola si accoppia alle piastre inferiore e superiore del RPV (fig. 5.4) in modo da costituire un canale chiuso per il fluido refrigerante che dal "plenum inferiore" del RPV imbocca il boccaglio di ingresso del fascio, passa attraverso i fori della piastra inferiore dell'elemento, lambisce le barrette asportando la potenza termica generata per fissione e sbocca quindi, come miscela acqua - vapore, attraverso i fori della piastra superiore dell'elemento, nella parte superiore del canale e quindi nel "plenum superiore" del vessel. I canali hanno anche la funzione di guidare le barre di controllo. L'insieme fascio di combustibile - canale è denominato "fuel assembly". L'uso di canali separati, disposti in parallelo, consente inoltre di ottenere, ove necessario, portate differenziate adottando orifici singoli di diverso diametro. Ciò aumenta anche la flessibilità del reattore consentendo di utilizzare per le nuove cariche elementi di differente disegno (p.e. caratterizzati da minori perdite di carico).

Le "barre di regolazione" cruciformi sono schematicamente rappresentate in fig. 5.13. L'assorbimento neutronico è ottenuto mediante carburo di boro (B₄C) contenuto, sotto forma di polvere compattata al 65% della densità teorica, all'interno di tubicini disposti nei quattro bracci della croce. La lunghezza attiva è di 3.658 m. I tubicini sono chiusi alle estremità; le barre sono progettate come recipienti a pressione dovendo contenere l'olio che si sviluppa dalla reazione di

cattura neutronica del boro. Il limitatore di velocità, visibile in fig. 5.14, è un dispositivo meccanico che costituisce parte integrante della barra di regolazione e serve per frenarne una possibile “discesa libera”, e quindi la rapidità di inserzione di reattività positiva, nel caso, estremamente improbabile, di un “incidente di caduta” della barra stessa. Il dispositivo è concepito in modo da non opporre una grossa resistenza fluidodinamica quando il moto della barra avviene nella normale direzione di inserzione. Il complesso delle barre di regolazione è dimensionato in modo che il sistema possa, in qualsiasi istante, diventare sottocritico al comando (automatico o manuale) di scram, anche se la barra di controllo più “reattiva” non venisse inserita nel core. La velocità di inserzione deve essere inoltre tale da consentire la protezione del reattore per ogni tipo di transitorio che possa essere previsto durante l'esercizio dell'impianto. Le barre di regolazione sono connesse a meccanismi di conduzione montati inferiormente e consistenti in attuatori idraulici che provvedono al loro posizionamento assiale secondo le esigenze di funzionamento dell'impianto.

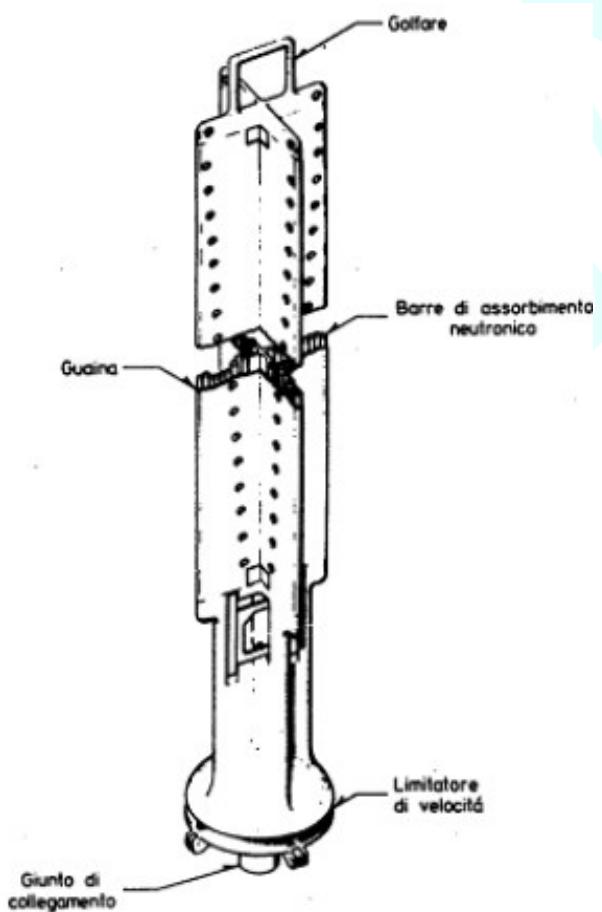


Figura 5.14 - Barra di controllo per reattore BWR

Oltre che effettuare l'intervento rapido di scram, le barre assolvono la duplice funzione di regolare il profilo radiale del flusso neutronico all'interno del nocciolo e di compensare la diminuzione della reattività a lungo termine durante la permanenza degli elementi nel reattore. Quest'ultima funzione è assolta, come già anticipato, in concomitanza con l'ossido di gadolinio inserito in alcune barrette di combustibile (mentre l'uso di composti del boro disciolti nel fluido moderatore/refrigerante è limitata dalla presenza massiccia della fase vapore).

Come già visto, l'adeguamento della potenza generata alla richiesta di carico viene invece, entro larghi limiti, effettuato automaticamente mediante la regolazione della portata di ricircolo.

Anche se, come si è detto, le barre di controllo possono essere agevolmente smontate in occasione di ogni operazione di ricarica del combustibile, la loro vita media è lunga rispetto al ciclo

operativo del reattore. Il progetto viene effettuato considerando un periodo di operazione di 15 anni a piena potenza. Due fattori limitano questa durata:

- a) la diminuzione dell'efficacia della regolazione dovuta al consumo del B^{10} ;
- b) il raggiungimento del limite di sollecitazione meccanica dovuto all'aumento della pressione dell'elio che si sviluppa, per effetto della reazione di cattura (n, α) del B^{10} .

5.3 Sistemi di Contenimento per i BWRs

Come già anticipato nel capitolo precedente, i sistemi di contenimento impiegati nei reattori appartenenti a questa filiera sono generalmente del tipo a soppressione di pressione.

Per la maggior parte delle grandezze in gioco, i requisiti richiesti sono sostanzialmente uguali a quelli relativi ai sistemi di contenimento dei PWRs con alcune eccezioni, le più importanti delle quali possono essere così sintetizzate:

- Non essendo presenti i generatori di vapore, non deve essere ovviamente considerato come input di energia il rilascio di fluido secondario
- È necessario prendere in attenta considerazione le perturbazioni indotte nella piscina di soppressione dal rilascio nella stessa della miscela liquido - aeriforme e dalla conseguente condensazione del vapore. Si deve peraltro tener presente a questo proposito che la piscina è generalmente utilizzata anche in condizioni di normale esercizio per lo scarico del vapore attraverso le linee di sfioro
- Il tasso di perdita deve essere mantenuto al di sotto dell'1% per giorno del volume interno del contenitore. L'aumento del tasso di perdita ammesso per questo tipo di contenitore rispetto a quello richiesto per i contenitori a piena pressione appare giustificato, oltre che dal volume assoluto ridotto del contenitore stesso, dalla riduzione della concentrazione dei prodotti radioattivi presenti in forma rilasciabile nell'atmosfera interna grazie al passaggio della miscela attraverso l'acqua della piscina

5.3.1 - Descrizione del Sistema di Contenimento MARK III

Il sistema MARK III costituisce l'ultima soluzione proposta dalla General Electric per i contenitori a "soppressione di pressione" dei BWR "classici". L'architettura dell'impianto si sviluppa in tre edifici: l'edificio reattore, l'edificio per le apparecchiature ausiliarie e l'edificio per la ricarica del combustibile, disposti come mostrato dallo schema assonometrico di fig. 5.15.

