

# REAKTORY JĄDROWE – TYPY I CHARAKTERYSTYKI

**Zdzisław Celiński**  
*Politechnika Warszawska, Warszawa*

## 1. SZCZYPKA HISTORII

Wszystko zaczęło się od przypadkowego rozszczepienia jądra uranu przez Otto Hahna i Fritza Strassmana w grudniu 1938 r. Bombardując uran neutronami spodziewali się uzyskiwać transuranowce z jądrami cięższymi od masy jądra atomu uranu. Ku zaskoczeniu badaczy w eksperymencie pojawiły się jądra atomów baru o masach około połowy masy jąder atomów uranu. Teoretyczne wytłumaczenie zjawiska jako rozszczepienie jądra uranu, dali dopiero Otto Frisch i Liza Meitner (współpracownica O. Hahna, pochodzenia żydowskiego, przebywająca już wtedy na emigracji w Szwecji). Opublikowanie tych badań w styczniu 1939 roku stało się wielką sensacją na świecie naukowym. Rozpoczął się niebywale aktywny okres badań atomowych – wiele laboratoriów badawczych na świecie (USA, Francja, W. Brytania, ZSRR) włączyło się do eksperymentów. Niels Bohr opracował teoretycznie mechanizm rozszczepienia (model kroplowy). Rozpoczęto spekulować jak wielkie ilości energii można wyzwolić i jak je można pokojowo spożytkować. Stwierdzono, że rozszczepieniu towarzyszy emisja neutronów co umożliwia podtrzymanie reakcji (reakcja łańcuchowa). Stwierdzono, że rozszczepieniu ulegają tylko jądra uranu-235 – izotopu występującego jedynie w znikomych ilościach w uranie naturalnym. Lawina publikowanych w czasopiśmie światowych artykułów i doniesień z laboratoriów atomowych została gwałtownie przerwana z chwilą wybuchu wojny we wrześniu 1939 roku. Zaprzestano publikacji wyników badań w ogólnie dostępnych czasopiśmie – badania zostały praktycznie utajnione.

Rozpoczął się nowy etap w badaniach. Wśród uczonych umocniło się przekonanie o możliwości wykorzystania rozszczepienia uranu do wytworzenia nowej, niszczycielskiej broni o niespotykanej dotąd sile. Obawa przed opanowaniem tej broni przez uczonych niemieckich i dostaniem się jej w ręce Hitlera skłoniło kilku czołowych fizyków (Einstein, Szilard, Wigner, Sachs) do zwrócenia się w tej sprawie do Roosevelta, prezydenta Stanów Zjednoczonych. Tak narodził się pod zakodowaną nazwą „Projekt Manhattan” największy w dziejach program badawczy (pochłonął ok. 2 mld dol. – sumę ogromną w ówczesnych czasach) zakończony wyprodukowaniem bomby atomowej. Bardzo dużą rolę w jego realizacji odegrali fizycy europejscy pochodzenia żydowskiego, uciekinierzy przed prześladowaniami hitlerowskich Niemiec.

Pierwszy na świecie reaktor jądrowy (o znikomej jeszcze mocy), w którym uzyskano kontrolowaną reakcję łańcuchową uruchomiono w grudniu 1942 roku (Fermi) na uniwersytecie w Chicago. Reaktor zwany wówczas „stosem atomowym”, zbudowano z dużej liczby bloków grafitowych (moderator) i uranu naturalnego (paliwo). Tak rozpoczęła się era wykorzystania energii jądrowej.

Bezpośrednio po wojnie powołano w Stanach Zjednoczonych Komisję Energii Atomowej, której zadaniem był m.in. rozwój metod pokojowego wykorzystania energii jądrowej. Powstało wtedy w wielu amerykańskich ośrodkach badawczych mnóstwo koncepcji rozwiązań reaktorów jądrowych, wiele z nich zbudowano i badano w laboratoriach.

Pierwszą na świecie instalację do wytwarzania energii elektrycznej ze źródłem ciepła w postaci reaktora jądrowego uruchomiono w 1951 r. w Stanach Zjednoczonych. Reaktorem był reaktor na neutronach prędkich chłodzony sodem EBR-1 o niewielkiej mocy cieplnej 1,2 MW, dostarczający 0,2 MW mocy elektrycznej.

Powstała również koncepcja reaktora ciśnieniowego chłodzonego i moderowanego lekką wodą jako napędu łodzi podwodnych. Reaktor taki zbudowano i przebadano w laboratorium w Idaho w latach 1948 – 1953. Zamontowano go na pierwszej na świecie atomowej łodzi podwodnej, „Nautilus” zwodowanej w 1955 r. Producentem reaktora była amerykańska firma Westinghouse. W Shippingport uruchomiono wojskowy program badawczy nad rozwojem podobnego typu reaktora do napędu samolotów. Gdy przerwano prace nad tym programem zapadła w roku 1953 decyzja o przekazaniu ośrodka do badań nad rozwojem cywilnych reaktorów energetycznych. Wykorzystując istniejące urządzenia i zebrane już doświadczenia z pracy reaktorów wodnych, ciśnieniowych (PWR), uruchomiono w grudniu 1957 r. pierwszą elektrownię z reaktorem PWR o mocy elektrycznej 60 MW. Zdeterminowało to kierunek dalszego rozwoju energetyki jądrowej. Wybór reaktora typu PWR jako podstawy energetyki jądrowej w Stanach Zjednoczonych był więc raczej przypadkowy, uwarunkowany przemysłowym opanowaniem jego produkcji dla potrzeb wojskowych. W ten sposób reaktor typu PWR i jego producent, firma Westinghouse zyskały u samego startu silną przewagę nad konkurencyjnymi rozwiązaniami, zapewniając sobie dominującą pozycję w amerykańskiej energetyce jądrowej.

W następnych latach szybko wzrastała moc jednostkowa reaktorów PWR (do 1500 MW dzisiaj) i ich liczba. Stanowią one obecnie znakomitą większość reaktorów pracujących w elektrowniach jądrowych na świecie. Przyczyną tego są nie tyle zalety tego typu reaktora, ile wysoki stopień jego rozwoju (osiągnięty zresztą w początkowym okresie na koszt badań wojskowych). Rozwój innych, choćby obiecujących typów reaktorów napotykał później na trudności finansowe i niechęć przemysłu energetycznego, który preferuje sprawdzone rozwiązania.

W ZSRR pierwszą instalację, mającą już cechy niewielkiej doświadczalnej elektrowni jądrowej, uruchomiono w 1954 roku w Obnińsku („pierwsza na świecie”). Dostarczała ona jedynie ok. 5 MW mocy elektrycznej. Źródłem ciepła był reaktor grafitowy, kanałowy chłodzony wodą (pierwowzór reaktora RBMK).

