ROZDZIAŁ VII. PODSTAWOWE RODZAJE REAKTORÓW JĄDROWYCH

7.1 Podstawy klasyfikacji

Zgodnie z opisem pracy reaktora, podanym w poprzednim rozdziale, widać, że podstawami klasyfikacji mogą być rodzaje użytych reakcji i zespołów. W Tabeli 7.1 podajemy takie właśnie rozróżnienia.

Cecha	Rodzaj reaktora
Energia neutronów wywołujących rozszczepienie	 reaktor termiczny, tj. wykorzystujący neutrony termiczne, a w każdym razie o energiach poniżej ok. 100 eV
	 reaktor pracujący na neutronach prędkich o energiach z zakresu ok. 50 -100 keV
Paliwo jądrowe (w postaci metalu, węglików lub tlenków ceramik)	1. reaktor pracujący na uranie naturalnym
ido delikow, cerdinik)	 reaktor pracujący na uranie wzbogaconym
	3. reaktor pracujacy na ²³⁹ Pu
	4. reaktor pracujący na ²³² Th (ściślej – ²³³ U)
Rozmieszczenie paliwa jądrowego	1. reaktor jednorodny
	2. reaktor niejednorodny
moderator	1. reaktor wodny
	reaktor ciężkowodny
	3. reaktor z moderatorem berylowym
	4. reaktor grafitowy
	5. reaktor bez moderatora (prędki)
chłodziwo	1. reaktor chłodzony wodą lub inną
	cieczą
	2. reaktor chłodzony gazem (powietrze,
	hel, CO ₂ , gaz dysocjujący)
	3. reaktor chłodzony ciekłym metalem
D 1	(clekty sod i jego stopy, potas, bizmut)
Basen wodny	1. reaktor basenowy (swimming pool)
Wanyahi maaya adaania aadataa	2. Inny
warunki pracy ruzenia reaktora	1. reaktor typu zolornikowego
zastosowania	2. Teaktor typu kallatowego
Zasiosowallia	1. Teaktor baraetyozny
	2. reaktor powielający
	5. Teaktor powierający

Tahala	71	Klasyfikacia	real/torów
I abela	/.1.	мазушкасја	геакцогоw

¹ S.Szczeniowski, *Fizyka Doświadczalna, cz. V.2. Fizyka jądrowa*, PWN, Warszawa (1960); J.Mika w *Encykopedii Fizyki Współczesnej*, PWN, Warszawa (1983)

Wiele rozwiązań ma już charakter raczej historyczny, jak choćby reaktor jednorodny, czy reaktory chłodzone dwutlenkiem węgla lub związkami organicznymi. Podstawowy podział dotyczy raczej bezpośrednich zastosowań reaktora, a więc

- reaktor, jako narzędzie produkujące silne strumienie neutronów wykorzystywane do prowadzenia badań podstawowych na wiązkach neutronów, produkcji izotopów promieniotwórczych dla nauki, techniki i medycyny, a także do zmian własności materiałów (np. półprzewodników, koloru minerałów itp.)
- reaktor jako urządzenie produkujące energię na skalę przemysłową reaktor energetyczny.

W kolejnych paragrafach omówimy podstawowe rodzaje reaktorów energetycznych:

- Reaktor wodno-ciśnieniowy PWR (od ang. Pressurized Water Reactor)
- Reaktor z wrzącą wodą BWR (*Boiling Water Reactor*)
- Reaktor chłodzony gazem AGR (Advanced Gas-cooled Reactor)
- Reaktory kanałowe RBMK i CANDU
- Reaktor powielający FBR (Fast Breeder Reactor)
- Reaktor wysokotemperaturowy THTR (*Thorium High Temperature Reactor*)

a w dalszej kolejności zajmiemy się reaktorami doświadczalnymi, w tym także impulsowymi źródłami neutronów.

<complex-block>

7.2 Reaktor wodno-ciśnieniowy PWR

Rys. 7.1 Schemat reaktora wodno-ciśnieniowego

Reaktory tego typu są obecnie najbardziej rozpowszechnionymi reaktorami energetycznymi. Są one także używane na statkach i łodziach podwodnych z napędem atomowym. Schemat reaktora PWR przedstawiony jest na rys. 7.1. Widać, że jest to reaktor typu zbiornikowego, w którym cały rdzeń umieszczony jest wewnątrz zbiornika ciśnieniowego z basenem wodnym. Woda w reaktorze PWR pełni rolę zarówno chłodziwa, jak i moderatora. Aby maksymalnie zwiększyć sprawność turbiny parowej, dąży się do wytworzenia pary o możliwie wysokiej temperaturze i ciśnieniu. Z tego względu woda chłodząca biegnie pod ciśnieniem ok. 15 MPa i ma temperaturę ok. 280 °C. Podczas chłodzenia rdzenia jej temperatura wzrasta do ok. 330°C. Ze względu na wysokie ciśnienia, w układzie obiegu chłodzącego musi być wmontowany stabilizator ciśnienia. Jego praca opiera się prostej zasadzie: jeśli ciśnienie wody w obiegu spada, woda w stabilizatorze jest podgrzewana, powstaje więc w nim więcej pary, która zwiększa ciśnienie w obiegu wody. Na odwrót, ieśli ciśnienie w tym obiegu jest zbyt duże, otwiera sie w stabilizatorze ciśnienia zawór, którym wypuszcza się nadmiar pary. Ta przechodzi do zbiornika zrzutowego zamieniając się po drodze w wodę. Warto zwrócić uwagę na tempo przepływu wody: biegnie ona z prędkością² ok. 4 - 4,5 m/s tak, że przez rdzeń reaktora przepompowuje się ok. 20 000 kg wody na sekundę. Zarówno zawór, jak i zbiornik zrzutowy nie został pokazany na rysunku dla zachowania przejrzystości schematu. Z tego samego powodu nie pokazujemy, że obieg chłodzenia w rzeczywistym reaktorze składa się z kilku obiegów, a nie tylko jednego, jak sugerowałby rys. 7.1.

Typowa średnica rdzenia reaktora, którego moc cieplna wynosi ok. 3500 MW, to 3-4 m, wysokość zaś, to 2,5-3,5 m. Zbiornik ciśnieniowy reaktora, wykonany z grubej (20-30 cm) stali ma średnicę 4-5 m i wysokość 12-15 m. Od wewnątrz zbiornik wyłożony jest stalą nierdzewną.

Paliwo do tego typu reaktora jest z reguły wykonane w postaci pastylek z dwutlenku uranu, zamkniętych w koszulce z cyrkonu (stopu o nazwie Zircaloy) lub stali nierdzewnej. Aby zapewnić maksymalną powierzchnię prętów, gwarantującą dobre warunki chłodzenia, pręty paliwowe mają niewielką średnicę ok. 10 mm. W podanych wyżej warunkach chłodzenia wewnątrz rdzenia wydziela się ciepło o gęstości mocy rzędu 100 kW/dm³.

W typowych rozwiązaniach reaktorów PWR wytwornice pary są zamknięte w zbiornikach pionowych, jak na rys. 7.1. W radzieckim analogu reaktorów PWR, których skrótem jest WWER (od ros. *Wodo-Wodjanoj Energieticzeskij Rieaktor*) zbiorniki wytwornic pary są ułożone poziomo.

Nie ulega wątpliwości, że wszystkie pompy tłoczące, wszystkie liczne zawory muszą spełniać wysokie wymogi bezpieczeństwa. Zawory muszą szybko reagować na wszelkie pęknięcia w rurociągach, aby nie dopuścić do wycieku wody z obiegu chłodzącego. Należy być także przygotowanym na wyciek wody ze zbiornika (basenu) reaktora. W takich wypadkach konieczną rzeczą jest zapewnienie możliwie szybkiej dostawy wody do zbiornika reaktora. Służy do tego wysoko-ciśnieniowy zbiornik zapasowej wody, a że o bjętość tego zbiornika z natury rzeczy nie może być zbyt wielka, w układzie awaryjnego chłodzenia znajdują się także zbiornik średnio- i niskociśnieniowy. Wszystkie te zbiorniki są zwielokrotnione – z reguły mamy po 2-3 zbiorniki każdego rodzaju, na wypadek, gdyby z któregoś zbiornika nie można było przepompować wody do basenu reaktora. Samo pompowanie wykonywane jest klasycznie przez pompy napędzane silnikami elektrycznymi, co oznacza konieczność instalacji tylu pomp, ile jest zbiorników, a ponadto dieslowskich agregatów prądotwórczych do każdej pompy na wypadek awarii dostawy prądu w sieci.