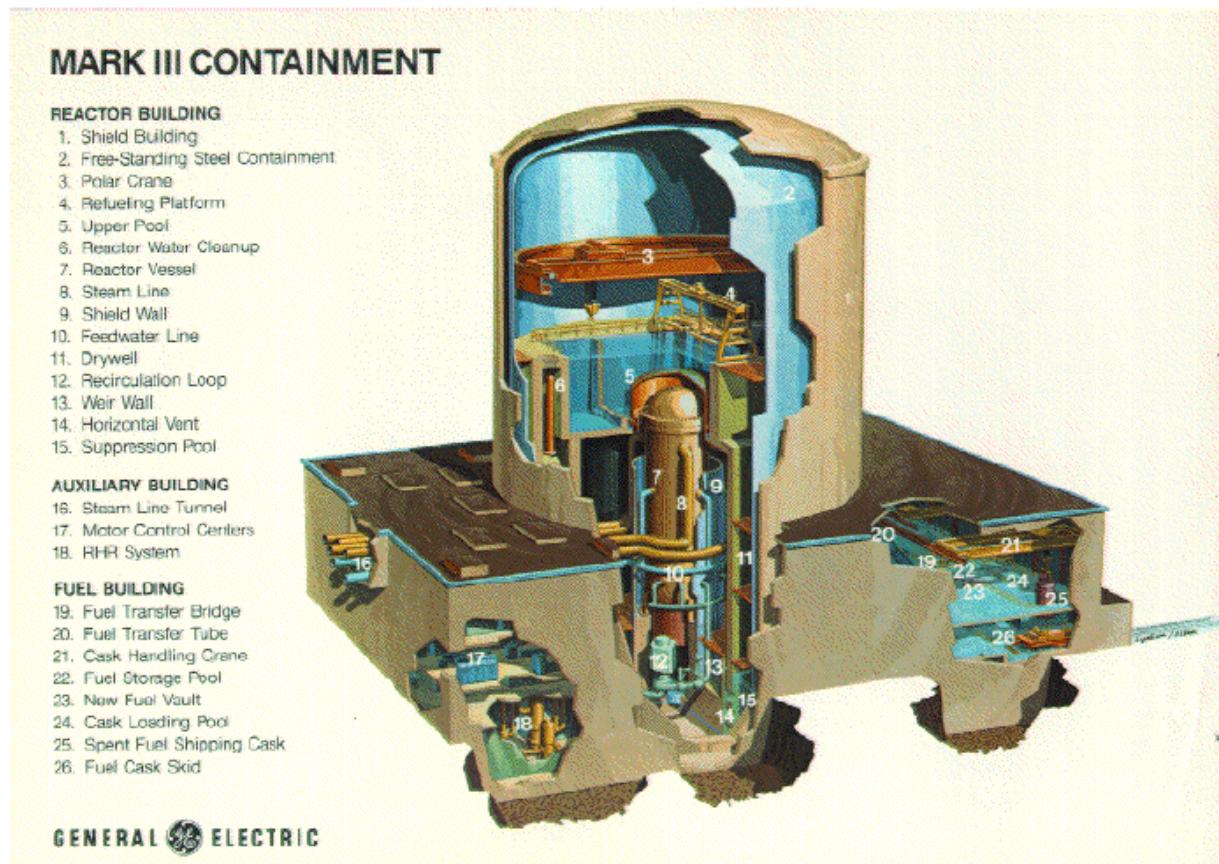


Figura 5.15 - Sistemazione degli edifici di un BWR (soluzione Mark III)

L'edificio reattore (fig. 5.16) comprende essenzialmente le seguenti parti:

- 1) Un edificio esterno in cemento armato. Esso ha in primo luogo la funzione di schermo per le radiazioni ed è dimensionato in modo da proteggere l'ambiente circostante dall'impianto in ogni condizione incidentale; inoltre è concepito come barriera di protezione del reattore nei confronti di eventuali proiettili o carichi esterni. Il volume anulare tra l'edificio esterno in calcestruzzo ed il contenitore in acciaio è mantenuto in depressione rispetto all'esterno e l'aria aspirata dall'interno viene trattata, prima di essere scaricata al cammino, in modo da impedire il rilascio all'ambiente esterno delle minime perdite radioattive che eventualmente potrebbero verificarsi attraverso la struttura in acciaio
- 2) Un contenitore in acciaio, costituito da un grosso recipiente cilindrico, ancorato alla piastra del basamento e concepito come struttura a tenuta stagna con la funzione primaria di contenere gli eventuali prodotti di fissione che possono essere rilasciati a seguito di qualsiasi sequenza incidentale. La pressione di progetto è di 1 ate a 85 °C per pressione interna e di 0.055 ate per pressione esterna. Lo spessore massimo della parete è di 37 mm
- 3) Il “dry-well”, contenente il RPV. Il “dry-well” è costituito da una struttura in cemento armato. La sua funzione primaria è di contenere la miscela acqua - vapore prodotta da un incidente di LOCA e di incanalarla nelle aperture di sfoglio (vent) verso la piscina di soppressione, pertanto non è richiesta una tenuta stagna. Inoltre il “dry-well” ha le funzioni di:
 - schermo γ , per consentire il normale accesso del personale all'interno del “contenitore in acciaio” durante il funzionamento del reattore
 - struttura portante nei confronti della “piscina superiore” e di vari dispositivi (per esempio la piattaforma per la ricarica degli elementi di combustibile)