Pierwszą na świecie elektrownię zawodową (pracującą z powodzeniem kilkadziesiąt lat w brytyjskim systemie elektroenergetycznym) uruchomiono w Calder Hall w W. Brytanii. Pierwszy blok elektrowni o mocy elektrycznej 60 MW oddano do eksploatacji w 1956 roku. Źródłem ciepła był reaktor grafitowy chłodzony gazem (CO<sub>2</sub>) typu Magnox.

Pierwszymi reaktorami we Francji były reaktory typu GCR (grafitowe chłodzone gazem) o mocach elektrycznych 40 MW każdy. Pierwszy z nich uruchomiono w 1958 roku w Marcoule. W latach 80-tych wyłączono je ostatecznie z eksploatacji i zastąpiono reaktorami typu PWR.

Zarówno we Francji, w W. Brytanii jak i w ZSRR cywilny przemysł budowy reaktorów jądrowych narodził się z wojskowych programów zbrojeń atomowych. Reaktory Magnox, GCR czy też RBMK umożliwiają wymianę paliwa w czasie pracy reaktora, co pozwala na produkcję plutonu o wysokiej czystości wymaganej przy produkcji broni jądrowej (jest to tzw. I-a generacja reaktorów energetycznych).

## 2. KLASYFIKACJA REAKTORÓW JĄDROWYCH

Wielość typów reaktorów, o różnych konstrukcjach i przeznaczeniach, opartych na różnych koncepcjach fizykalnych skłania do wprowadzenia pewnej systematyki. Kryteriów klasyfikacji reaktorów jądrowych może być bardzo wiele, najważniejsze z nich to:

- przeznaczenie reaktorów,
- energia neutronów wywołujących rozszczepienia,
- rodzaj i charakterystyka paliwa,
- konstrukcja reaktorów,
- budowa rdzenia,
- rodzaj moderatora i chłodziwa
- system odprowadzania ciepła.

### 2.1. Przeznaczenie reaktorów

Ze względu na przeznaczenie reaktory można podzielić na:

- **reaktory energetyczne** przeznaczone do produkcji energii elektrycznej w elektrowniach zawodowych;
- **reaktory ciepłowniane** wytwarzające ciepło do celów ogrzewczych w ciepłowniach jądrowych;
- **reaktory wysokotemperaturowe** wytwarzające ciepło do celów technologicznych;
- **reaktory badawcze** przeznaczone do prowadzenia w nich prac badawczych - głównie badań fizykalnych wykorzystujących wiązki neutronów do badań struktury ciał stałych oraz do badań materiałów i paliw reaktorowych;
- **reaktory napędowe** przeznaczone do napędu łodzi podwodnych, lodołamaczy, statków handlowych itd.;
- **reaktory wytwórcze** przeznaczone do produkcji plutonu (z reguły reaktory wojskowe pracujące w przemyśle zbrojeniowym pod kontrolą władz wojskowych);
- **reaktory szkoleniowe**, zwane często reaktorami uniwersyteckimi, z reguły bardzo małej mocy, przeznaczone do celów dydaktycznych;
- **reaktory do celów specjalnych**, np. do produkcji radioizotopów, odsalania wody morskiej itp.

Często reaktory spełniają podwójną a nawet potrójną rolę, np. wiele reaktorów energetycznych dostarcza ciepła do ogrzewania sąsiednich wsi i miasteczek, spełniając rolę reaktora energetycznego i ciepłownianego. Reaktory wysokotemperaturowe obok produkcji ciepła do celów technologicznych zazwyczaj produkują również energię elektryczną (z wyższą sprawnością niż w typowych reaktorach energetycznych). Reaktory badawcze są często również reaktorami szkoleniowymi, a bardzo często używa się ich do produkcji radioizotopów. Reaktor przeznaczony do odsalania wody morskiej (w Szewczenko, b. ZSRR) dostarczał jednocześnie 150 MW mocy elektrycznej do sieci elektroenergetycznej.

## 2.2. Energia neutronów

Jednym z ważniejszych kryteriów podziału reaktorów jest podział na reaktory **prędkie** i **termiczne**. Obie nazwy pochodzą od energii dominującej grupy neutronów wywołujących rozszczepienia. Energię neutronów umownie podzielono na trzy grupy:

- *neutrony termiczne*, tj. neutrony o energiach do 0,1 eV,
- *neutrony prężkie*, tj. neutrony o energiach powyżej 1 MeV,
- *neutrony epitermiczne*, pokrywające zakres pośrednich energii.

Wartości graniczne między grupami - 0,1 eV i 1 MeV są dosyć umowne, można przyjmować, jak to robi wielu autorów, nieco inne wartości.

W reaktorach termicznych zdecydowana większość rozszczepień zachodzi w wyniku pochłonięcia przez jądra U-235 neutronów o energiach termicznych. Jedynie niewielka część rozszczepień (ok. 3%) zachodzi w wyniku pochłonięcia neutronów prężkich przez jądra U-235 i U-238.

W reaktorach prężkich praktycznie nie ma neutronów termicznych (wobec braku ośrodków moderujących).

## 2.3. Paliwo reaktorowe

Biorąc pod uwagę różnorodność rodzajów i charakterystyk paliw reaktorowych, reaktory można podzielić z uwagi na:

- rodzaj paliwa,
- stopień wzbogacenia,
- postać chemiczną,
- konstrukcję elementów paliwowych.

**Rodzaj paliwa.** Paliwem mogą być izotopy rozszczepialne uranu (U-235 i U-238) lub plutonu (Pu-239). W zasadzie w reaktorach termicznych używa się jako paliwa uranu, a w prężkich plutonu. Pluton może być jednak również wykorzystywany w reaktorach termicznych, kiedy wchodzi w skład paliwa mieszanego, uranowo-plutonowego (MOX).

**Stopień wzbogacenia.** W różnego typu reaktorach z paliwem uranowym stosuje się różny stopień wzbogacenia uranu w izotop rozszczepialny, stąd rozróżnia się reaktory pracujące na:

- uranie *naturalnym* (reaktory gazowe, ciężkowodne),
- uranie *niskowzbogaconym* (2...5% U235, wszystkie energetyczne reaktory lekkowodne, niektóre reaktory gazowe),
- uranie *średniowzbogaconym* (większość reaktorów badawczych),
- uranie *wysokowzbogaconym* (ponad 90% U-235, reaktory wysokotemperaturowe, niektóre reaktory badawcze).

Konieczny stopień wzbogacenia zależy od konstrukcji rdzenia i rodzaju materiałów zawartych w rdzeniu (przede wszystkim od ich zdolności pochłaniania neutronów).

**Postać chemiczna.** Najważniejsze postacie chemiczne, pod jakimi używane jest paliwo to:

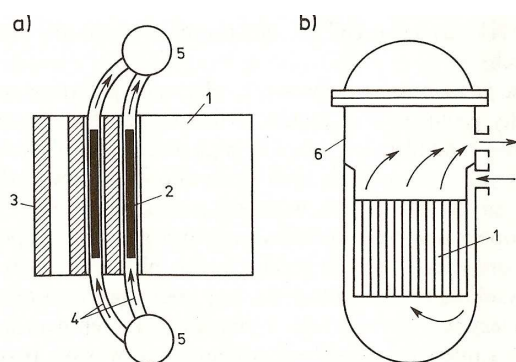
- *uran metaliczny* (w niskotemperaturowych reaktorach gazowych oraz w reaktorach badawczych),

- dwutlenek uranu  $UO_2$  (we wszystkich energetycznych reaktorach wodnych, niektórych reaktorach wysokotemperaturowych, niektórych niskotemperaturowych reaktorach gazowych),
- węglik uranu  $UC$  (w niektórych reaktorach wysokotemperaturowych).