² wszystkie przytoczone tu dane liczbowe wzięte z monografii R.Kiełkiewicza, *Teoria reaktorów jądrowych*, PWN, Warszawa, (1987)

Reaktor wraz z obiegami chłodzenia znajduje się w budynku odpowiednio mocnej konstrukcji ze sprężonego betonu, wewnątrz którego buduje się czasem dodatkowy rodzaj ekranu. Budynek ten, noszący nazwę obudowy bezpieczeństwa, pełni bardzo istotną rolę, gdyż w wypadku maksymalnej możliwej awarii nie dopuszcza do wydostania się materiałów promieniotwórczych na zewnątrz. Aby takie wydostawanie maksymalnie utrudnić, przestrzeń pomiędzy obudową bezpieczeństwa, a wspomnianym ekranem w wypadku awarii zalewa się wodą.

Ponieważ podstawowa awaria reaktora, którą się rozważa, polega na przegrzaniu rdzenia, w krótkim czasie może wokół reaktora i w jego obiegach chłodzenia wytworzyć się silna fala ciśnieniowa pary wodnej. Konstrukcje budynku i rurociągów muszą pozwolić choćby na krótką odporność na wysokie ciśnienie, natomiast rozwiązaniem, które można zastosować jest choćby to, które miało pracować w budowanej elektrowni w Żarnowcu, a mianowicie *wieża lokalizacji awarii*, widoczna na rys. 1.16 z prawej strony. Wieża ta składała się z wielu pięter ze zbiornikami wodnymi (rodzajem kuwet), przez które miała przechodzić para. Podczas przechodzenia przez nie para skraplała się, co powodowało szybki spadek jej ciśnienia.

Na koniec wspomnimy jeszcze o dwóch innych układach związanych z bezpieczną pracą reaktora. Jeden to układ gospodarki borem, drugi – wodorem. Bor służy do wprowadzenia go do basenu reaktora w sytuacji awaryjnej. Jako materiał o bardzo wysokiej wartości przekroju czynnego na pochłanianie neutronów termicznych powoduje przyspieszenie akcji zatrzymania reakcji łańcuchowej. Drugi układ związany jest z kontrolowaniem procesu radiolizy wody, a więc rozpadu cząsteczek wody pod wpływem promieniowania. Układ ten ma nie dopuszczać do grożącego wybuchem niekontrolowanego łączenia się wodoru z tlenem.

Jak z powyższego wynika, niezależnie od problemu zoptymalizowania pracy reaktora dla osiągnięcia maksymalnej mocy cieplnej, a dalej elektrycznej (*nota bene* przy mocy cieplnej 3400 MW otrzymywana moc elektryczna, to ok. 1100 MWe, a więc sprawność układu jest na poziomie 33%), podstawową troską konstruktorów jest zapewnienie maksymalnego bezpieczeństwa pracy całego układu. Rzeczywiście, przy obecnych założeniach projektowych, przegrzanie rdzenia z maksymalnie możliwą awarią nie może przekraczać jednego takiego zdarzenia na 100 000 lat pracy reaktora!

7.3 Reaktor z wrzącą wodą – BWR

Reaktor z wrzącą wodą (albo *reaktor wrzący*) jest także często na świecie spotykanym rozwiązaniem. Typowy schemat reaktora BWR pokazany jest na rys. 7.2. Jego najistotniejszą cechą jest to, że wodę w rdzeniu reaktora doprowadza się do wrzenia, na wyjściu z reaktora zaś mamy parę nasyconą napędzającą turbinę parową. W odróżnieniu od reaktora PWR tutaj nie woda lecz para wodna jest zarówno chłodziwem, jak i tzw. czynnikiem roboczym – wytwornice pary nie są potrzebne, gdyż ta jest wytwarzana już wewnątrz reaktora. Nie należy stąd bynajmniej wnosić, że cała woda wpompowywana do zbiornika opuszcza go. W rzeczywistości konstrukcje obiegów wodnych są takie, że na zewnątrz wydostaje się około 1/3 wody przepływającej przez rdzeń. Równie ważną rzeczą jest uświadomienie sobie, że para poruszająca turbinę powinna być parą suchą, co oznacza, że wytworzona pierwotnie para musi zostać wpierw osuszona. Dzieje się to w odpowiednich separatorach wilgoci, w których powoduje się zawirowania pary. W ich wyniku kropelki wody, jako cięższe, wylatują na zewnątrz, gdzie się skraplają i trafiają ponownie do obiegu chłodzenia. Reszta podlega jeszcze dalszemu osuszeniu, tak że wilgotność pary opuszczającej zbiornik reaktora jest

rzędu 0,3%. Istnienie układu separatorów wilgoci i osuszaczy pary powoduje, że pręty sterujące należy wprowadzać do reaktora od dołu.



Rys. 7.2 Schemat reaktora typu BWR

Brak zamkniętego obiegu pierwotnego, a więc uproszczenie konstrukcji, jest wprawdzie zaletą, niemniej jednak ma to także i wadę, gdyż para poruszająca turbinę może zawierać związki promieniotwórcze, a to z kolei każe zwiększać bezpieczeństwo radiacyjne oraz utrudnia prowadzenie konserwacji i remontów.

Para wodna, jako ośrodek o mniejszej gęstości niż sama woda, stanowi także gorszy moderator, musi być go zatem w rdzeniu relatywnie więcej. Reaktor BWR będzie zatem miał z reguły rzadszą siatkę prętów paliwowych. Ponadto, woda jest lepszym chłodziwem niż mieszanka wody i pary, co oznacza konieczność zwiększania w tym typie reaktora powierzchni elementów paliwowych. Elementy te będą miały zatem większe średnice niż w reaktorach typu PWR. To z kolei pociąga zmniejszenie się gęstości mocy wewnątrz reaktora, konieczność zwiększania rozmiaru rdzenia (dla tej samej mocy co odpowiedni reaktor PWR). Ciśnienie w obiegach wodnych wynosi tu ok. 7 MPa, a więc jest dwukrotnie mniejsze niż w reaktorach PWR.

Podobnie, jak w reaktorach typu PWR, tutaj także mamy do czynienia z bardzo rozbudowanymi układami bezpieczeństwa. Rys. 7.3 pokazuje stosowany system barier technologicznych stanowiących o bezpieczeństwie reaktora.

7.4 Reaktory kanałowe RBMK i CANDU

Ze względu na szczególną rolę jaką odegrał pracujący w Czarnobylu (Ukraina) reaktor RBMK (od ros. *Rieaktor Bolszoj Moszcznosti Kanalnyj*) musimy mu poświęcić oddzielny paragraf. Dla kontrastu opiszemy pokrótce także działający bezpiecznie reaktor kanałowy CANDU (od *CANadian Deuterium Uranium*).



Rys. 7.3 Mnogość barier bezpieczeństwa w reaktorze typu BWR

Podstawową istotą konstrukcyjną reaktora kanałowego jest zgromadzenie w jednej kasecie ciśnieniowej paliwa i układu do przepływu wody chłodzącej. Dzięki takiemu zabiegowi można wymieniać paliwo w trakcie pracy reaktora, a nie raz na rok, jak to się typowo robi w reaktorach PWR i BWR. Taka częsta wymiana paliwa jest potrzebna wtedy, gdy paliwem jest uran naturalny, jak w wypadku reaktora CANDU lub wtedy, gdy niezależnie od produkcji

energii chcemy mieć do czynienia z krótkim okresem wypalania paliwa, dzięki czemu można uzyskać względnie dużą produkcję ²³⁹Pu bez szkodliwego dla celów militarnych ²⁴⁰Pu i ²⁴¹Pu.

Na rys. 7.4 pokazujemy schemat reaktora RBMK, a na rys. 7.5 widok korpusu tego typu reaktora.