- protezione del RPV dai “colpi di frusta” delle tubazioni e dai proiettili che possono generarsi in conseguenza di una eventuale rottura del RCS (Reactor Coolant System, cioè circuito primario)
- 4) Il “wet-well”, contenente la piscina di soppressione. L’acqua della “piscina di soppressione” è contenuta in condizioni normali tra la struttura di contenimento in acciaio ed una diga di ritenuta. L’acqua nello spazio anulare tra la diga e la parete del dry-well è comunicante per mezzo di tre ordini di fori (sfiati o “vent”) con il grosso volume d’acqua della piscina sul fondo del wet-well. In caso di rilascio a seguito di LOCA la pressione nel dry-well sale e spinge l’acqua, contenuta nello spazio anulare, verso il basso scoprendo il primo ordine di fori ed il vapore gorgoglia in piscina condensando. Se la pressione continua a salire si scoprono anche i fori degli ordini inferiori e la portata di sfiato aumenta. La “piscina di soppressione”, a forma anulare, ha le pareti interamente rivestite in acciaio inossidabile. Oltre che per la condensazione del vapore derivante da potenziali incidenti, l’acqua in essa contenuta viene utilizzata per diverse funzioni (per es. alimentazione dei sistemi di refrigerazione di emergenza, serbatoio di scarico per il vapore rilasciato dalle valvole di sicurezza, etc.)
- 5) La “piscina superiore” in cemento armato, internamente rivestita in acciaio inossidabile, è piena d’acqua durante il funzionamento del reattore che ha anche la funzione di schermo per le radiazioni. La piscina è dotata di compartimenti stagni in modo da consentire il drenaggio della parte centrale e l’accesso al coperchio del RPV per le operazioni di ricarica

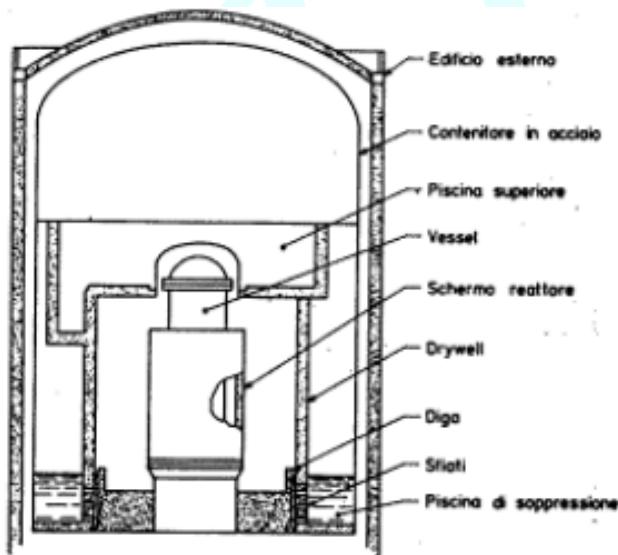


Figura 5.16 - Edificio reattore (soluzione Mark III)

Nel seguito (tab. 5.1) sono riportati i principali dati caratteristici della Centrale di Alto Lazio (Montalto), del tipo BWR 6 - MARK III.

GENERALI

| | |
|-------------------------------------|---------------|
| Potenza termica nocciolo | 2,894. MWt |
| Potenza utile per il ciclo | 2,897.7 MWt |
| Potenza elettrica | 900. MWe |
| Portata vapore | 5.647 t/h |
| Pressione vapore nel duomo | 73.1 Ata |
| Pressione vapore in uscita | 69. Ata |
| Portata totale nel nocciolo | 38.3 t/h |
| Portata acqua alimento | 5.64 t/h |
| Temperatura ingresso nocciolo | 278. °C |
| Entalpia ingresso nocciolo | 1,226. kJ/kg |
| Entalpia del liquido in saturazione | 1,255. kJ/kg |
| Entalpia del vapore in uscita | 2,765.6 kJ/kg |
| Entalpia di alimento | 924.7 kJ/kg |
| Titolo medio in uscita nocciolo | 0.145 |

NOCCIOLO

| | |
|-----------------------------------|--------------------------|
| Numero degli elementi | 592 |
| Numero di barrette per elemento | 63 |
| Numero complessivo barrette | 37,296 |
| Peso totale UO ₂ | 126.7 10 ³ kg |
| Densità media di potenza | 56. kW/l |
| Potenza specifica media | 25.9 kW/kgU |
| Potenza specifica lineare media | 19.8 kW/m |
| Potenza specifica lineare massima | 44.1 kW/m |
| Area totale di scambio termico | 55,516. m ² |
| Flusso termico medio | 50.3 W/cm ² |
| Flusso termico massimo | 111. W/cm ² |
| MCPR | > 1.21 |
| Temperatura massima combustibile | 1,833. °C |
| Frazione vuoti massima | 0.76 |
| Frazione vuoti media | 0.43 |

FATTORI DI PICCO DI POTENZA

| | |
|-----------------------|------|
| F_{\parallel}^N | 1.4 |
| F_{\perp}^N | 1.4 |
| $F_{\perp p}^N$ | 1.13 |
| F_{totale}^N | 2.22 |

ELEMENTO DI COMBUSTIBILE

| | |
|--------------------------|----------|
| Altezza complessiva | 4.47 m |
| Altezza attiva | 3.75 m |
| Passo tra le barrette | 16.26 mm |
| Distanza fra le barrette | 3.73 mm |
| Lato interno del fodero | 0.1341 m |
| Spessore del fodero | 3. mm |

BARRETTE DI COMBUSTIBILE

| | |
|--------------------------|-------------|
| Diametro esterno | 12.5 mm |
| Diametro interno camicia | 10.8 mm |
| Spessore della camicia | 0.86 mm |
| Materiale camicia | Zircalloy 2 |
| Diametro pastiglia | 10.57 mm |
| Altezza pastiglia | 10.67 mm |

CARATTERISTICHE DEL FLUIDO NEL CIRCUITO

| Posizione | Pressione | Portata | Temperatura | Entalpia |
|----------------------------------|-----------|---------|-------------|----------|
| | ata | t/h | °C | kJ/kg |
| Ingresso nocciolo | 75.6 | 38.3 | 278. | 1225.9 |
| Uscita nocciolo | 73.7 | 38.3 | 288. | 1497.9 |
| Uscita separatori | 73.1 | 5.67 | 287. | 2765.6 |
| Ingresso acqua alimento | 74.9 | 5.67 | 216. | 924.7 |
| Aspirazione pompe ricircolazione | 73.0 | 11.16 | 278. | 1225.9 |
| Mandata pompe ricircolazione | 91.8 | 11.16 | 279. | 1230.1 |

Tabella 5.1 - Principali dati caratteristici della Centrale di Alto Lazio (Montalto)

5.3.2 – Aspetti di Sicurezza del Sistema di Contenimento MARK III

In termini generali, la sicurezza degli impianti BWR, come usuale per le centrali LWR (e, più in generale, per la quasi totalità degli impianti nucleari), si basa su un'adeguata “declinazione” della filosofia della difesa in profondità (fig. 5.17).