**Konstrukcja elementów paliwowych.** Elementy paliwowe mogą mieć różne kształty geometryczne: prętów, cylindrów, pastylek, rurek, płytek, kul itp. Paliwo zamknięte jest szczelnie w „koszulkach”, które z kolei mogą być wykonywane z różnych materiałów: stopów cyrkonu (jak w energetycznych reaktorach wodnych), stali nierdzewnej (reaktory prędkie), stopów magnezu (niektóre reaktory gazowe), stopów aluminium (niektóre reaktory badawcze), powłok pirowęglowych (niektóre reaktory wysokotemperaturowe). Rodzaj zastosowanego materiału na koszulki zależy od stawianych wymagań jak: temperatura pracy, odporność na utlenianie, trwałość mechaniczna, wysoka przewodność i stabilność cieplna, słabe pochłanianie neutronów itp.

## 2.4. Konstrukcja reaktorów

Rozróżnia się dwa podstawowe rozwiązania konstrukcji energetycznych reaktorów wodnych: *zbiornikowe* (reaktory typu PWR, BWR) oraz *kanałowe* (reaktory typu CANDU, RBMK). Porównanie obu konstrukcji pokazuje rys. 2.1. W reaktorze zbiornikowym rdzeń jest zamknięty w grubościennym zbiorniku stalowym (przystosowanym jak choćby w reaktorze PWR do wytrzymywania ciśnień rzędu 15 MPa). W reaktorach kanałowych pod wysokim ciśnieniem znajdują się jedynie kanały o niewielkiej średnicy, zawierające pojedyncze zestawy paliwowe. Każde z rozwiązań ma swoje wady i zalety.



Rys. 2.1. Zasada budowy reaktora kanałowego (a) i zbiornikowego (b); 1 – rdzeń reaktora, 2 – zespół paliwowy, 3 – moderator, 4 – ciśnieniowe kanały, paliwowe, 5 – kolektory wodne, 6 – ciśnieniowy zbiornik reaktora.

W reaktorach prędkich, gdzie przyjęto system zbiornikowy, rozróżnia się dwa rozwiązania konstrukcyjne tego systemu: *układ zintegrowany* (zwany także *układem basenowym*), w którym cały obwód pierwotny, z rdzeniem, pompami i wymiennikami ciepła jest zamknięty w zbiorniku reaktora, oraz *układ niezintegrowany* (zwany też *układem pętlowym*), w którym zbiornik zawiera jedynie rdzeń reaktora.

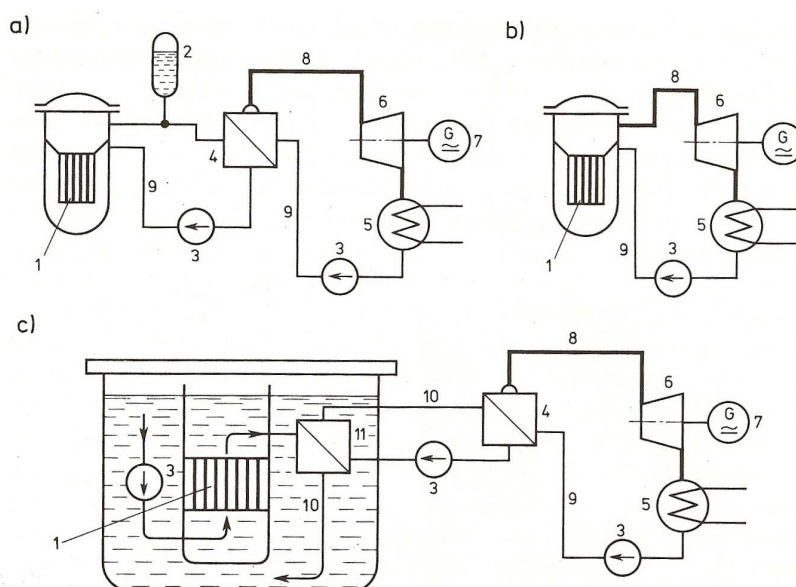
Z punktu widzenia eksploatacyjnego reaktory można podzielić na reaktory z ciągłą wymianą paliwa (tj. w czasie pracy reaktora bez konieczności jego wyłączania) oraz z okresową wymianą paliwa (po zakończeniu kampanii paliwowej i wyłączeniu reaktora). Oba typy reaktorów różnią się zasadniczo rozwiązaniami konstrukcyjnymi. Do pierwszej grupy należą reaktory kanałowe (CANDU, RBMK) oraz gazowe i wysokotemperaturowe, natomiast do drugiej reaktory zbiornikowe.

## 2.5. Rodzaj moderatora i chłodziwa

W lekkowodnych reaktorach energetycznych woda spełnia jednocześnie dwie funkcje: *moderatora* i *chłodziwa*.

W innych typach reaktorów funkcje te są rozdzielone. Jako moderator może służyć ciężka woda, lekka woda, grafit, beryl. Jako chłodziwa używa się: lekkiej lub ciężkiej wody, dwutlenku węgla, helu, gazów dysocjujących ( $N_2O_4$ ), ciekłego sodu, substancji organicznych itd. Wywodzą się stąd często spotykane określenia: reaktory *wodne*, *ciężkowodne*, *gazowe*, *sodowe*, *helowe*, *grafitowe* itd.

Jeśli ciekłe chłodziwo (lekka woda, ciężka woda) jest doprowadzana w rdzeniu do wrzenia, to reaktory takie zowie się *wrzącymi* (np. BWR).



Rys. 2.2. Systemy pracy reaktorów energetycznych: a – dwuobiegowy – PWR; b – jednoobiegowy – BWR; c – trzyobiegowy – FBR; 1 – rdzeń reaktora, 2 – stabilizator ciśnienia, 3 – pompa cyrkulacyjna, 4 – wymiennik ciepła (wytwornica pary), 5 – skraplacz (kondensator), 6 – turbina parowa, 7 – prądnica (generator), 8 – para, 9 – woda, 10 – sól, 11 – wymiennik ciepła sól/sól.

## 2.6. System odprowadzania ciepła

Z tego punktu widzenia można wyróżnić reaktory pracujące w systemie:

- jednoobiegowym,
- dwuobiegowym,
- trzyobiegowym.