Rys. 7.4 Schemat reaktora RBMK



W gruncie rzeczy, oprócz samej konstrukcji kanałowej, reaktor RBMK różni się od typowego PWR lub BWR brakiem zbiornika ciśnieniowego, gdyż jego instalacja nie jest możliwa w sytuacji, w której musimy móc w każdej chwili wymieniać paliwo. Drugą cechą charakterystyczną jest brak obudowy bezpieczeństwa, której nie można było zbudować ze względu na wielką objętość samego reaktora. Trzecią jest kwestia moderatora: w RBMK moderatorem jest grafit. Tej sprawie musimy poświęcić nieco więcej uwagi.

Rys. 7.5. Widok korpusu reaktora RBMK z włazami dla wymienianego paliwa (fot. A.Strupczewski)

Rozmiar reaktora RBMK, to 7 m wysokości i 12 m średnicy. Jak powiedzieliśmy, moderatorem w RBMK

jest grafit. Nie byłoby w tym niczego szczególnego, gdyż reaktory o tego typu moderatorze

były konstruowane od początku rozwoju reaktorów energetycznych (jak choćby wspominany już w rozdz. I reaktor Calder Hall w Anglii). Używanie grafitu pociąga jednak za sobą pewne niebezpieczeństwo, gdyż jeśli nastąpi awaria układu chłodzenia, a jednocześnie nie będzie można zatrzymać pracy reaktora, wzrost temperatury grafitu powyżej 1000 K spowoduje jego zapłon. Nie wchodząc w szczegóły procedury, która doprowadziła 26 kwietnia 1986 r. do awarii w Czarnobylu, tak właśnie tam się stało: pręty bezpieczeństwa nie zostały na czas opuszczone, a grafit zaczął się palić. Powstała para wodna i uwalniany wodór spowodowały kolejno dwa wybuchy (typu chemicznego!), a do atmosfery uwolniła się gigantyczna ilość (aktywność 8·10¹⁸ Bq) materiału promieniotwórczego.

W świecie zachodnim reaktor typu RBMK, w którym termalizacja neutronów jest głównie związana z grafitem nie byłby dopuszczony do eksploatacji, gdyż każda wnęka, jaka mogłaby się utworzyć w chłodziwie pochłaniającym neutrony powoduje wzrost reaktywności reaktora, a więc wzrost produkcji ciepła bez możliwości jego odprowadzenia. To z kolei prowadzi do podgrzewania wody, a więc zmniejszania jej gęstości i cały proces generacji ciepła ulega wzmocnieniu. Właśnie to dodatnie temperaturowe sprzężenie zwrotne, a przede wszystkim wadliwa konstrukcja układu sterowania i zabezpieczeń doprowadziły do powstawania mocy setki razy przewyższającej moc nominalną, co stało się w istocie przyczyną awarii w elektrowni Czarnobylskiej. Temperatura wzrosła powyżej punktu topnienia, chłodziwo odparowało i reagowało z koszulkami cyrkonowymi, powodując z kolei produkcję wodoru i w efekcie końcowym wybuch.

Reaktor RBMK miał jeszcze jedną cechę "samobójczą", a mianowicie sposób wsuwania prętów regulacyjnych do rdzenia. Aby wypchnąć wodę z kanału, pod prętem był zawieszony element grafitowy. Powodowało to, że przy wsuwaniu pręta bezpieczeństwa w głąb rdzenia chwilowo zwiększała się objętość moderatora, a więc miast tłumienia reakcji łańcuchowej następowało jej chwilowe spotęgowanie. Efekt ten był szczególnie niebezpieczny przy pracy reaktora na małej mocy, stąd też instrukcja technologiczna reaktora musiała szczególnie starannie uwzględniać ten obszar, gdyż był to obszar mocy, w którym reaktor zachowywał się niestabilnie. Efekt ten nie pojawia się przy wyższych mocach, gdyż efekty termiczne zmieniają warunki wychwytu rezonansowego neutronów (szerokość rezonansów wzrasta z temperaturą, a to prowadzi do wzrostu wychwytu neutronów).

Zauważmy, że podobnego kłopotu nie ma przy stosowaniu wody, jako moderatora, gdyż podwyższanie temperatury wody powoduje zmniejszenie jej gęstości i odparowywanie, a więc osłabianie akcji termalizującej neutrony, co z kolei zmniejsza gęstość strumienia neutronów termicznych w rdzeniu. Tak więc reaktor z moderatorem wodnym ma niejako wbudowane ujemne sprzężenie zwrotne.

Reaktor CANDU, którego schemat pokazuje rys. 7.6 jest także reaktorem kanałowym, ale jednocześnie typu PWR. Pracuje on w oparciu o uran naturalny, a jego osobliwością jest poziome umieszczenie prętów paliwowych w zbiorniku zwanym *kalandrią*. Moderatorem w CANDU jest ciężka woda, sam zbiornik wodny zaś nie jest zbiornikiem wysokociśnieniowym. Jak pokazano na rysunku, pręty sterujące wsuwa się od góry pomiędzy poziomą siatkę elementów paliwowych. Sam element paliwowy składa się z 37 prętów paliwowych ułożonych po 12 wiązek jedna za drugą. Jako wtórny system bezpieczeństwa przewidziano możliwość wpompowywania do zbiornika z moderatorem ciężkowodnym roztworu azotanu gadolinu.



Rys. 7.6 Schemat reaktora CANDU

7.5 Reaktory chłodzone gazem AGR



Rys. 7.7 Schemat reaktora chłodzonego gazem

Chłodzenie gazem także nie jest nowością w konstrukcji reaktorów energetycznych. Reaktor Calder Hall (o bardzo niewielkiej w świetle obecnych standardów mocy 23 MW) był właśnie chłodzony dwutlenkiem węgla krążącym w układzie zamkniętym i przenoszącym ciepło. Temperatura początkowa CO_2 wahała się w tym typie reaktora w granicach od 330°C do 370°C.

Reaktory typu AGR, których schemat pokazuje rys. 7.7, pracują na paliwie skonstruowanym z UO₂ o wzbogaceniu około 4%. Moderatorem jest grafit, a chłodziwem CO₂, jak w Calder Hall. Ze względu na własności grafitu, o których mówiliśmy wcześniej, system bezpieczeństwa przewiduje w tym wypadku awaryjną dostawę azotu przy utracie oryginalnego chłodziwa, a jeśli i to nie pomoże, wrzucenie do reaktora kulek boru.

Niestety gaz jako chłodziwo nie jest najlepszy, a to pociąga za sobą konieczność zwiększania rozmiarów rdzenia np. średnicy i wysokości do około 8-9 m. Przy początkowej temperaturze gazu chłodzącego rzędu 300°C, temperatura końcowa jest o około 350 stopni wyższa. W reaktorze tego typu można paliwo wymieniać w sposób ciągły.

7.6 Reaktory wysokotemperaturowe

Omówimy tu elementy reaktora wysokotemperaturowego chłodzonego gazem. To, że poświęcamy mu oddzielny paragraf, a nie zrobiliśmy tego w poprzednim wynika głównie z faktu, że chodzi o nową generację reaktorów, w której pojawiło się kilka nowych koncepcji istotnych z punktu widzenia przyszłego zastosowania tego typu reaktora. W szczególności omówimy reaktor wysokotemperaturowy pracujący na torze (THTR od ang. *Thorium High-Temperature Reactor*). Reaktor tego typu pracował w Niemczech w latach 1985 – 1989. Jego moc cieplna wynosiła 760 MW, a wytwarzana moc elektryczna 307 MWe, czyli jego sprawność wynosiła 40,5%, co można porównać ze sprawnościami reaktorów PWR, które wynoszą ok. 30-33%. Kolejną zaletą reaktorów wysokotemperaturowych jest ich nadzwyczajne bezpieczeństwo.





Elementami paliwowymi reaktora THTR-30 były kule o średnicy 6 cm, w których znajdowało się 35 000 mniejszych kuleczek o średnicy 0,5 – 0,7 mm. Każda z tych kuleczek zawierała nieco ²³⁵U i dziesięć razy większą ilość ²³²Th, jako materiału paliworodnego. W rezultacie tworzył się w trakcie pracy rozszczepialny ²³³U. Reaktor THTR należy więc zaliczyć do klasy reaktorów powielających. Moderatorem był grafit w formie cienkich warstw pomiędzy kuleczkami. Usypane złoże kul paliwowych przesuwa się w trakcie pracy reaktora, a więc wypalania paliwa, w dół. Kule paliwa można wymieniać podczas pracy reaktora. W reaktorze THTR dokonywano wymiany około 620 takich kul dziennie. Każda przebywała w reaktorze 3 lata i przechodziła przez rdzeń sześć razy. Sterowanie odbywało się przy pomocy 51 prętów sterujących.