Layers of Protection

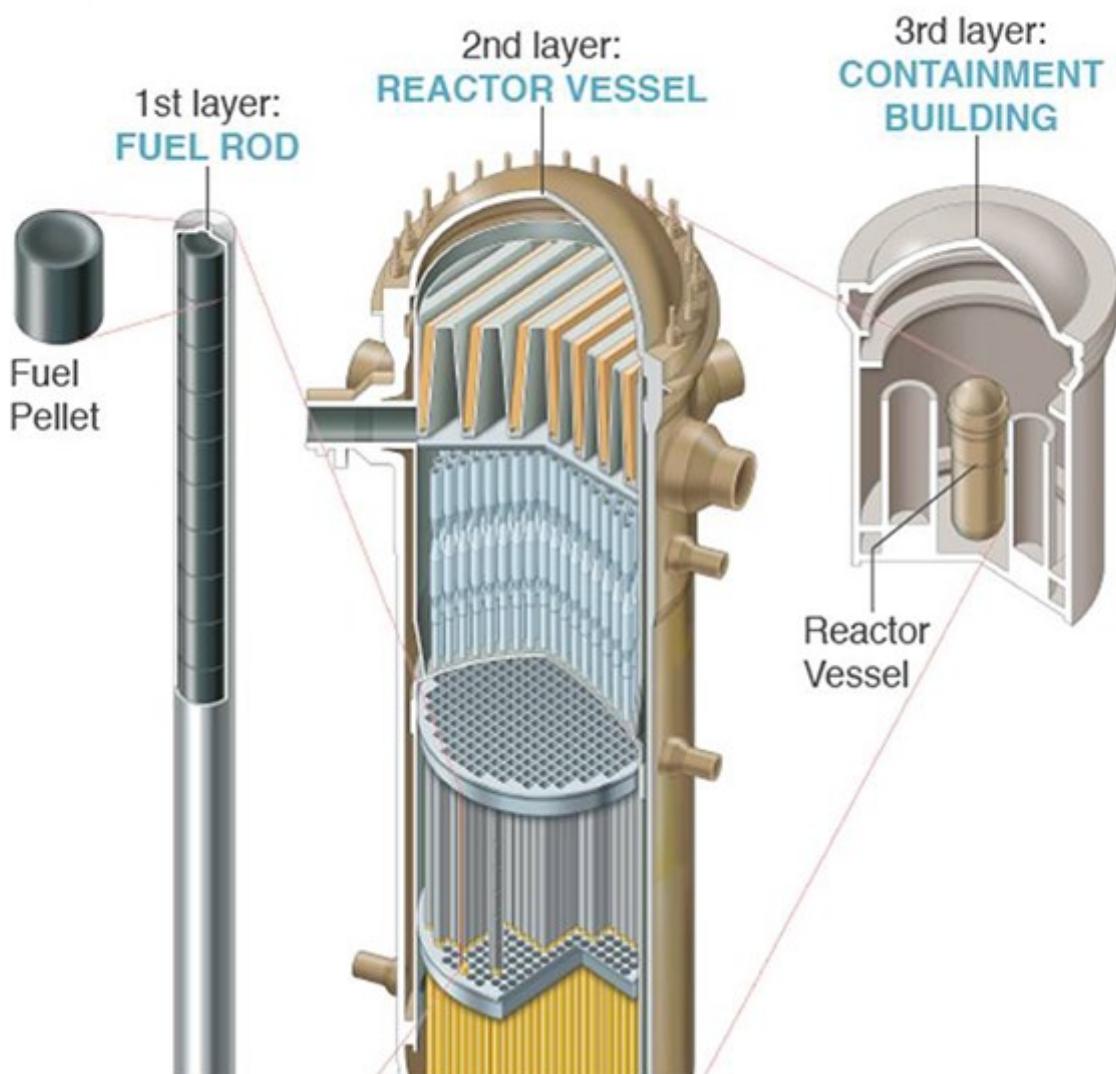


Figura 5.17 - Barriere multiple per i BWR

Più nel dettaglio, dal punto di vista della sicurezza, si riporta di seguito l'illustrazione (fig. 5.18) delle caratteristiche più salienti di un tipico BWR con contenimento MARK III.

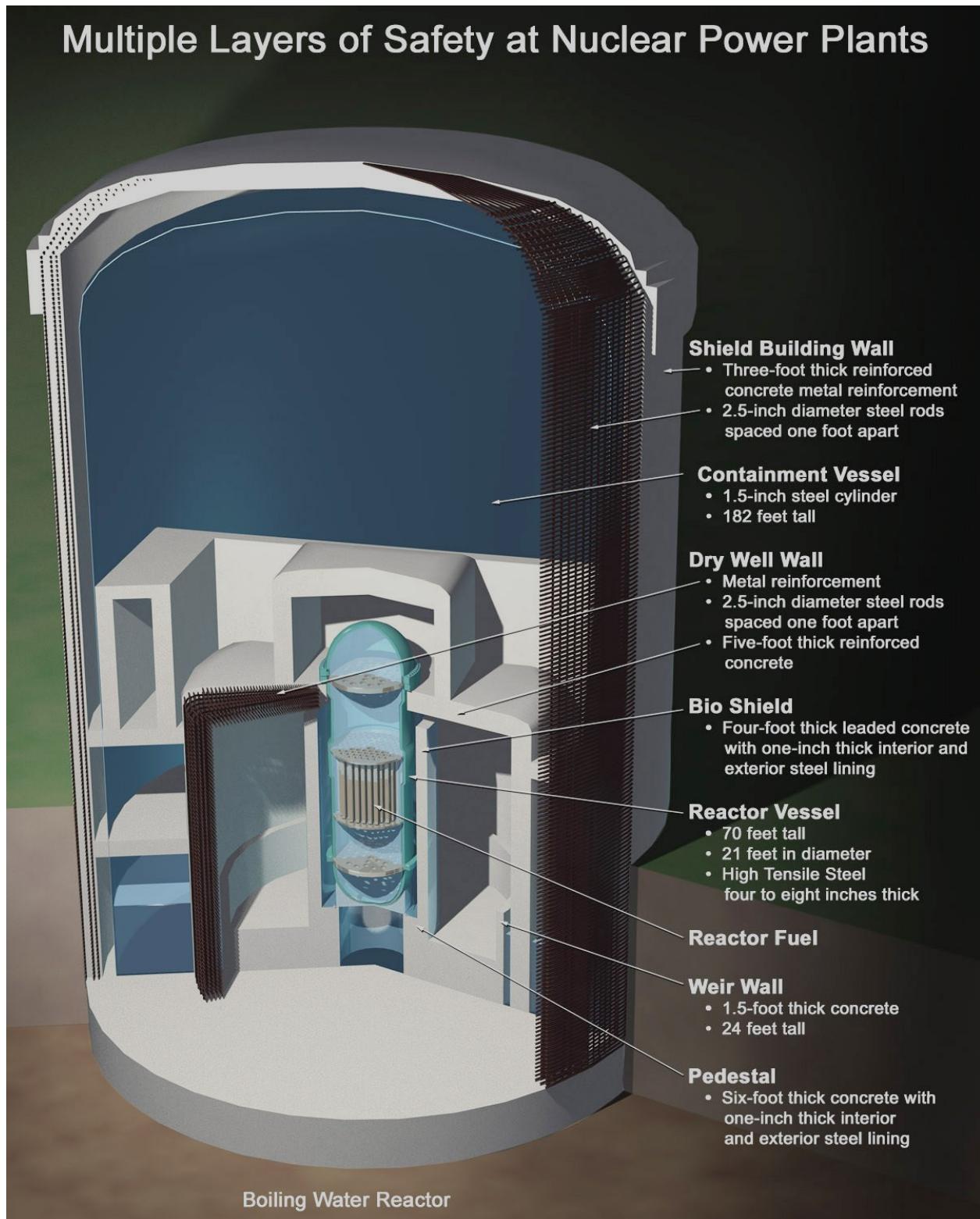


Figura 5.18 - Barriere multiple in un BWR con contenimento MARK III

Si possono notare, nell'ordine (dall'esterno verso l'interno):