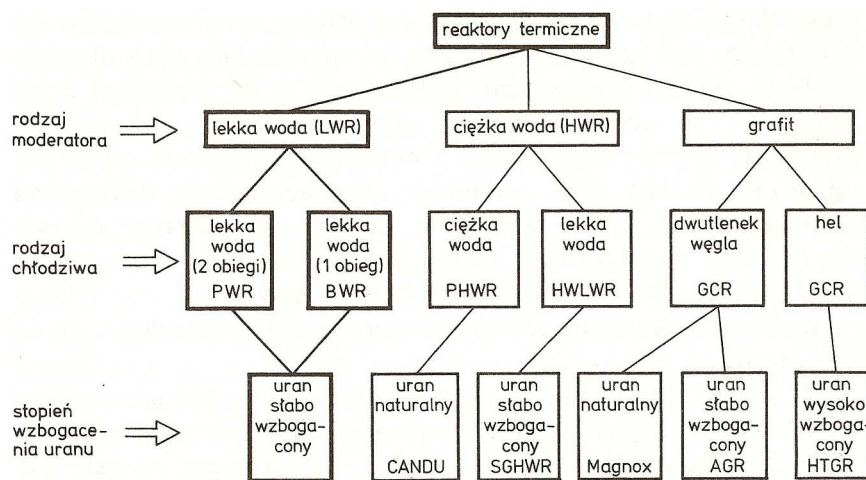
W systemie *jednoobiegowym* (typowym przedstawicielem jest reaktor BWR) para wytworzona w zbiorniku reaktora doprowadzana jest bezpośrednio do turbiny parowej, a po jej skropleniu za turbiną wraca do reaktora.

W systemie *dwuobiegowym* (typowym przedstawicielem jest reaktor PWR) obieg wody chłodzącej rdzeń reaktora jest zamknięty, a ciepło z niego jest przekazywane w wytwornicy pary (wymienniku ciepła) do drugiego obiegu, w którym znajduje się turbina parowa.

W systemie *trzyobiegowym* (przedstawicielem jest reaktor prędkie chłodzony sodem) między pierwszy sodowy obieg chłodzący rdzeń reaktora i trzeci, wodno-parowy obieg doprowadzający parę do turbiny, wstawiony jest pośredni obieg sodowy. System wyposażony jest w dwa wymienniki ciepła: jeden – sól/sól i drugi – sól/woda.

Na rys. 2.2. przedstawiono reaktory pracujące w systemach: jedno-, dwu- i trzy- obiegowym.

Reaktory jądrowe można, jak widać, klasyfikować na wiele sposobów, biorąc za podstawę różne kryteria podziału. Na rys 2.3 przedstawiono podział energetycznych reaktorów termicznych, biorąc za podstawę rodzaj moderatora, chłodziwa i stopień wzbogacenia paliwa uranowego. Grubszą linią zaznaczono reaktory typu BWR oraz PWR najbardziej rozpowszechnione na świecie, które będą najprawdopodobniej również podstawą rozwoju energetyki jądrowej w Polsce.



Rys. 2.3. Jeden z możliwych podziałów reaktorów jądrowych (pogrubionymi ramkami oznaczono najbardziej rozpowszechnione typy reaktorów).

### 3. PRZEGLĄD REAKTORÓW ENERGETYCZNYCH

Z punktu widzenia dojrzałości technicznej określonego rodzaju reaktora energetycznego można wyróżnić cztery typy urządzeń: reaktory *pilotowe*, *demonstracyjne*, *prototypowe* i *zawodowe* („komercyjne”).

Reaktor pilotowy, zwykle niewielkiej mocy, jest pierwszym etapem rozwoju nowego reaktora energetycznego i przeznaczony jest do badania nowych koncepcji rozwiązań technicznych i technologicznych. Następnym etapem rozwoju jest reaktor demonstracyjny, już o znacznie większej mocy, służący do sprawdzenia prawidłowego działania przyjętych rozwiązań technicznych w urządzeniu o dużej mocy oraz do oceny ekonomiki pracy urządzenia. Ostatni etap rozwoju to reaktor prototypowy o mocy i rozwiązaniach, jak w następującej po nim serii reaktorów „komercyjnych”. Reaktorami „komercyjnymi”, termin zapożyczony z języka angielskiego, nazywa

się reaktory z całkowicie opanowaną przemysłową konstrukcją, pracujące rutynowo w elektrowniach zawodowych.

Dokonując przeglądu reaktorów energetycznych, należy podzielić je na trzy grupy.

Do grupy pierwszej należy zaliczyć reaktory, które są już sprawdzone podczas wieloletniej eksploatacji i wykazują one pełną dojrzałość techniczną oraz konkurencyjność ekonomiczną z elektrowniami na paliwach konwencjonalnych (węgiel kamienny, węgiel brunatny, gaz, olej opałowy). Znalazły one szerokie zastosowania w elektrowniach zawodowych. Jest to więc grupa reaktorów „komercyjnych”.

Druga grupa reaktorów to reaktory „rozwojowe”, znajdujące się w fazie prób, badań i udoskonaleń. Część z nich osiągnęła dopiero stadium instalacji pilotowych, a niektóre stadium elektrowni demonstracyjnych. Chociaż niektóre z reaktorów tej grupy pracują już po kilkanaście lat, nie zawsze można wydać ostateczną opinię o ekonomice ich pracy, ani też przewidzieć, które rozwiązania techniczne będą ostatecznie przyjęte.

Trzecią wreszcie grupę stanowią reaktory, których budowy i dalszego rozwoju zaniechano z różnych przyczyn, technicznych lub ekonomicznych, oraz reaktory, nad którymi wprawdzie prowadzi się w dalszym ciągu badania, ale ich rozwój jest mało zaawansowany lub też perspektywy ich przyszłego zastosowania są przedmiotem kontrowersyjnych opinii.

Do pierwszej grupy należą przede wszystkim reaktory wodne różnych typów. Będą to najliczniej obecnie reprezentowane w elektrowniach zawodowych ciśnieniowe reaktory wodne, znane pod nazwą PWR (w wersji rosyjskiej WWER). Następnie reaktory z wrzącą wodą (zwane krótko reaktorami wrzącymi) BWR i reaktory z ciężką wodą (zwane reaktorami ciężkowodnymi) HWR, wśród których do najważniejszych należy reaktor typu CANDU. Do tej grupy należy też zaliczyć reaktory kanałowe RBMK, opracowane i szeroko eksploatowane w energetyce b. ZSRR. Reaktory PWR, BWR i RBMK określane są nieraz wspólnym mianem reaktorów lekkowodnych, LWR. Do grupy tej należą również reaktory chłodzone gazem GCR pracujące wiele lat w energetyce brytyjskiej i francuskiej (aktualnie wycofywane z eksploatacji – w W. Brytanii zastąpione ulepszonym typem reaktora chłodzonego gazem, AGR).

Do grupy drugiej zalicza się reaktor na neutronach prędkich, powielający, chłodzony ciekłym sodem, LMFBFR lub krócej FBR oraz reaktory wysokotemperaturowe chłodzone gazem, oznaczane jako HTGR lub krócej HTR.