Rys. 7.9 Schemat reaktora THTR

(1 – rdzeń reaktora, 2 – reflektor grafitowy, 3 – osłona żelazna, 4 - wytwornica pary, 5-cyrkulator gazu, 6 – obudowa z wstępnie sprężonego betonu, 7 – pręt sterujący, 8 – wylot kul, 9 – wlot kul, 10 – gaz chłodzący (He), 11 – stalowa osłona szczelna, 12 – świeża para, 13 – wstępny podgrzewacz, 14 – pompa tłocząca wodę, 15 – turbina wysokoprężna, 16 – turbina niskoprężna, 17 – generator prądu , 18 – wzbudnica, 19 – kondensor, 20 - woda chłodząca, 21 – pompa wody chłodzącej, 22 – chłodnia kominowa, 23 – obieg powietrza)

Chłodzenie reaktora odbywało się przy pomocy helu, który wchodził do reaktora (rys. 7.9) od góry, a jego temperatura na wejściu wynosiła 250°C. Ogrzany do temperatury 750°C hel wychodził dołem reaktora, a jego ciepło było wykorzystywane do produkcji pary wodnej sześciu wymiennikach ciepła (na rys. 7.9 pokazane są tylko dwa).

W rozwiązaniu japońskim (rys. 7.10) utrzymane zostało chłodzenie gazowe i złoże przesypującego się paliwa. Dodatkowo reaktor został schowany pod ziemię, co jeszcze podniosło jego parametry bezpieczeństwa. W nowych rozwiązaniach stosuje się urządzenia

do detekcji stopnia wypalenia kul paliwowych. W zależności od wyniku kule te są lub nie są kierowane do wlotu paliwa.



Rys. 7.10 Pilotażowy reaktor HTTR-JAERI w obudowie bezpieczeństwa, zainstalowany pod ziemią. (skrót HTTR pochodzi od ang. *High-Temperature Test Reactor*)

Reaktory wysokotemperaturowe chłodzone helem i działające w oparciu o usypane złoże z kul należą do reaktorów tzw. IV generacji i można się spodziewać, że w ciągu najbliższych kilku lat rozpocznie się ich seryjna produkcja. W kulach paliwowych typu TRISO znajduje się około kilkunastu tysięcy kuleczek otoczonych ceramiką grafitową. Średnica kul (granulek) wynosi, podobnie jak w opisanym wyżej reaktorze niemieckim, 60 mm. Natomiast wewnętrzne mikrokuleczki o średnicy 0,9 mm mają znacznie bardziej złożoną konstrukcję. W rdzeniu mikrosfery znajduje się dwutlenek uranu, w kolejnych warstwach zaś m.in. węglik krzemu przedzielający dwie warstwy z tzw. węgla pyrolitycznego. Dokładność wykonania i niezawodność jest ogromna: dopuszczalna liczba defektów wewnątrz granulek, to 1 na miliard!

Wysokie temperatury uzyskiwane na wyjściu z układu (mówi się nawet o 1000°C w wypadku chłodzenia helem) pozwalają na liczne wykorzystania tego typu reaktorów w przemyśle chemicznym (gazyfikacja węgla), odsalaniu wody morskiej, czy produkcji wodoru.

Obecnie firma Eskom z Afryki Południowej rozwija konstrukcję reaktorów z usypanym złożem, które zamierza sprzedawać. Reaktor ten, typu PBMR (od ang. *Pebble Bed Modular Reactor*) jest reaktorem małej mocy (110 MWe) o dużej sprawności cieplnej 42-50%. Chłodziwem i gazem roboczym jest hel, którego temperatura na wyjściu osiąga 900°C (znajdująca się w nazwie "modułowość" właśnie oznacza jednonośnikowy obieg gazowy w odróżnieniu od np. obiegu wodno-parowego). Ponieważ gęstość mocy w rdzeniu jest niska, a przewodnictwo termiczne moderatora grafitowego wysokie, stopienie się rdzenia jest

niemożliwe nawet jeśli chłodzenie helem zostanie z jakiś powodów stracone. Taki reaktor byłby niemal w połowie schowany pod ziemią. Jak się ocenia, koszt energii elektrycznej produkowanej przez tego typu reaktor mógłby być na poziomie 1,6 centa/kWh. Niewielkie gabaryty zewnętrzne 50 m x 26 m x 42 m i bezpieczeństwo pracy powodują, że reaktor typu PBMR mógłby pracować w warunkach aglomeracji miejskiej.

7.7 Reaktory powielające

Reaktory powielające działają w oparciu o reakcje rozszczepienia wywoływane przez neutrony prędkie, głownie w zakresie energii 50 – 100 keV. Choć nie wymagają one specjalnego moderatora, nie oznacza to, że nie zachodzą w nich procesy spowalniania neutronów. Procesy te związane są bowiem z rozpraszaniem neutronów na jądrach samego paliwa, a także na jądrach materiałów konstrukcyjnych reaktora. Należy się spodziewać, że stosunkowo niewielkie zasoby uranu, pozwalające na wykorzystywanie ich przez około 50-60 lat w ramach obecnej technologii reaktorów, wymusi rozwój wprawdzie droższych reaktorów powielających, pozwalających za to na myślenie o energetyce jądrowej w kilkusetletnim i dłuższym przedziale czasu (nawet do 3000 lat).

Reaktory prędkie powstały stosunkowo szybko, gdyż pierwszy z nich, EBR-1, został uruchomiony w USA już w roku 1951, patrz rozdz. I. Inne powstały w b. ZSRR, Francji, Wielkiej Brytanii, Niemczech i Japonii. W sumie zbudowano i uruchomiono 19 reaktorów prędkich. Obecnie pracują tylko dwa takie reaktory (FBTR w Indiach i Biełojarsk 3 w Rosji). Dwa inne, Phenix (we Francji) i Monju (w Japonii) nie pracują, ale nie są wycofane z eksploatacji.

Reaktory powielające na neutronach prędkich oznaczane są skrótem FBR od ang. Fast Breeder Reactor. Dzięki wykorzystaniu neutronów prędkich produkcja paliwa w postaci rozszczepialnego²³⁹Pu jest w tych reaktorach znacznie efektywniejsza niż w reaktorach pracujących na neutronach termicznych. Wynika to z faktu, że z dużej liczby neutronów rozszczepieniowych, większej niż przy rozszczepieniach²³⁵U neutronami termicznymi, średnio biorąc jeden jest używany dla podtrzymania reakcji łańcuchowej, pozostałe zaś moga wytwarzać²³⁹Pu. Jest rzeczą zrozumiałą, że wprowadzenie moderatora do tego typu reaktora byłoby niekorzystne, gdyż zmniejszałoby liczbe neutronów predkich niezbednych do pracy reaktora. Ten sam powód uzasadnia odejście od wody jako chłodziwa, gdyż niezależnie od możliwości spowalniania neutronów, wodór częściowo pochłania neutrony w reakcji $H(n,\gamma)D$. Dlatego też chłodziwem tego typu reaktorów jest raczej ciekły metal, np. sód, który bardzo skutecznie odprowadza ciepło, a jednocześnie ma wysoką temperaturę wrzenia, bo aż 883 °C. Pozwala to na niestosowanie zbiorników wysokociśnieniowych, jak w reaktorach PWR. Z kolei wysoka temperatura sodu w obiegu pierwotnym (300 - 600 °C) pozwala na uzyskiwanie dobrych parametrów termodynamicznych w wytwornicy pary przegrzanej w obiegu wtórnym (temperaturę 550 °C przy ciśnieniu 16 MPa). Przez rdzeń przepływa w ciągu sekundy kilka tysięcy kilogramów ciekłego sodu z prędkością 5-8 m/s. Większość reaktorów typu FBR, to reaktory basenowe, w których rdzeń i obiegi chłodzące zanurzone są w zbiorniku wypełnionym ciekłym sodem.