- edificio di contenimento in calcestruzzo armato dello spessore di circa 1 m;
- maglia d'acciaio spaziata di circa 30 cm del diametro di circa 6 cm;
- liner metallico interno di contenimento dello spessore di circa 4 cm;
- parete del Dry Well, con rinforzo in maglia metallica di circa 6 cm e parete di calcestruzzo armato dello spessore di circa 1.5 m;

- schermo biologico, dello spessore di oltre un metro, con copertura metallica interna ed esterna di circa 2.5 cm;
- vessel del reattore, in acciaio al carbonio, dello spessore tipico dell'ordine di 20 cm;
- matrice ceramica del combustibile;
- Weir Wall (parete della piscina di raccolta), dello spessore di circa 0.5 m;
- piedistallo, dello spessore di circa 2 m, con ricopertura sia esterna che interna di 2.5 cm di acciaio.

5.4 Ciclo del combustibile per i BWR (caricamento sparso)

Nei reattori BWR la situazione relativa al ciclo di combustibile si presenta in modo notevolmente diverso rispetto ai PWR. L'effetto combinato della distribuzione dei vuoti e della presenza delle barre di controllo è tale da rendere la distribuzione radiale di potenza sensibilmente appiattita in un'estesa zona del nocciolo. Deve anche essere messo in evidenza che, essendo la densità di potenza nei BWR minore che nei PWR, a parità di potenza complessiva il grado di disaccoppiamento del nocciolo risulta per i primi sensibilmente maggiore che per i secondi.

Tenendo presente quanto sopra richiamato, per i reattori BWR non è opportuna l'adozione di cicli del combustibile che prevedano spostamenti degli elementi del nocciolo. La soluzione concettuale scelta ed adottata in tutti i BWR è la seguente: il nocciolo dei reattori è costituito da un conveniente numero di celle elementari ciascuna delle quali è composta da 4 elementi di combustibile e dalla associata barra di controllo (fig. 5.19). Durante ciascuna operazione di refuelling viene sostituito uno dei quattro elementi di ciascuna delle celle elementari (complessivamente un quarto degli elementi di combustibile del nocciolo).

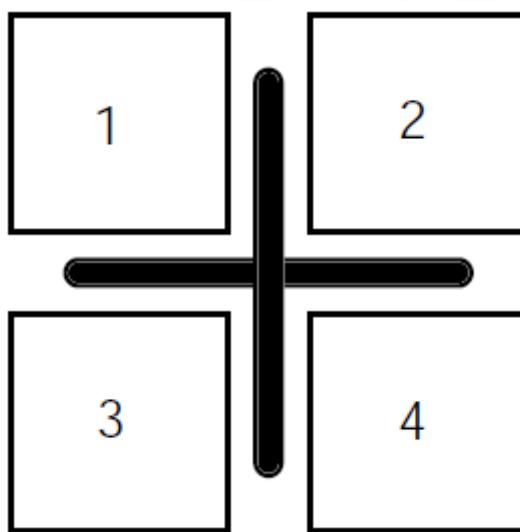


Figura 5.19 - Cella elementare per un BWR

Con il ciclo a regime, all'inizio del ciclo i -esimo i 4 elementi di ciascuna cella avranno accumulato un burn-up pari rispettivamente a 0, $\frac{1}{4}$, $\frac{1}{2}$ e $\frac{3}{4}$ di quello previsto allo scarico. Alla fine dello stesso ciclo, il burn-up raggiunto sarà pari ad $\frac{1}{4}$, $\frac{1}{2}$, $\frac{3}{4}$ e 1. Si procederà allora alla sostituzione dell'elemento con burn-up 1 con un elemento di combustibile fresco. Durante l'intera vita dell'impianto si procederà ciclicamente nel modo suddetto. Ciascun elemento di combustibile permarrà nel nocciolo per una durata corrispondente a 4 cicli, in ciascuno dei quali accumulerà un burn-up mediamente pari ad $\frac{1}{4}$ di quello medio allo scarico. Questo tipo di ciclo a caricamento sparso è stato usato nei reattori ad acqua di tipo bollente sin dal 1962, in occasione del primo "refuelling" del reattore di Dresden. Esso viene consigliato dalla GE per tutti i reattori BWR.

Esiste inoltre una variante a questo schema (vedi fig. 5.20) in cui il nocciolo del reattore viene diviso in 5 zone, di cui quattro si ripetono in modo modulare attorno alle barre di controllo cruciformi e la quinta, alla periferia, è la così detta regione “buffer”, in cui il flusso neutronico è minore. Quest'ultima regione viene pertanto sostituita meno frequentemente e, all'equilibrio, l'irraggiamento di questa zona viene mantenuto a circa la metà del valore di scarico. Ad ogni ciclo viene pertanto scaricato un quinto di nocciolo dai 4/5 degli elementi più esposti, secondo lo schema a rotazione indicato in figura. Tenuto conto della presenza dei vuoti e delle barre di controllo questo schema porta ad un appiattimento considerevole della potenza nella zona centrale del nocciolo.