Do grupy trzeciej należą reaktory z moderatorem organicznym OMR, reaktory z rdzeniem jednorodnym, reaktory grafitowe chłodzone ciekłym sodem, reaktory powielające chłodzone gazem dysocjującym, reaktory powielające chłodzone stopionymi solami MSBR, reaktory lekkowodne powielające LWBR, reaktory prędkie chłodzone gazem GCFR, reaktory ciężkowodne chłodzone gazem HWGCR, reaktory ciężkowodne chłodzone lekką wodą, wrzące SGHWR i inn.

W tabeli 3.1. zestawiono skrótowe oznaczenia różnego typu reaktorów. Najbardziej rozpowszechnione są skróty angielskie, w literaturze niemieckiej używa się jednak oznaczeń niemieckich, a w rosyjskiej własnych oznaczeń reaktorów rosyjskich.



Tabela 3.1. Skrótowe oznaczenia reaktorów różnego typu.

A. OZNACZENIA ANGIELSKIE

PWR	reaktor ciśnieniowy chłodzony i moderowany lekką wodą (Pressurized light-Water-moderated and cooled Reactor)
BWR	reaktor wrzący chłodzony i moderowany lekką wodą (Boiling light-Water-moderated and cooled Reactor)
LWR	reaktor chłodzony i moderowany lekką wodą (Light-Water-cooled and moderated Reactor)
HWR	reaktor ciężkowodny (Heavy Water Reactor)
HWLWR	reaktor wrzący chłodzony lekką wodą, moderowany wodą ciężką (Heavy-Water-moderated, boiling-Light-Water-Reactor)
PHWR	reaktor ciśnieniowy chłodzony i moderowany ciężką wodą (Pressurized Heavy-Water-moderated and cooled Reactor)
SGHWR	reaktor wrzący chłodzony lekką wodą, moderowany wodą ciężką (Steam-Generating Heavy-Water Reactor)
HWGCR	reaktor chłodzony gazem moderowany ciężką wodą Heavy-Water-moderated Gas-Cooled Reactor
CANDU	reaktor kanadyjski typu PHWR (CANadian Deuterium-Uranium Reactor)
LWGR	reaktor chłodzony lekką wodą z moderatorem grafitowym (Light-Water-cooled, Graphite-moderated Reactor)
PTGR	reaktor kanałowy z moderatorem grafitowym (Pressurized-Tube Graphite Reactor)
GCR	reaktor chłodzony gazem z moderatorem grafitowym (Gas-Cooled, graphite-moderated Reactor)
AGR	ulepszony reaktor chłodzony gazem z moderatorem grafitowym (Advanced Gas-cooled, graphite-moderated Reactor)
HTR	reaktor wysokotemperaturowy chłodzony gazem z moderatorem grafitowym (High-Temperature gas-cooled Reactor)
HTGR	reaktor wysokotemperaturowy chłodzony gazem z moderatorem grafitowym (High-Temperature Gas-cooled-Reactor)
THTR	reaktor wysokotemperaturowy na paliwie torowym (Thorium High-Temperature Reactor)
FBR	reaktor prędkie powielający (Fast Breeder Reactor)
LMFBR	reaktor prędkie powielający chłodzony sodem (Liquid-Metal-cooled, Fast Breeder Reactor)
LWBR	reaktor powielający termiczny chłodzony lekką wodą (Light-Water Breeder Reactor)
MSBR	reaktor powielający chłodzony stopionymi solami (Molten-Salt Breeder Reactor)
GCFR	reaktor prędkie chłodzony gazem (Gas-Cooled Fast Reactor)

B. OZNACZENIA NIEMIECKIE

DWR	odpowiednik PWR (DruckWasserReaktor)
SWR	odpowiednik BWR (SiedeWasserReaktor)
SNR	odpowiednik LMFBR (Schneller Natriumgekühlter Reactor)
GGR	odpowiednik GCR (Gas/Graphit Reaktor)

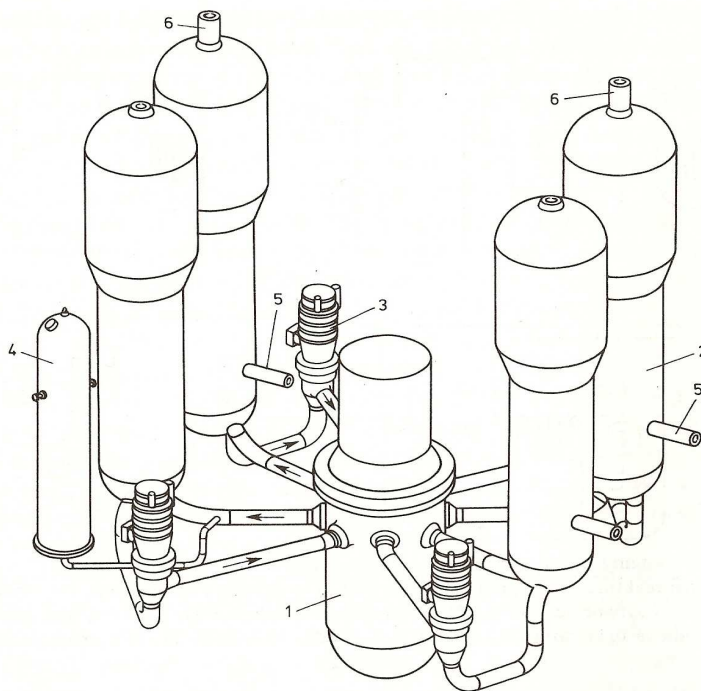
### C. OZNACZENIA ROSYJSKIE

WWER	odpowiednik PWR (Wodo–Wodiany Energeticzeskij Reaktor)
RBMK	reaktor kanałowy chłodzony wrzącą wodą z moderatorem grafitowym — odpowiednik LWGR i PTGR (Reaktor Bolszoi Moszcznosti Kipiaszczyj)
WK	odpowiednik BWR (Wodo–wodiany Kipiaszczyj reaktor)
BN	odpowiednik FBR (reaktor na Bystrych Neutronach)

### 4. REAKTOR TYPU PWR

Reaktor typu PWR, zwany też ciśnieniowym reaktorem wodnym zasługuje na specjalne omówienie bowiem najprawdopodobniej będzie to typ reaktora wdrażany w Polsce. W tego typu reaktorze ciepło odprowadzane jest do wytwornicy pary z pomocą wody pod wysokim ciśnieniem nie pozwalającym na wystąpienie wrzenia w obiegu chłodzenia rdzenia. Lekka woda, w której zanurzony jest rdzeń, spełnia potrójną rolę: *chłodziwa*, *moderatora* i *reflektora*. Reaktor taki jest więc *reaktorem termicznym*. Woda jest doskonałym chłodziwem – tanim, bezpiecznym, o bardzo dobrze znanych właściwościach termodynamicznych i fizycznych, a jednocześnie jest dobrym moderatorem. Spowalnia ona skutecznie neutrony, ale ze względu na ich znaczne pochłanianie przez wodór, stosowanie wody jako moderatora narzuca konieczność użycia jako paliwa uranu lekko wzbogaconego (3...4% U235), ponieważ przy użyciu uranu naturalnego nie osiągnęłoby się stanu krytycznego. Poważną wadą wody jest silne oddziaływanie korozyjne, szczególnie w wysokich temperaturach.