Stosowanie sodu ma pewną wadę polegającą na aktywowaniu się promieniotwórczego izotopu ²⁴Na. Aby więc odizolować obieg pierwotny od wtórnego stosuje się pośredni obieg sodowy. Inną, bardzo poważną wadą sodu jest jego łatwopalność.

Warto zauważyć, że warunki powstawania nowego paliwa w reaktorze są stosunkowo ostre. W wyniku pochłonięcia neutronu przez jądro paliwa muszą być bezwzględnie generowane dwa neutrony, gdyż jeden neutron musi służyć do podtrzymania reakcji, kolejny zaś do wytworzenia paliwa (zauważmy, że nie mówimy tu o liczbie neutronów powstałych w wyniku rozszczepienia!). Dla neutronów termicznych liczba neutronów powstałych w rozszczepieniu izotopów ²³⁵U, ²³⁹Pu i ²⁴¹Pu wynosi odpowiednio 2,4, 2,9 i 2,9. Biorąc pod uwagę pochłanianie neutronów w paliwie, efektywna generacja neutronów wynosi tylko 1,8-2,2. Widać stąd, że reaktor pracujący na neutronach termicznych nie może być reaktorem powielającym, jako że należy pamiętać, że neutrony są dodatkowo absorbowane zarówno w moderatorze, jak i elementach konstrukcyjnych reaktora. Dla neutronów szybkich taka generacja neutronów wynosi 2,4 dla ²³⁹Pu oraz 2,6 dla ²⁴¹Pu.

Dodatkową zaletą przy wykorzystaniu neutronów prędkich jest to, że potrafią one wywołać rozszczepienie wszystkich izotopów uranu i plutonu, podczas gdy neutrony termiczne są to w stanie zrobić tylko dla jąder o nieparzystej liczbie masowej.



Rys. 7.11 Schemat europejskiego reaktora powielającego EFR

Paliwem reaktorów FBR jest z reguły dwutlenek uranu o stosunkowo dużym stopniu wzbogacenia (15 – 75%). Dzięki temu wzbogaceniu, osiągane gęstości mocy wewnątrz reaktora są wysokie³ – do 700 kW/dm³. Rdzeń reaktora o mocy rzędu 1000 MW (co daje ok.

³ Za monografią R.Kiełkiewicz, *Teoria reaktorów jądrowych*, PWN, Warszawa (1987)

600 MWe) ma średnicę około 1,5 m i wysokość ok. 1 m. Mały rozmiar rdzenia oznacza automatycznie cienkie elementy paliwowe (tzw. *szpilki paliwowe*), o średnicy zewnętrznej rzędu 6-8 mm. Jeden element paliwowy (kaseta) składa się ze stu kilkudziesięciu szpilek.

Rdzeń reaktora otoczony jest płaszczem, w którym tworzy się świeże paliwo tj. ²³⁹Pu z ²³⁸U. Taki płaszcz składa się z naturalnego lub zubożonego uranu.

Do znanych reaktorów powielających należą reaktor PHENIX o mocy 250 MW, pracujący w eksperymentalnej elektrowni jądrowej, a także SUPERPHENIX o mocy 1200 MWe (oba we Francji). Reaktory takie znalazły swoje zastosowania w napędach łodzi atomowych (w tym wypadku do chłodzenia używa się eutektyki ołowiu i bizmutu). Pracują też w USA, Wielkiej Brytanii i b. ZSRR. Schemat Europejskiego reaktora na szybkich neutronach (EFR – *European Fast Reactor*) pokazuje rys. 7.11. Część centralna rdzenia ma 4 m średnicy, a jej wysokość wynosi 1 m. Moc cieplna wynosi 3600 MW. Użycie ciekłego sodu jako chłodziwa powoduje, że w pobliżu rdzenia nie ma lekkich pierwiastków, co ogranicza automatycznie termalizację neutronów.

7.8 Reaktory ciepłownicze



Na rys. 7.12 pokazany jest reaktor ciepłowniczy typu SLOWPOKE (od ang. Safe LOW Power (K)critical *Experiment*) kanadyjskiej konstrukcji. Prototyp oryginalnego tego reaktora, pomyślanego głównie uniwersytecki, reaktor jako SLOWPOKE-1, powstał w roku 1970 w Chalk River w Kanadzie. W reaktorze tym woda spełnia role moderatora i chłodziwa. Woda w obiegu wtórnym ma 85°C temperature może i bezpośrednio być przesłana do systemu grzewczego. Ciekawostką jest umieszczenie reaktora pod powierzchnią gruntu.

Rys. 7.12 Schemat reaktora ciepłowniczego SLOWPOKE

W oryginalnym rozwiązaniu korzystano z paliwa wzbogaconego do poziomu 93%, na sam rdzeń o średnicy zaledwie 22 cm i wysokości 23 cm składało się zaś około 300 bardzo

cienkich szpilek paliwowych (stop U-Al z zawartością uranu 28%). Reflektorem otaczającym rdzeń i znajdującym się również pod rdzeniem był beryl, a dodatkowo nad rdzeniem była umieszczona płyta berylowa nasuwająca się nad rdzeń w miarę wypalania paliwa. Rozwiązanie to w oczywisty sposób pozwala na lepsze wykorzystanie wsadu paliwowego. Rdzeń umieszczony jest w basenie z lekką wodą, która zapewnia chłodzenie dzięki zwykłej konwekcji ciepła. Jeśli woda się nazbyt grzeje lub tworzą się w niej pęcherzyki powietrza, zmniejsza się stopień moderacji neutronów, a reaktor – dzięki ujemnemu sprzężeniu zwrotnemu – sam się wyłącza. Dzięki takiemu, jak mówimy, biernemu systemowi bezpieczeństwa⁴ reaktor SLOWPOKE-2 może działać bez konieczności dozoru (a w każdym razie wystarcza tylko zdalny podgląd). Typowa moc reaktora wynosi 20 kW, jednak w kolejnej wersji, SLOWPOKE-3, moc cieplna reaktora została podniesiona do 2 - 10 MW, dzięki czemu może on pracować jako reaktor ciepłowniczy. Reaktory uniwersyteckie służą zarówno do szkoleń, jak i niektórych badań naukowych (np. związanych z neutronową analizą aktywacyjną).

7.9 ADS

Potrzebne do wytwarzania materiałów rozszczepialnych silne strumienie neutronów można wytwarzać także w mniej konwencjonalny sposób, wykorzystując do tego celu tzw. reakcję kruszenia (spalacji). Reakcja ta zachodzi, gdy cząstka o bardzo dużej energii (np. proton o energii rzędu 1 GeV) uderzy w jądro. W wyniku takiej reakcji może powstać cały szereg procesów, a niektóre z nich pokazane są na rys. 7.13.



Rys. 7.13 Reakcja kruszenia

⁴ o systemach biernych (pasywnych) będziemy mówili więcej w kolejnym rozdziale

Choć podstawową ideę wykorzystania wielkiej liczby neutronów generowanych w procesie spalacji zawdzięczamy Ernestowi Rutherfordowi, dopiero w 1993 r. Carlo Rubia (laureat Nagrody Nobla) podał bardzo twórczy projekt, łączący akcelerator protonów z reaktorem powielającym. Schemat ideowy układu, nazwanego szumnie "wzmacniaczem energii" (*Energy Amplifier*) pokazuje rys. 7.14. Zarówno układ Rubii, jak i podobny mu wcześniejszy układ zaprojektowany przez Bowmana, ze względu na ich potencjalne zastosowanie omówimy w rozdziale X. W obu układach protony o energii rzędu 1 GeV uderzają w tarczę z ołowiu (rys. 7.15), w wyniku czego tworzy się ogromna liczba neutronów – do 200 na jedną reakcję kruszenia. Neutrony wywołują w reaktorze podkrytycznym (k < 1) reakcję łańcuchową. Zgodnie z projektem Rubii, część energii wytworzonej w reaktorze ma być wykorzystana do zasilania akceleratora protonów.