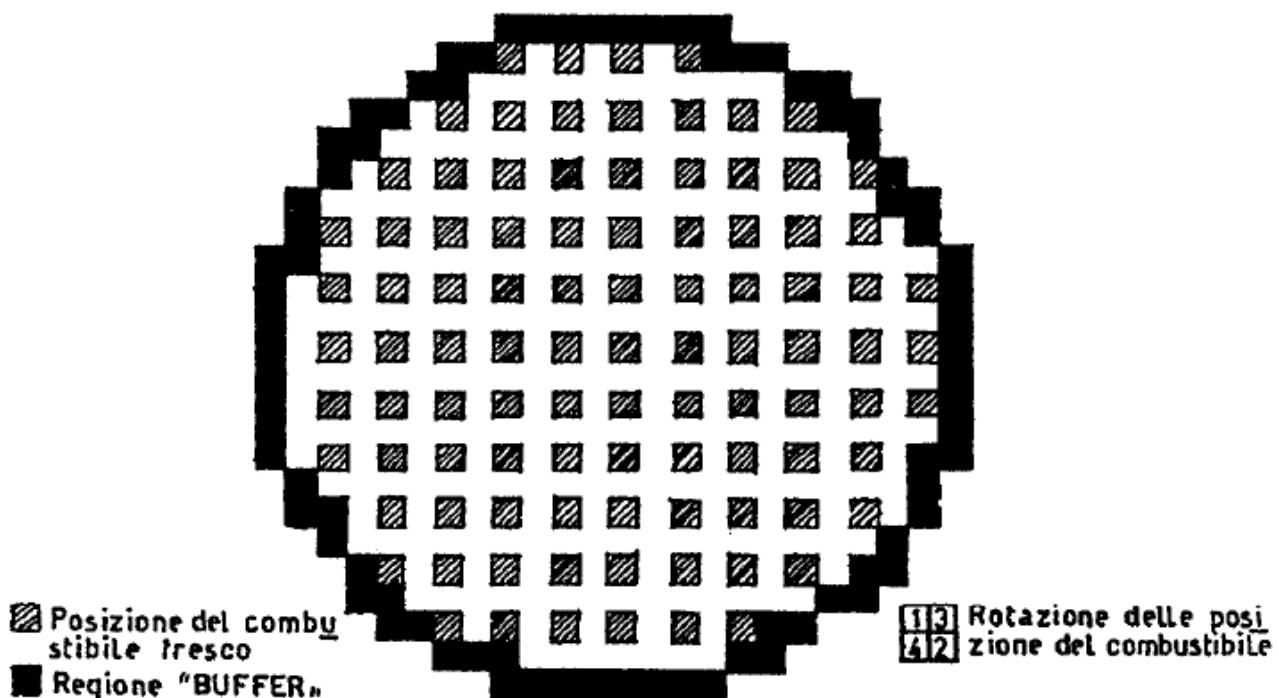


Figura 5.20 - Ciclo a caricamento sparso (metodo a 5 “batch” per il reattore di Dresden)

Le dimensioni del “batch”, un quinto nel caso accennato, sono un compromesso tra un più alto burn-up di scarico ed una disponibilità massima dell'impianto (minor numero possibile di shutdown). Infatti passando da 5 a 3 “batch” si aumenta il fattore di disponibilità solo del 2% e si riduce l'irraggiamento allo scarico del 10%; per contro aumentando i “batch” da 5 a 7 si aumenta l'irraggiamento solo del 5% a scapito di una riduzione del 2% del fattore di carico potenziale (fig. 5.21). Si può ritenere pertanto che il valore ottimale del numero di batch cada tra i 4 e i 5 “batch”.

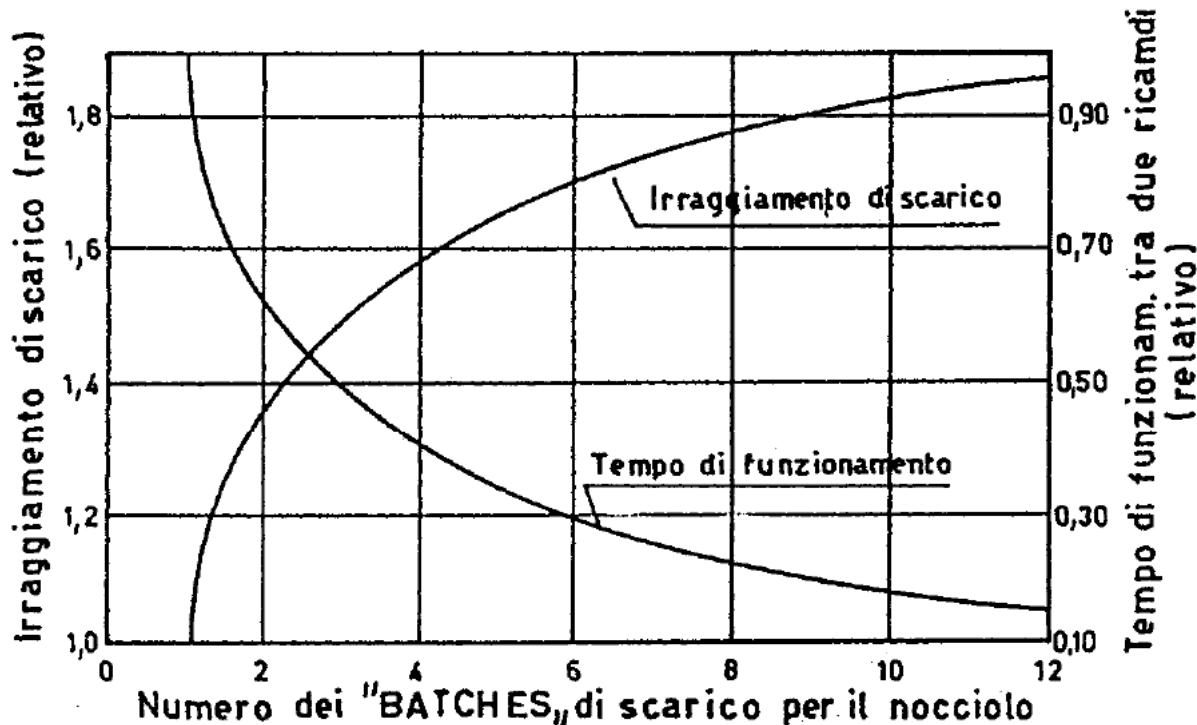


Figura 5.21 - Relazione tra le dimensioni del "batch" ed i vari effetti

L'equilibrio viene usualmente raggiunto dopo circa 7 ricambi, durante i quali il "burn-up" si mantiene più basso del valore di equilibrio. Questo inconveniente può, almeno in parte, essere eliminato aumentando l'arricchimento del primo nocciolo e compensando la maggior reattività con mezzi temporanei di controllo, ad esempio scatole di acciaio in sostituzione di quelle di zircaloy. A differenza del ricambio a zone, lo scatter loading mantiene una composizione essenzialmente uniforme su tutto il nocciolo. Vediamo ora in dettaglio i vantaggi di questo tipo di ciclo di combustibile:

- I. *Reattività del combustibile fresco*: poiché la reattività massima che si può controllare è prefissata (ad es. 1.7%), all'equilibrio, con un ricambio a zone, non si potrebbe superare un $k_{inf} = 1.15$ per il combustibile fresco che, per il reattore tipo Dresden, avrebbe portato il burn-up solo a 8000 MWd/t. Con il ricambio di tipo scatter loading è consentito utilizzare combustibile fresco con $k_{inf} = 1.25$ (perché poi il valore medio è attenuato dal combustibile irraggiato adiacente), ottenendo un burnup allo scarico più elevato, intorno a 18000÷20000 MWd/t
- II. *Reattività del combustibile spento*: l'aumento della reattività del combustibile fresco permette di diminuire la reattività del combustibile allo scarico (0.66% per ogni per cento di reattività del combustibile nuovo), in modo tale da aumentare, per due motivi, la reattività a disposizione del burn-up
- III. *Distribuzione di potenza*: poiché gli elementi di combustibile hanno dimensioni trasversali inferiori a diverse lunghezze di migrazione (il contrario capita per le zone del ciclo a "shuffling"), non si ha una deformazione della distribuzione macroscopica di potenza. Si hanno pur tuttavia dei picchi di flusso neutronico tra elemento ed elemento, più che compensati però dall'appiattimento assiale provocato dal bruciamento centrale degli elementi più irradiati
- IV. *Esercizio*: il reattore non avverte le estreme differenze nelle caratteristiche nucleari del combustibile. Ad esempio con un "burn-up" di scarico di 15000 MWd/t e ciclo a 5 "batch", il reattore si comporta come un reattore uniforme, con "burn-up" medio iniziale di 6000 MWd/t, fino allo scarico ad un valore medio di 9000 MWd/t. Da ciò seguono semplici e ripetibili schemi sia per la programmazione delle barre di controllo sia per l'analisi dei dati di esercizio

Utilizzando questo tipo di ciclo del combustibile, migliorano inoltre i coefficienti di reattività (rispetto al caricamento a zone) e vengono eliminati gli spostamenti del combustibile all'interno del nocciolo, riducendo pertanto i tempi di arresto della centrale.