Reaktory PWR pracują w systemie dwuobiegowym (rys. 2.1.). Podstawowymi elementami obiegu pierwotnego są (p. rys. 4.1.): zbiornik reaktora wraz z rdzeniem, wymiennik ciepła (zwany wytwornicą lub generatorem pary), pompa wodna i stabilizator ciśnienia. Podstawowymi elementami obiegu wtórnego są: turbina parowa wraz z prądnicą, skraplacz i pompa wody zasilającej. Ze względu na ograniczone moce maksymalne pomp, obieg pierwotny reaktorów PWR większej mocy podzielony jest zwykle na kilka pętli pracujących równolegle. *Pętlą* nazywa się komplet urządzeń obiegu pierwotnego połączonych rurociągami z zamkniętym obiegiem wody wypływającej ze zbiornika reaktora i powracającej do niego. W budowanych seryjnie we Francji reaktorach PWR o mocy elektrycznej 900 MW obieg pierwotny składa się z trzech pętli, a w reaktorach amerykańskich o mocy elektrycznej 1100 MW liczba pętli wynosi od 2 do 4. Na rysunku 4.1. pokazano usytuowanie przestrzenne elementów obiegu pierwotnego w reaktorze PWR z czterema pętlami.



Rys. 4.1. Przykład usytuowania elementów obiegu pierwotnego reaktora PWR (firmy Westinghouse); 1 – zbiornik reaktora, 2 – wytwornica pary, 3 – pompa cyrkulacyjna, 4 – stabilizator ciśnienia, 5 – doprowadzenie wody, 6 – odprowadzenie pary.

W obiegu wtórnym czynnikiem roboczym jest również zwykła woda. W wytwornicy pary woda obiegu pierwotnego przepływa przez tysiące rurek, zamieniając opływającą je wodę obiegu wtórnego w parę pod wysokim ciśnieniem. Wytworzona para rozpręża się w turbinie parowej napędzającej prądnice, skrapla się w skraplaczu i jako woda zasilająca jest pompowana znów do wytwornicy pary.

Zapewnienie odpowiednio wysokich parametrów w obiegu wtórnym (temperatury i ciśnienia) wymaga, aby woda w obiegu pierwotnym miała wystarczająco wysoką temperaturę, zwykle w zakresie 300...340 °C.

W rdzeniu reaktora trzeba utrzymywać odpowiednio wysokie ciśnienie, aby nie dopuścić do wystąpienia wrzenia wody, gdyż gwałtownie wtedy maleje odbiór ciepła i powstaje niebezpieczeństwo przegrzania i uszkodzenia koszulek elementów paliwowych. Ciśnienie to musi być wyższe (z odpowiednim marginesem bezpieczeństwa) od ciśnienia nasycenia, które np. przy temperaturze 330 °C wynosi ok. 11 MPa.

Ciecze są praktycznie nieściśliwe, dlatego małe zmiany objętości wywołane zmianami temperatury (w wyniku np. zmiany obciążenia) mogłyby powodować znaczne zmiany ciśnienia wody w szczelnie zamkniętym obiegu pierwotnym i stworzyć niebezpieczeństwo jego rozszczelnienia. Zmniejszenie ciśnienia z kolei może prowadzić do lokalnego wystąpienia wrzenia wody i znacznego pogorszenia warunków odbioru ciepła. Aby zapobiec wahaniom ciśnienia, do obiegu pierwotnego podłącza się tzw. *stabilizator ciśnienia*, mający za zadanie amortyzowanie zmian objętości wody w obiegu pierwotnym wywołanych zmianami jej temperatury oraz utrzymywanie ciśnienia na ustalonym poziomie. Stabilizator jest wykonany zwykle w postaci cylindrycznego, wysokociśnieniowego zbiornika podłączonego do „gorącej” (tj. wyprowadzającej podgrzaną w rdzeniu wodę ze zbiornika reaktora) części rurociągu obiegu pierwotnego. W dolnej części stabilizatora znajduje się woda,

w górnej para pod ciśnieniem. W dolnej części zbiornika zamontowano, zanurzony w wodzie, zestaw nurnikowych grzałek elektrycznych, a pod kopułą zbiornika umieszczono zestaw dysz wtrysku wody, połączony z zimniejszą częścią rurociągu obiegu pierwotnego.

W zilustrowaniu działania stabilizatora może być pomocne prześledzenie jednego z wielu możliwych stanów przejściowych w elektrowni jądrowej, np. spadku obciążenia turbiny w wyniku zmniejszenia poboru energii elektrycznej przez system elektroenergetyczny. Prowadzi to do wzrostu temperatury i objętości wody w obiegu pierwotnym reaktora. Podnosi się poziom wody w zbiorniku stabilizatora, wzrasta ciśnienie sprężonej pary nad powierzchnią wody, co powoduje uruchomienie dysz zraszających, wtryskujących wodę pobraną z zimniejszej części rurociągu obiegu pierwotnego. Część pary skrapla się, ciśnienie spada i układ wraca do równowagi. Odwrotnie wzrost obciążenia elektrycznego elektrowni prowadzi do zmniejszenia objętości wody i spadku ciśnienia w obiegu pierwotnym. Uruchamiane są wówczas grzałki nerkowe i część wody ulega odparowaniu, zwiększa się objętość pary, wzrasta ciśnienie w obiegu pierwotnym, po czym układ powraca do równowagi.

Każda pętla obiegu pierwotnego jest wyposażona w osobną wytwornicę pary i w jedną lub dwie pompy obiegowe, natomiast jeden stabilizator ciśnienia zapewnia stabilizację ciśnienia we wszystkich pętlach obiegu pierwotnego.