Rys. 7.14 Idea "wzmacniacza energii"





Układy korzystające z akceleratora jako pierwotnego urządzenia noszą skrót ADS od ang. *Accelerator Driven System* – układów sterowanych przy użyciu akceleratora. Jak się sądzi, będą one szczególnie użyteczne przy postępowaniu z długożyciowymi odpadami promieniotwórczymi z energetyki jądrowej. Właśnie tej sprawie poświęcimy w rozdziale X wiele uwagi.

Istotną cechą układów ADS, a obecnie istnieje bardzo wiele koncepcji technicznych, począwszy od rodzaju akceleratora, a kończąc na chłodzeniu itp., jest sprzężenie układu akceleratorowego z reaktorem podkrytycznym i praca przez cały czas w modzie podkrytycznym, a więc nie w sytuacji samopodtrzymującej się reakcji rozszczepienia. Układ jest więc podkrytyczny bez względu na to, czy akcelerator jest, czy nie jest włączony. Ten ostatni stanowi urządzenie sterujące pracą reaktora i to w stopniu znacznie bezpieczniejszym niż pręty sterujące w typowym reaktorze jądrowym. Dzieje się tak dlatego, że w ADS źródło iest rozdzielone materiałem rozszczepialnym neutronów Z dajacym neutronv rozszczepieniowe. Również ekonomia wykorzystania neutronów jest lepsza. Wreszcie, ADS może wykorzystywać jako paliwo materiały, które w normalnym reaktorze nie mogą być wykorzystywane, jak lżejsze aktynowce (w ang. minor actinides) czy duża ilość plutonu i niektóre fragmenty rozszczepienia.

Pomimo różnic, zasadnicza fizyka opisująca działanie układów ADS jest identyczna z fizyką reaktorów, jak ją przedstawialiśmy w rozdziale VI. Schemat podstawowych składowych tego typu układów przedstawia rys. 7.16.



Rys. 7.16 Podstawowe elementy układów reaktorowych sterowanych akceleratorem

7.10 Reaktory energetyczne w skrócie

Spróbujmy podsumować, co wiemy o różnych rodzajach i funkcjach reaktorów energetycznych. Podsumowanie to przedstawiamy w formie Tabeli 7.2. Zwróćmy jednak uwagę, że wybór chłodziwa czy moderatora nie wpływa na funkcję, jaką ma pełnić reaktor.

Ma on natomiast znaczenie dla rozmiarów i sposobu sterowania reaktorem. Zwracamy również uwagę na terminologię użytą w tabeli: przez "niskie wzbogacenie" rozumie się zawartość 3-5% ²³⁵U w ²³⁸U. Natomiast "słabe wzbogacenie" mamy przy koncentracjach ²³⁵U 0,8-3%.

(a)				
Typ reaktora	Reaktor lekko	Reaktor ciężkowodny		
	BWR	PWR		
Typowa funkcja	Elektryczność	Elektryczność, napęd	Elektryczność,	
		łodzi	produkcja plutonu	
Chłodziwo	Woda	Woda	Ciężka woda	
Moderator	Woda	Woda	Ciężka woda	
Postać chemiczna	UO ₂	UO ₂	UO ₂ lub metal	
paliwa				
Wzbogacenie w ²³⁵ U	Niskie	Niskie	Brak; uran naturalny	
Uwagi	Para generowana	Para generowana na	CANDU oraz	
	wewnątrz reaktora	zewnątrz reaktora	reaktory w Savannah	
	bezpośrednio	w obiegu wtórnym	River	
	kierowana na turbinę			

Tab. 7.2 Rodzaje i funkcje energetycznych reaktorów jądrowych

(b)

(0)				
Typ reaktora	Reaktor z modera	Reaktory powielające		
	BWR	PWR	FBR i LMFBR	
Typowa funkcja	Elektryczność,	Elektryczność,	Elektryczność,	
	produkcja plutonu	produkcja plutonu	produkcja plutonu	
Chłodziwo	Gaz (CO ₂ lub He)	Woda	Ciekły sód	
Moderator	Grafit	Grafit	Nie jest konieczny	
Postać chemiczna	UC ₂ lub metaliczny	UO ₂ lub metaliczny	Tlenki plutonu i uranu	
paliwa	uran	uran	$(PuO_2 i UO_2)$	
			zmieszane w różnych	
			proporcjach	
Wzbogacenie w ²³⁵ U	Słabe lub wcale	Słabe	Mieszanina ²³⁵ U	
			i ²³⁹ Pu	
Uwagi	Reaktory tego typu	Reaktory typu RBMK	Reaktory produkujące	
	pracują w Anglii		więcej paliwa niż	
	i Francji	w Hanford	zużywają	

W Tabeli 7.3 podajemy pracujące obecnie na świecie energetyczne reaktory jądrowe i ich niektóre charakterystyki.⁵ Konstrukcja aż 79% reaktorów na świecie jest zasadniczo jedną z dwóch amerykańskich konstrukcji reaktorów wodno-ciśnieniowych. Reaktory te wytwarzają 88% energii elektrycznej produkowanej przez wszystkie reaktory.

Warto też zwrócić uwagę na stopień wypalenia paliwa, tj. na ilość ciepła uzyskiwanego z jednostki masy paliwa. I tak, z 1 tony paliwa w typowym reaktorze PWR otrzymuje się 45 000 MW-dóbi, w BWR – 37 000 – 40 000 MW-dób, FBR i HTGR 100 000 MW-dób.

⁵ wg <u>http://www.world-nuclear.org/opinion/opinion6.html</u>

Liczby te należy porównać z energią możliwą do uzyskania z 1 tony ²³⁵U, która wynosi 948 600 MW-dób.

Jeśli chodzi o bezpieczeństwo, to po awarii reaktora w Czarnobylu przeanalizowano ponownie wszystkie elementy i przede wszystkim przeprowadzono szereg poprawek w konstrukcji reaktora RBMK, dzięki czemu nie grozi nam kolejna awaria tego typu jak w roku 1986. O systemach bezpieczeństwa, aktywnych i pasywnych, powiemy w następnym rozdziale. Powiemy tam również, czemu awaria typu czarnobylskiej nie powinna nam już grozić.

Typ reaktora	Kraje	Liczba	GWe	Paliwo	Chłodziwo	Moderator
PWR	USA, Francia	252	235	Wzbogacony	woda	woda
	Japonia,					
	Rosja					
BWR	USA,	92	83	Wzbogacony	woda	woda
	Japonia,			UO_2		
	Szwecja					
AGR,	Anglia	34	13	Wzbogacony	CO_2	grafit
Magnox ^{*)}				UO ₂ oraz		
				uran		
				metaliczny		
CANDU	Kanada	33	18	Naturalny	Ciężka	Ciężka
				UO ₂	woda	woda
Reaktor na	Japonia,	4	1,3	PuO ₂ i UO ₂	Ciekły sód	brak
neutronach	Francja,				-	
predkich	Rosja					
(FBR)	5					
inne	Rosja,	5	0,2	1		
	Japonia					
RA	ZEM	434	365]		

Tab. 7.3 Reaktory jądrowe pracujące na potrzeby energetyki

^{*)} Schemat reaktora MAGNOX pokazany jest na rys. 7.17. Nazwa pochodzi od ang. Magnesium Alloy – specjalnego stopu z magnezem, cyrkonem i aluminium, użytego w reaktorze grafitowym, chłodzonym gazem. Stop ten jest szczególnie odporny na korozję. W reaktorze tego typu element paliwowy jest pojedynczym prętem paliwowym.

Patrząc na ewolucję reaktorów jądrowych, dzisiejsza technologia odpowiada tzw. III generacji reaktorów, które są głównie zaawansowanymi reaktorami lekkowodnymi. Jak się przewiduje, w latach 2010 – 2030 pojawią się reaktory generacji III+, które będą odznaczały się jeszcze bardziej podwyższonym poziomem bezpieczeństwa i będą bardziej ekonomiczne od swoich poprzedników. Bardziej masowe wprowadzanie generacji IV, a więc reaktorów typu HTGR, FBR, czy ADS, w których standardy bezpieczeństwa i ekonomika będą jeszcze lepsze, a ponadto w których paliwo będzie wykorzystywane w bardziej optymalny sposób, a ilość odpadów będzie zminimalizowana, to kwestia zapewne roku 2030 i lat późniejszych. W nawiązaniu do uwagi o optymalizacji warto zdać sobie sprawę z tego, że jest o co się bić, gdyż obecny stopień wykorzystania paliwa, to zaledwie kilka - kilkanaście procent!