5.5 Cenni ad alcune problematiche di controllo e regolazione

5.5.1 - Accumulo dello Xe dopo lo spegnimento dell'impianto

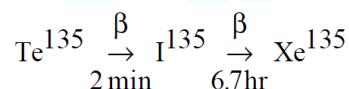
La maggior parte dei prodotti di fissione hanno sezioni di cattura neutronica abbastanza elevata e, pertanto, la loro produzione ed accumulo nel nocciolo determina un aumento delle catture parassite e, quindi, una diminuzione della reattività. Tali prodotti di fissione, in quanto caratterizzati da elevati valori della sezione di cattura, vengono anche detti “veleni”.

Alcuni di questi prodotti, con particolare riferimento allo Xe^{135} ed al Sm^{149} , raggiungono la loro concentrazione di equilibrio poco tempo dopo la messa in marcia del reattore e, quindi, gli effetti sulla reattività dovuti alla loro formazione si manifestano nei primi giorni della vita del nocciolo e si concretizzano in un abbassamento del fattore di moltiplicazione che raggiunge il suo valore di equilibrio dopo qualche giorno dall'avviamento del reattore e si mantiene costante durante la vita. I prodotti di fissione che presentano questa caratteristica vengono normalmente indicati col nome di “veleni saturabili”.

Altri prodotti di fissione, detti “veleni non saturabili”, si accumulano invece durante la vita e, pertanto, la diminuzione di reattività conseguente andrà aumentando pressoché linearmente nel tempo in relazione all'aumento del burn-up del combustibile.

Nei reattori ad acqua leggera la variazione della reattività connessa all'accumulo dei veleni non saturabili ed al consumo del fissile è pari a circa 1'1% per 1000 MWd/t di burn-up. La variazione della reattività associata alla produzione dello Xe^{135} è pari a circa 3÷4%; quella associata alla produzione del Sm^{149} pari a circa 1'1%.

In particolare, lo Xe^{135} si produce sia direttamente durante la fissione sia per decadimento del Te^{135} secondo la seguente catena:



Un importante fenomeno da prendere in considerazione è quello relativo all'aumento della concentrazione dello Xe^{135} nei tempi immediatamente successivi allo spegnimento dell'impianto. Tale fenomeno è facilmente spiegabile in base alle seguenti considerazioni:

- In caso di arresto rapido dell'impianto, il flusso neutronico tende rapidamente a zero, con conseguente annullamento della produzione del Te^{135} e di quella dello Xe^{135} proveniente direttamente dalle fissioni
- Cessa però anche la trasformazione per cattura neutronica dello Xe^{135} in Xe^{136} . In breve tempo quindi la concentrazione dello Xe^{135} sarà determinata soltanto dal decadimento dello I^{135} in Xe^{135} e dal decadimento di quest'ultimo in Cs^{135} . Poiché la costante di decadimento dello I^{135} è maggiore di quella dello Xe^{135} , a partire dalla condizione di equilibrio che si aveva al momento dello spegnimento, il numero di nuclei di I^{135} che, nell'unità di tempo, decadono in Xe^{135} sarà per un certo tempo maggiore del numero dei nuclei di Xe^{135} che decadono in Cs^{135} . Ciò determina un aumento iniziale della concentrazione di Xe^{135} accompagnato, ovviamente, da una diminuzione della concentrazione dello I^{135}
- Quando il prodotto $\lambda_I[I]$ diventa uguale al prodotto $\lambda_{Xe}[Xe]$, si avrà invece una nuova condizione istantanea di equilibrio. Successivamente la concentrazione dello Xe^{135} andrà diminuendo e, quando tutto lo I^{135} sarà decaduto, la concentrazione dello Xe^{135} residua tenderà esponenzialmente a zero, seguendo la propria legge di decadimento

Nella fig. 5.21 è riportato l'andamento nel tempo della concentrazione dello Xe^{135} per differenti valori del flusso neutronico termico iniziale. Dall'esame della figura suddetta risulta che la concentrazione dello Xe^{135} raggiunge il massimo in tempi dell'ordine della decina di ore con valori che dipendono fortemente dall'entità del flusso neutronico termico iniziale.