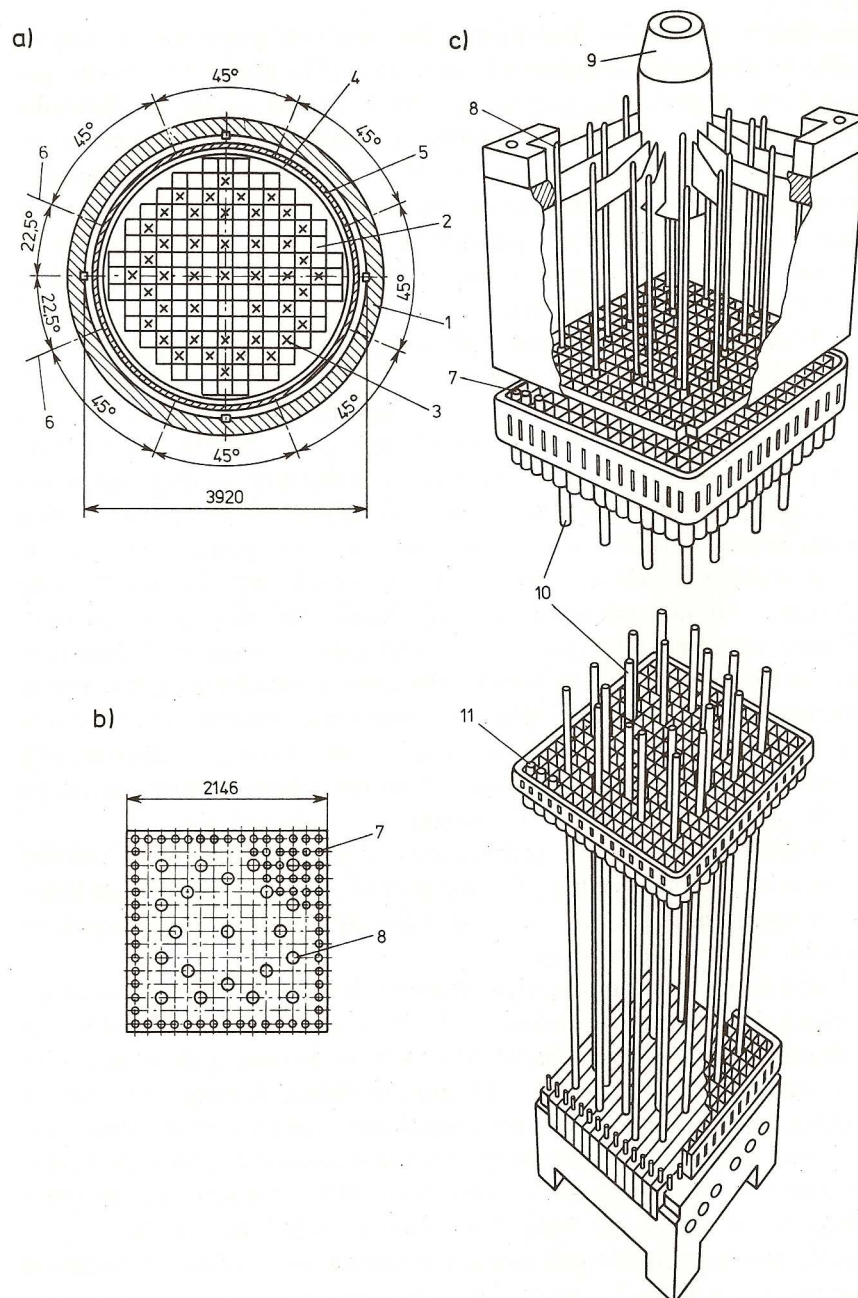
Podstawowym elementem reaktora jest jego rdzeń, składający się z dużej liczby prętów paliwowych. W celu ułatwienia manipulacji paliwem pręty są zgrupowane (rys. 4.2.) w zestawy paliwowe, które zawierają np. 15x15 lub 16x16 prętów. Rdzeń tworzy 100...200 (w zależności od mocy reaktora) ustawionych ciasno obok siebie zestawów paliwowych. Wymiary rdzenia zależą od mocy reaktora. W reaktorze o mocy elektrycznej 1000 MW wynoszą one w przybliżeniu: wysokość od 3 do 4 m, średnica od 3 do 3,5 m.

W części zespołów paliwowych umieszcza się ruchome (dające się wyciągać i wsuwać) zespoły prętów regulacyjnych, zawierających materiały silnie pochłaniające neutrony (zwykle związki boru). Na zewnątrz rdzenia rozmieszczone są komory jonizacyjne do pomiaru strumieni neutronów, wykorzystywane celem regulacji mocy reaktora. Wewnątrz rdzenia znajdują się czujniki pomiarowe, służące do kontroli temperatur, ciśnień i rozkładów strumieni neutronów.

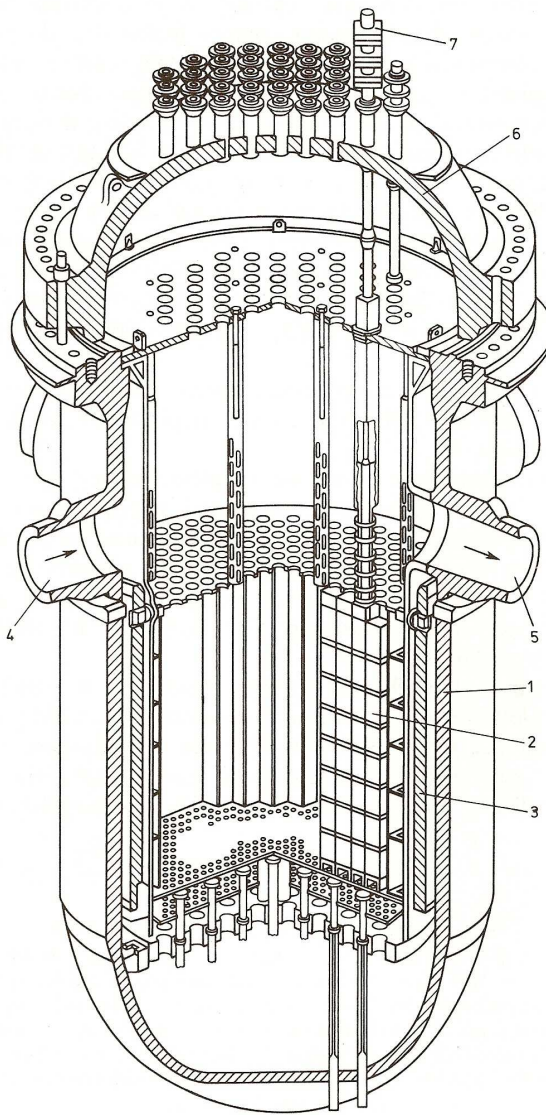
Pojedynczy pręt paliwowy (długość ok. 3 m, średnica ok. 10 mm) to cienkościenna rurka (zwana „koszulką” pręta paliwowego) wykonana z materiału słabo pochłaniającego neutrony (zwykle stopy cyrkonu), wypełniona pastylkami paliwowymi i szczelnie zaspawana. Chroni ona przed przedostaniem się produktów rozszczepienia z paliwa do wody. Pastylki paliwowe, długości ok. 15 mm i średnicy 7...8 mm, otrzymuje się przez prasowanie proszku  $\text{UO}_2$ , przy czym uran jest wzbogacony w  $\text{U}^{235}$  do 2...4%

Woda chłodząca przepływa przez rdzeń od dołu ku górze, omywając pręty paliwowe i odbierając od nich ciepło wytworzone w reakcjach rozszczepienia.

Rdzeń reaktora, wraz z zestawami prętów regulacyjnych, oprzyrządowaniem i konstrukcjami mechanicznymi utrzymującymi rdzeń we właściwym położeniu, jest umieszczony w ciśnieniowym zbiorniku reaktora. Górna część zbiornika (pokrywa) jest zdejmowana w czasie przeładunków paliwa i remontów. W pokrywie znajdują się przepusty umożliwiające napęd zestawów prętów regulacyjnych podczas pracy reaktora (Rys. 4.3.).