Tabela 7.4 podaje stan energetyki jądrowej na świecie z września 2006 r. wraz z zapotrzebowaniem na uran. Oczywiście kolumny dotyczące produkcji energii elektrycznej odpowiadają działalności elektrowni jądrowych. W tabeli "Reaktory planowane" podajemy dane dla reaktorów, które już uzyskały pełne fundusze na budowę, lub których budowa została rozpoczęta ale odłożona na czas nieokreślony. W kolumnach oznaczonych "L." podajemy liczbę reaktorów. W ostatniej kolumnie podane jest zapotrzebowanie na uran. Warto pamiętać, że 65,478 ton uranu, to 77,218 ton U₃O₈.



Rys. 7.17 Schemat reaktora MAGNOX

	PRODUKCJA ENERGII ELEKTRYCZNEJ 2005		RODUKCJA ENERGII KTRYCZNEJ 2005 REAKTORY CZYNNE Wrzesień 2006		REAKTORY KONSTRUOWANE Wrzesień 2006		REAKTORY PLANOWANE 09. 2006		REAKTORY PROPONOWANE 09. 2006		POTRZEBY URANU 2006
	mld kWh	% e	No.	MWe	L.	MWe	L.	MWe	L.	MWe	ton U
Afryka Płd.	12.2	5.5	2	1842	0	0	1	165	24	4000	329
Argentyna	6.4	6.9	2	935	1	692	0	0	1	1000	134
Armenia	2.5	43	1	376	0	0	0	0	1	1000	51
Belgia	45.3	56	7	5728	0	0	0	0	0	0	1075
Brazylia	9.9	2.5	2	1901	0	0	1	1245	0	0	336

Tab. 7.4 Reaktory jądrowe na świecie: stan z września 2006⁶

⁶ Dane z World Nuclear Association, 2006

	ENERGII ELEKTRYCZNEJ		REA CZ	REAKTORY CZYNNEE BUDOWIE		(TORY W DOWIE			IE PROPONOWANE		POTRZEBY URANU
	PRODUK	CJA		<u> </u>							
	mld kWh	% e	No.	MWe	No.	MWe	No.	MWe	No.	MWe	ton U
ŚWIAT	2626	16	442	370,721	28	22,510	62	68,021	160	118,825	65,478
Wietnam	0	0	0	0	0	0	0	0	2	2000	0
Wielka Brytania	75.2	20	23	11852	0	0	0	0	0	0	2158
Węgry	13.0	37	4	1773	0	0	0	0	0	0	251
USA	780.5	19	103	98054	1	1065	2	2716	21	24000	19715
Ukraina	83.3	49	15	13168	0	0	2	1900	0	0	1988
Turcja	0	0	0	0	0	0	3	4500	0	0	0
Szwajcaria	22.1	32	5	3220	0	0	0	0	0	0	575
Szwecja	69.5	45	10	8975	0	0	0	0	0	0	1435
Słowenia	5.6	42	1	696	0	0	0	0	0	0	144
Słowacja	16.3	56	6	2472	0	0	0	0	2	840	356
Rosja	137.3	16	31	21743	3	2650	8	9600	18	21600	3439
Rumunia	5.1	8.6	1	655	1	655	0	0	3	1995	176
Pakistan	1.9	2.8	2	400	1	300	2	600	2	1200	64
Niemcy	154.6	31	17	20303	0	0	0	0	0	0	3458
Meksyk	10.8	5.0	2	1310	0	0	0	0	2	2000	256
Litwa	10.3	70	1	1185	0	0	0	0	1	1000	134
Korea Płd.	139.3	45	20	17533	1	950	7	8250	0	0	3037
Korea Płn.	0	0	0	0	0	0	1	950	0	0	0
Kazachstan	0	0	0	0	0	0	0	0	1	300	0
Japonia	280.7	29	55	47700	2	2285	11	14945	1	1100	8169
Izrael	0	0	0	0	0	0	0	0	1	1200	0
Iran	0	0	0	0	1	915	2	1900	3	2850	0
Indonesia	0	0	0	0	0	0	0	0	4	4000	0
Indie	15.7	2.8	16	3577	7	3088	4	2800	20	10360	1334
Holandia	3.8	3.9	1	452	0	0	0	0	0	0	112
Hiszpania	54.7	20	8	7442	0	0	0	0	0	0	1505
Francja	430.9	79	59	63473	0	0	1	1630	1	1600	10146
Finlandia	22.3	33	4	2696	1	1600	0	0	0	0	473
Egipt	0	0	0	0	0	0	0	0	1	600	0
Czechy	23.3	31	6	3472	0	0	0	0	2	1900	540
Chiny	50.3	2.0	10	7587	5	4170	13	12920	50	35880	1294
Canada	86.8	15	18	12595	2	1540	2	2000	0	0	1635
Bułgaria	17.3	44	4	2722	0	0	2	1900	0	0	253



Rys. 7.18 Procentowy udział energii jądrowej w produkowanej w danym kraju energii elektrycznej

7.11 Reaktory badawcze

7.11.1 Reaktory stacjonarne

Na rys.7.19 pokazany jest przekrój przez zbiornik basenu głównego reaktora doświadczalnego MARIA w Świerku. Czerwona strzałka pokazuje położenie jednego z kilku kanałów poziomych służących do wyprowadzania wiązki neutronów termicznych z reaktora. Jak widać na tym rysunku, kanały poziome mogą być ustawione względem rdzenia reaktora radialnie, stycznie lub pod katem. Ustawienie kanału poziomego decyduje o tym, czy na wyjściu z kanału widmo będzie trochę "twardsze", czy "miększe", a przede wszystkim, w jakim stopniu bedzie ono zanieczyszczone promieniowaniem gamma. Cena za "czysta" wiązkę z kanału stycznego jest z reguły znacznie niższy strumień neutronów niż otrzymywany z kanałów radialnych. Rys. 7.20 pokazuje widok basenu głównego w przekroju wykorzystywany pionowym. Reaktor MARIA jest do produkcji izotopów promieniotwórczych (głównie na potrzeby medycyny) oraz do badań z zakresu fizyki fazy skondensowanej, które prowadzone są na wiązkach poziomych.



Rys. 7.19 Przekrój przez zbiornik główny reaktora MARIA w Świerku

Reaktor MARIA jest stosunkowo prostym reaktorem badawczym, w którym widmo neutronów wylatujących z kanałów poziomych jest typowym widmem neutronów termicznych. W innych reaktorach, jak w Instytucie Lauego-Langevina w Grenoble, czy w Laboratorium Leona Brillouina w Saclay (oba reaktory we Francji), ale i w wielu innych pracujących w Niemczech i innych krajach świata, wewnątrz reaktora montuje się dodatkowe układy pozwalające na otrzymanie większych strumieni zimnych neutronów o energiach poniżej ok. 5 meV, lub gorących neutronów o energiach powyżej 0,1 eV. W pierwszym wypadku stosuje się moderator o możliwie niskiej temperaturze (np. ciekły wodór w temperaturze 20 K). W drugim – kolumnę grafitową o temperaturze 1500 – 2000 K. Do podgrzania grafitu służy promieniowanie gamma wytwarzane w reaktorze. Przy takim rozwiązaniu musimy się raczej troszczyć o to, aby grafit się nie przegrzał niż aby się nagrzał do odpowiednio wysokiej temperatury.



Rys. 7.20 Przekrój pionowy przez basen główny reaktora MARIA w Świerku

Często obecnie spotykanym rozwiązaniem jest wyprowadzanie neutronów termicznych i zimnych neutronowodami na wiele dziesiątków metrów poza halę reaktora. Takie neutronowody, wykorzystujące optyczne własności neutronów, dzięki którym neutrony o odpowiednio długiej fali mogą odbić się z niemal 100%. wydajnością od ścianek neutronowodu, mogą prowadzić wiązkę neutronów po łuku, dzięki czemu wiązka na wyjściu z neutronowodu nie ma domieszki neutronów szybkich, a także promieniowania gamma.