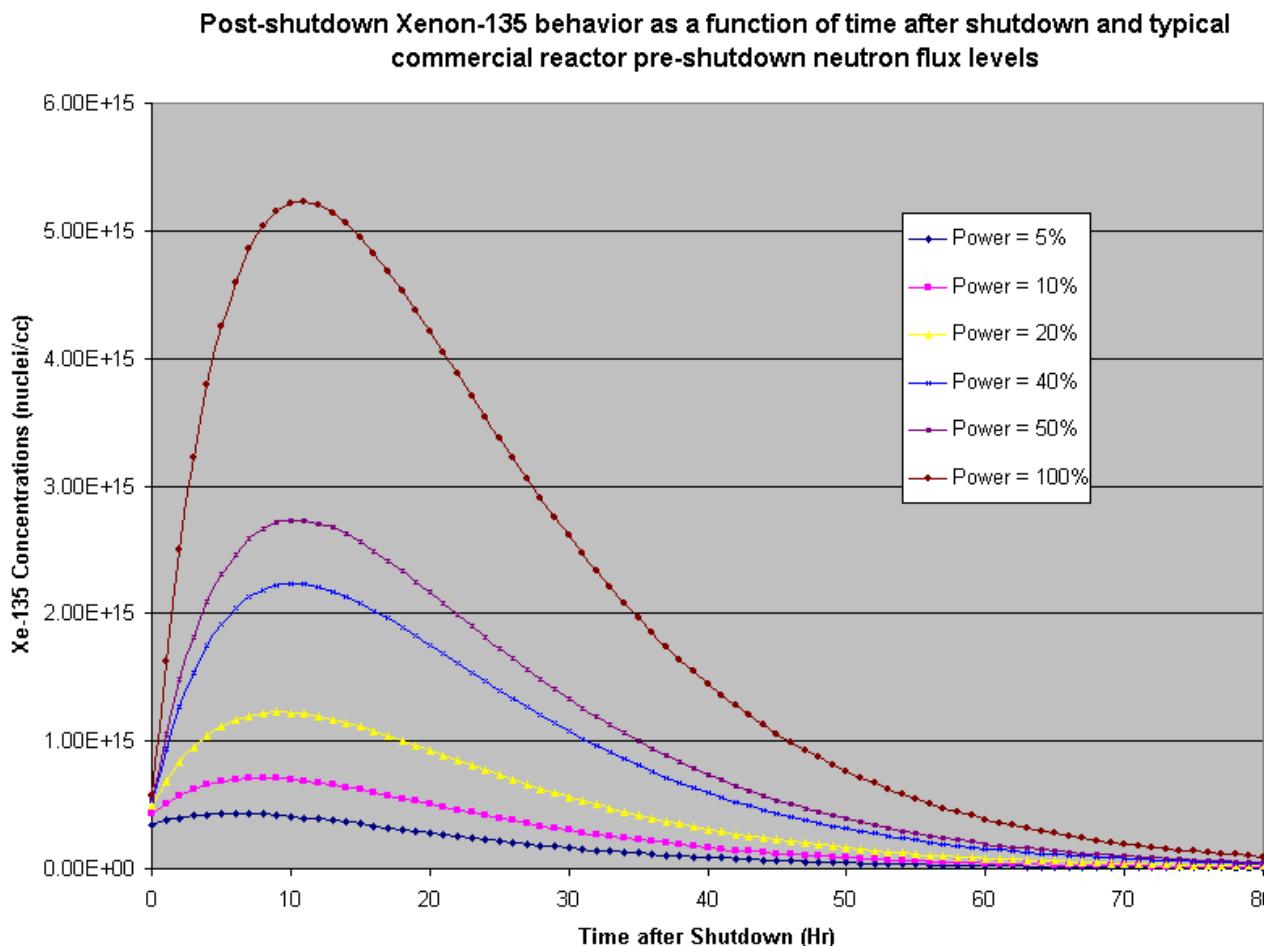


Figura 5.21 - Andamento nel tempo della concentrazione di Xe^{135}

La presenza del fenomeno suddetto può avere conseguenze per l'esercizio dell'impianto. Per il riavviamento dell'impianto dopo uno spegnimento rapido è, ovviamente, necessario inserire una reattività positiva sufficientemente elevata da compensare quella negativa associata alla presenza dei "veleni". Nel caso specifico, nelle prime ore successive allo spegnimento, l'avvelenamento del reattore sarebbe pari a quello che si aveva prima dell'arresto, aumentato da quello dovuto all'incremento della concentrazione di Xe^{135} . Potrebbe allora accadere che la reattività a disposizione non sia sufficiente e, in tal caso, il riavviamento del reattore sarebbe possibile solo dopo che siano passate un numero di ore sufficienti per ridurre la concentrazione dello Xe^{135} a valori compatibili con la reattività disponibile. In condizioni estreme, a fine ciclo, il reattore è operato con barre di controllo quasi completamente estratte ed in queste condizioni la ripresa del carico potrebbe avvenire solo dopo che la concentrazione dello Xe^{135} fosse tornata a valori non molto diversi da quelli che si avevano al momento dell'arresto. Nelle condizioni suddette potrebbe essere necessario aspettare tempi dell'ordine di 25÷30 ore prima di poter riavviare il reattore. Un condizionamento del tipo di quello sopra accennato potrebbe avere conseguenze non trascurabili sull'economia di esercizio dell'impianto.

Qualora si desiderasse evitare comunque tale eventualità si dovrebbe imporre che a fine ciclo la reattività ancora disponibile fosse almeno pari a quella associata alla variazione massima della concentrazione dello Xe^{135} durante il transitorio. Una soluzione di questo tipo sarebbe certamente

possibile, ma determinerebbe, da una parte, un aggravio dei problemi connessi al controllo della reattività all'inizio del ciclo e, dall'altra, un peggior sfruttamento del combustibile impiegato. Tenendo conto di quanto sopra, negli impianti di potenza, l'arresto del reattore per il ricambio del combustibile viene effettuato quando la reattività disponibile è prossima allo zero, accettando eventuali condizionamenti nei tempi per la ripresa del carico nella fase finale del ciclo.

5.5.2 - Il Controllo Automatico di un BWR nelle Operazioni di Modulazione del Carico

In un BWR, quando si mantiene l'impianto ad una potenza ridotta, la concentrazione di Xe^{135} cresce in particolare nella parte bassa del nocciolo, dove la distribuzione di potenza presenta un picco a causa della maggiore densità del moderatore. Il ritorno della potenza al suo valore nominale, con lo spostamento del picco della distribuzione verso l'alto (l'aumento della portata di ricircolo porta ad un innalzamento dell'altezza non bollente nel nocciolo), dipende dai limiti termici e dalla stessa distribuzione di potenza precedente. A questo punto la concentrazione dello Xe^{135} nella parte bassa diminuisce (a causa delle maggiori catture neutroniche) e quindi anche la reattività positiva richiesta diminuisce ed è possibile diminuire la portata di refrigerante nel nocciolo, mantenendo lo stesso livello di potenza.

Per controllare e regolare un reattore BWR in modo automatico, durante le operazioni di inseguimento del carico, è necessario disporre di un sistema che monitori le variabili di stato del nocciolo e riesca a fornire il loro andamento spaziale e temporale. I moderni BWR sono dotati di sistemi di monitoraggio del nocciolo (p.e. per la rilevazione della distribuzione di potenza) che forniscono informazioni sullo stato istantaneo del reattore e calcolano la distribuzione spaziale della potenza ed i limiti termici. Questi sistemi sono però in grado di predire solo gli stati possibili del reattore per il passo immediatamente successivo nelle operazioni già programmate. La potenza viene quindi aumentata, solitamente, in maniera molto lenta: si procede all'aumento, si osservano le informazioni date dal sistema di monitoraggio del nocciolo per circa 10 minuti e si decide quindi sulle operazioni successive da fare. Questo metodo è molto oneroso e ciò ha spinto verso la realizzazione di metodi in grado di predeterminare tutte le operazioni necessarie ad un corretto adeguamento dell'impianto alla richieste della rete.

Gli studi effettuati per un controllo ottimale nelle operazioni di inseguimento del carico per un BWR non sono così numerosi come nel caso dei PWR. Fra questi uno dei più considerati prevede variazioni del carico minori del 30% della potenza nominale dell'impianto: le barre di controllo sono fisse durante la variazione della potenza, condotta variando solo la portata di refrigerante nel nocciolo. Grazie alla programmazione dinamica, utilizzata per risolvere il problema del controllo ottimale, si può in questo caso calcolare istantaneamente la traiettoria ottimale di salita e discesa della potenza senza che il combustibile subisca transitori pericolosi.