Rys. 4.2. Rdzeń i zestaw paliwowy reaktora PWR; a – przekrój poziomy rdzenia, b – przekrój poziomy przez zestaw paliwowy, c – widok zestawu paliwowego z zespołem prętów regulacyjnych (bez prętów paliwowych): 1 – ściana zbiornika reaktora, 2 – zestaw paliwowy, 3 – zestaw paliwowy z zespołem prętów regulacyjnych, 4 – kosz rdzenia, 5 – osłona termiczna, 6 – osie króćców wylotowych i wlotowych wody chłodzącej, 7 – pręt paliwowy, 8 – pręt pochłaniający (regulacyjny), 9 – zespół prętów regulacyjnych, 10 – prowadnice prętów regulacyjnych, 11 – siatka dystansująca.



Rys. 4.3. Przekrój przez zbiornik ciśnieniowy typowego reaktora PWR (firma Westinghouse): 1 – zbiornik reaktora, 2 – zestawy paliwowe, 3 – osłona termiczna, 4 – wlot wody chłodzącej, 5 – wylot wody chłodzącej, 6 – głowica zbiornika, 7 – napęd zespołu prętów regulacyjnych.

Wykonanie zbiornika dla dużego reaktora i wysokich ciśnień roboczych jest bardzo trudnym technologicznie zadaniem (przy mocy elektrycznej elektrowni 1000 MW zbiornik ma wysokość ok. 12 m, średnicę wewnętrzną ok. 4 m, a grubość ścianek dochodzi do 12 cm). Jedynie nieliczne kraje, z najwyższym rozwiniętym przemysłem urządzeń energetycznych, są w stanie wykonywać zbiorniki reaktorów ciśnieniowych. Zbiornik reaktora wraz z rurociągami obiegu pierwotnego jest najbardziej odpowiedzialnym elementem reaktora i musi spełniać bardzo ostre wymagania. Pęknięcie zbiornika



prowadziłoby do utraty chłodziwa i ciężkiej awarii. W celu zmniejszenia groźby pęknięcia zbiornika eliminuje się wszystkie słabe punkty, np. rezygnuje się z wykonywania zbiornika z płyt giętych spawanych wzdłużnie. Obecnie powszechnie stosowaną technologią jest odkuwanie pierścieni i łączenie ich spawami obwodowymi. Postęp ten dokonał się dzięki opanowaniu technologii wykonywania i obróbki ogromnych odlewów, których masa po odlaniu osiąga 500 t, a po odkuciu i obróbce wynosi ok. 200 t.

Zapewnienie najwyższej jakości spawów, maksymalnej czystości i właściwej obróbki cieplnej po spawaniu, wymaga aby wszystkie operacje spawania zbiorników reaktorów PWR wykonano w zakładach wytwórczych. Zbiorniki są transportowane w całości na plac budowy drogami bitymi, kolejną lub drogą morską jeśli elektrownia zlokalizowana jest na wybrzeżu. Tendencja do budowy coraz większych reaktorów PWR (obecnie moce elektryczne największych bloków jądrowych dochodzą do 1600 MW), dzięki czemu można uzyskiwać znaczne zmniejszenie jednostkowych nakładów inwestycyjnych (tzw. efekt skali), jest hamowana m.in. z powodu trudności w wykonywaniu ciężkich, grubościennych zbiorników reaktorowych, ale głównie z powodu ograniczonych możliwości ich transportu na miejsce budowy.

## 5. ENERGETYKA JĄDROWA NA ŚWIECIE

Stan energetyki jądrowej na świecie w roku 2009:

- 436 reaktorów w eksploatacji (z 370 GW mocy elektrycznej),
- 44 reaktory w budowie.

W ostatnich latach występuje wyraźny renesans energetyki jądrowej – świadczy o tym najlepiej lawinowo rosnąca liczba rozpoczynanych budów nowych reaktorów.

W ostatnich 5-ciu latach rozpoczęto budowę 25-ciu reaktorów:

- 2004 – 2 (PWR – Japonia, FBR – Indie);
- 2005 – 3 (PWR: Finlandia, Chiny, Pakistan);
- 2006 – 3 (2 PWR – Chiny, FBR – Rosja);
- 2007 – 7 (2 PWR – Chiny, 2 PWR – Korea Płd., PWR – Francja, Rosja, BWR – Japonia);
- 2008 – 10 (PWR: 6 – Chiny, 2 – Rosja, 2 – Korea Płd.).

Warto zwrócić uwagę na ogromną przewagę reaktorów typu PWR wśród budowanych jednostek: 23 – PWR, 2 – FBR, 1 – BWR.

Z tabeli 5.2. widać wyraźnie, że wśród reaktorów w eksploatacji znajduje się 61% reaktorów typu PWR i 21% reaktorów BWR (razem reaktory typu LWR – 82%). Udział reaktorów lekkowodnych w wytwarzaniu energii elektrycznej jest jeszcze wyższy: PWR – 66%, BWR – 23%. Przewaga reaktorów typu PWR jest jeszcze wyraźniejsza wśród reaktorów znajdujących się w budowie: PWR – w liczbie jednostek 77%, w mocy 81% a BWR – 7% i 10%.

*Tabela 5.1. Reaktory jądrowe na świecie wg krajów (stan na 30.03.2009).*

kraj	liczba reaktorów	moc, MW	kraj	liczba reaktorów	moc, MW
Argentyna	2	935	Meksyk	2	1300
Armenia	1	376	Holandia	1	482
Belgia	7	5824	Pakistan	2	425
Brazylia	2	1766	Rumunia	2	1300
Bułgaria	2	1906	Rosja	31	21743
Kanada	18	12577	Słowacja	4	1711
Chiny	11	8438	Słowenia	1	666
Czechy	6	3634	Płd. Afryka	2	1800
Finlandia	4	2696	Hiszpania	8	7450
Francja	59	63260	Szwecja	10	8958
Niemcy	17	20470	Szwajcaria	5	3238
Węgry	4	1859	Tajwan	6	4949
Indie	17	3782	Ukraina	15	13107
Japonia	53	45957	W.Brytania	19	10097
Korea Płd.	20	17647	USA	104	100582
Litwa	1	1185			
<b>razem</b>			<b>436</b>	<b>370120</b>	

źródło: IAEA

*Tabela 5.2. Reaktory jądrowe na świecie wg typów (stan na 30.03.2009).*

typ	w eksploatacji		w budowie	
	liczba	moc, MW <sub>e</sub>	liczba	moc, MW <sub>e</sub>
BWR	92	83597	3	3925
FBR	2	690	2	1220
GCR	18	8909		
LWGR	16	11404	1	925
PHWR	44	22441	4	1298
PWR	264	243079	34	31520
<b>razem</b>	<b>436</b>	<b>370120</b>	<b>44</b>	<b>38888</b>

źródło: IAEA