Reaktorem badawczym o najwyższym dziś strumieniu neutronów jest reaktor wysokostrumieniowy HFBR (od ang. *High-Flux Beam Reactor*) w Instytucie Lauego-Langevina w Grenoble. Strumień neutronów termicznych wynosi w nim $1,2\cdot10^{15}$ n/cm²s, a moc reaktora wynosi 57 MW (dla porównania: w reaktorze MARIA mamy strumień $2\cdot10^{14}$ n/cm²s przy mocy 30 MW).

7.11.2 Spalacyjne źródła neutronów

Reaktory stacjonarne nie są bynajmniej jedynymi źródłami neutronów termicznych (ewentualnie o widmie rozszerzonym w kierunku zimnych i gorących neutronów). W Anglii w Laboratorium Rutherforda-Appletona pracuje reaktor impulsowy, który do wytwarzania neutronów wykorzystuje reakcję kruszenia, rys. 7.13. Rys. 7.21 pokazuje podstawową ideę konstrukcyjną źródła.



Rys. 7.21 Neutronowe źródła spalacyjne dla wysokich i niskich częstości repetycji

Proton przyspieszony do energii 600 MeV potrafi wyzwolić w pojedynczej reakcji z jądrem wolframu czy ołowiu około 10 – 12 neutronów o energiach 2 – 3 MeV. Liczba ta wzrasta do 25 jeśli jądrem-tarczą jest ²³⁸U. Współcześnie używane akceleratory operują impulsami prądowymi o średnich w czasie natężeniach do około 0,5 mA i mogą przyspieszać protony do energii 500 – 800 MeV. Nawet tak wielkie prądy nie wystarczają, aby powstała w impulsie

wiązka neutronów miała średni w czasie strumień konkurencyjny do strumienia z wysokostrumieniowego reaktora stacjonarnego. Ten ostatni o mocy 50 MW potrafi wytworzyć w sposób ciągły ok. $4 \cdot 10^{18}$ szybkich neutronów na sekundę. Gdy wiązka protonów ma energię 800 MeV, a średnie natężenie prądu wynosi 0,2 mA, produkcja neutronów (na sekundę) jest o dwa rzędy wielkości niższa. Jednakże w krótkim czasie trwania impulsu strumień neutronów jest wyższy i w związku z tym taka impulsowana wiązka nadaje się szczególnie dobrze wszędzie tam, gdzie chcemy obserwować zjawiska zależne od czasu.



Rys. 7.22 Widok hali eksperymentalnej w Rutherford-Appleton Laboratory w Anglii

Najsilniejszymi źródłami spalacyjnymi neutronów są obecnie ISIS w Rutherford-Appleton Laboratory w Anglii (rys. 7.22) oraz IPNS (od *Intense Pulsed NeutronSource*) w Argonne, USA. Porównanie tych dwóch źródeł przedstawione jest w Tabeli 7.4.

	ISIS	IPNS
Energia protonów [MeV]	80	500
Natężenie prądu protonów [mA]	200	15
Szerokość impulsu [µs]	0,4	0,1
Częstotliwość impulsów [Hz]	50	30
Jądro-tarcza	²³⁸ U	²³⁸ U
Średnia liczba neutronów/s	$4 \cdot 10^{16}$	$1,5 \cdot 10^{15}$

Tab.	7.4	Porównanie	narametrów	źródeł	snalacvinych	ISIS i IPNS
I av.	/	1 01 0 w name	parametrow	LIUUUI	sparacyjnych	

Dość istotną różnicą między stacjonarnymi i spalacyjnymi źródłami neutronów jest ilość ciepła, którą należy odprowadzić z układu. O ile wynosi ona dla reaktorów wysokostrumieniowych 10 – 100 MW, dla źródeł spalacyjnych to zaledwie około 200 kW. W takim źródle kwestia chłodzenia jest o rzędy wielkości łatwiejsza do rozwiązania niż w reaktorach stacjonarnych. Osiągnięte dziś parametry reaktorów stacjonarnych wydają się maksymalnymi. Parametry spalacyjnych źródeł neutronów wciąż mogą być znacznie poprawione.

Warto tu zwrócić uwagę, że spalacyjne źródła neutronów nie muszą być, jak w wypadku ISIS, źródłami impulsowymi. W Instytucie Paula Scherrera w Zurichu (Szwajcaria) pracuje źródło SINQ, które jest ciągłym źródłem neutronów. W źródle tym wiązka protonów o energii 590 MeV, której natężenie prądu wynosi 1 mA, wytwarza (3-6)·10¹⁶ wysokoenergetycznych neutronów (z reakcji kruszenia) na sekundę. Neutrony te są następnie spowalniane w moderatorze ciężkowodnym, reflektorem zaś jest płaszcz lekkowodny. Jedynie w wypadku źródła zimnych neutronów reflektorem jest ciężka woda. W układzie moderatora zainstalowane są neutronowody wyprowadzające zimne i termiczne neutrony na zewnątrz. W gruncie rzeczy, patrząc z zewnątrz, źródło to pracuje jak reaktor stacjonarny.

7.11.3 Reaktor impulsowy

W zasadzie jedynym reaktorem impulsowym pracującym ostatnio na świecie jest reaktor IBR-2 w Dubnej pod Moskwą. Przekrój przez centralną część reaktora pokazuje rys. 7.22. Rdzeń reaktora składa się z obracających się reflektorów ustawionych współosiowo z jednej strony rdzenia. Elementem paliwowym jest dwutlenek plutonu otoczony przez reflektor stacjonarny z otworami na wolfram, spełniający rolę prętów sterujących oraz na wolframowe pręty bezpieczeństwa, które wprowadzone raptownie do reaktora zatrzymują jego pracę. Oba reflektory ruchome obracają się w przeciwnych kierunkach. Gdy spotykają się, silny efekt wstecznego odbicia neutronów i powrót tych ostatnich do rdzenia powoduje powstanie impulsu neutronowego.

Neutrony powolne w opisywanym reaktorze otrzymywane są z moderatora wodnego (na rys. 7.23 widzimy ząbkowaną powierzchnię tego moderatora), znajdującego się tuż za stacjonarnym reflektorem. Na rysunku tym zaznaczyliśmy też obecność kanału poziomego do badań na wiązce; pokazany jest także wlot ciekłego sodu, który chłodzi reaktor. Jeden zestaw elementów paliwowych o wadze 65 kg ²³⁹Pu wystarcza na dziesięcioletnią eksploatację. Średnia w czasie moc reaktora IBR-2 wynosi 2 MW, a moc w piku - 1500 MW. Impuls neutronów jest stosunkowo szeroki, 250 µs, a strumień neutronów termicznych na powierzchni moderatora wynosi w piku 10¹⁶ n/cm²s. Porównując widmo neutronów

wychodzących z reaktora stacjonarnego i impulsowego IBR-2 rzuca się w oczy przede wszystkim znakomicie większy udział neutronów prędkich w widmie reaktora impulsowego. Mówiąc żargonem laboratoryjnym, widmo nie jest domoderowane.



Rys. 7.23 Część centralna reaktora impulsowego IBR-2 w Zjednoczonym Instytucie Badań Jądrowych w Dubnej pod Moskwą.

W miarę upływu lat intensywnie rozwijała się technika reaktorowa, powstawało wiele reaktorów badawczych, jednak strumień neutronów termicznych w reaktorach stacjonarnych osiągnął wyraźny pułap, patrz rys. 7.24. To natomiast, co ulegało zasadniczej ewolucji, to było rozwijanie umiejętności wykorzystywania jak największej liczby neutronów. Umiejętności te były też silnie rozwijane przy impulsowych źródłach neutronów i jak widać z rys. 7.24 możemy wciąż liczyć na zwiększanie strumieni w tych źródłach. Najwyżej usytuowane Europejskie Źródło Spalacyjne ESS (od ang. *European Spallation Source*) jest źródłem przyszłości, jego powstanie zależy od przeznaczenia przez Unię Europejską odpowiednich funduszy. Niemniej jednak przewidywany dla tego źródła strumień neutronów jest całkowicie w zasięgu możliwości technicznych.



Rys. 7.24 Maksymalne strumienie neutronów wytwarzane przez reaktory stacjonarne i impulsowe źródła neutronów