



Politechnika Warszawska
Wydział Fizyki



Michał Tadeusiak

Metody i Techniki Jądrowe

Energetyka jądrowa

podstawowe typy reaktorów energetycznych III generacji

Warszawa, marzec 2012

Spis treści

1	Reaktory III generacji	3
1.1	Bezpieczeństwo	3
1.2	Ekonomia	6
2	EPR - European Pressurized Reactor	8
2.1	Historia [9]	8
2.2	Budowa i działanie	8
2.2.1	Rdzeń	9
2.2.2	Paliwo	10
2.3	Bezpieczeństwo	10
2.3.1	Poziomy obrony	10
2.4	Konstrukcja i budowa	12
2.5	Aktualnie w budowie	13
3	AP1000 - Advanced Passive 1000	14
3.1	Historia	14
3.2	Bezpieczeństwo	14
3.2.1	Poważne awarie	16
3.3	Rdzeń i paliwo [13]	17
3.4	Probabilistyczna ocena ryzyka	17
3.5	Budowa i eksploatacja	17
3.6	Harmonogram	18
3.7	Aktualnie w budowie i planowane	19
4	CANDU	20
4.1	Podstawy budowy	20
4.2	Przyczyna stosowania ciężkiej wody	22
4.3	Bezpieczeństwo	22
4.4	Ekonomia	23
4.5	ACR-1000 [17]	23
4.5.1	Bezpieczeństwo ACR-1000	24
4.6	Aktualnie w budowie i planowane	25
5	ESBWR - Economic Simplified Boiling Water Reactor	26
5.1	Szczegóły konstrukcji	26
5.2	ABWR [22]	28

5.2.1	Dotychczasowe realizacje i plany	29
5.3	ESBWR	29
5.4	Rozwiązania projektowe	30
5.4.1	Naturalna cyrkulacja	30
5.4.2	Układy bezpieczeństwa	31
5.5	Plany realizacji	33
Bibliografia		34

Rozdział 1

Reaktory III generacji

Informacje zawarte w tym rozdziale pochodzą przede wszystkim ze źródeł [1][2].

W wyniku awarii jakiej w 1979 uległa elektrownia jądrowa II generacji (Three Mile Island) oraz po katastrofie reaktora w Czarnobylu w 1986, zainicjowano prace mające na celu stworzenie reaktorów III generacji, znacząco ulepszonych zarówno pod względem bezpieczeństwa, jak i ekonomii.

Wymagania wobec reaktorów nowej generacji precyzują wytyczne:

EUR - European Utility Requirements, dla reaktorów budowanych w Europie;

URD - EPRI Utility Requirement Document, USA;

JURD - Japan Utility Requirement Document, Japonia;

KURD - Korean Utility Requirement Document, Korea Południowa.

1.1 Bezpieczeństwo

Podstawową zasadą w projektowaniu reaktorów III generacji jest tzw.: „obrona w głąb”, która przewiduje [5]:

- projektowanie z dużymi marginesami bezpieczeństwa;
- wykorzystanie najlepszych dostępnych materiałów;
- wprowadzanie układów zapobiegających niebezpiecznym odchyleniom od nominalnych parametrów eksploatacyjnych;
- w razie wystąpienia odchylenia, powstrzymanie rozwoju awarii i bezpieczne wyłączenie reaktora.

Oprócz rozwiązań technologicznych szczególny nacisk kładziony jest na kulturę bezpieczeństwa personelu na wszystkich szczeblach organizacji uznającą kwestie bezpieczeństwa za bezwzględnie najważniejsze. Przytaczając za [3], wyróżnia się pięć poziomów zabezpieczeń:

Poziom pierwszy: Projekt zapewniający duże zapasy bezpieczeństwa, właściwy dobór materiałów, zapewnienie jakości w fazie projektowania, budowy i eksploatacji, kultura bezpieczeństwa, to jest uznanie przez wszystkich zainteresowanych, że bezpieczeństwo jądrowe jest sprawą nadrzędną, ważniejszą niż wytwarzanie energii elektrycznej.

Poziom drugi: Kontrola odchyłeń od normalnej eksploatacji i wykrywanie uszkodzeń, zapewnienie środków do opanowania skutków uszkodzeń w układach EJ przez normalne systemy elektrowni, takie jak układ redukcji mocy i normalnego wyłączenia reaktora lub układ uzupełniania wody w obiegu pierwotnym. Automatyka regulująca parametry pracy EJ, instrukcje i procedury eksploatacyjne zapewniające prawidłowe działania operatora w przypadku odchyłeń od stanu nominalnego.

Poziom trzeci: Systemy zabezpieczeń (np. układ awaryjnego wyłączenia reaktora) i systemy bezpieczeństwa takie jak układ awaryjnego chłodzenia rdzenia z automatyką zapewniającą ich samoczynne zadziałanie w razie awarii, bez potrzeby interwencji operatora. Obudowa bezpieczeństwa chroniąca przed uwolnieniem substancji promieniotwórczych do otoczenia. Procedury postępowania operatora w razie awarii.

Poziom czwarty: Układy i działania zmierzające do opanowania awarii i minimalizacji jej skutków np. kontrolowane usuwanie gazów z wnętrza obudowy bezpieczeństwa przez układy filtrów, aby uchronić obudowę przed rozerwaniem wskutek nadmiernego ciśnienia gazów. Takie działanie może być podejmowane przez operatora w skrajnie nieprawdopodobnym przypadku całkowitego braku odbioru ciepła z obudowy bezpieczeństwa i ciągłego wzrostu temperatury i ciśnienia gazów nagromadzonych w niej po awarii (awarie poza projektowe).

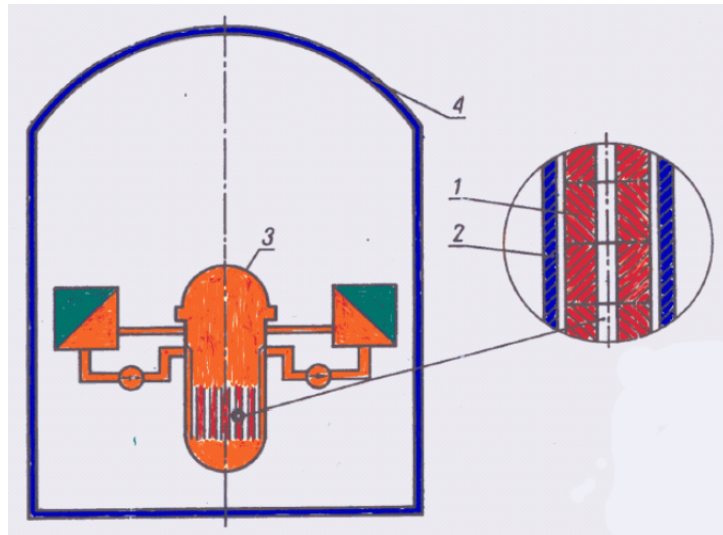
Poziom piąty: Działania poza terenem elektrowni dla zmniejszenia narażenia ludności, takie jak podanie pastylek jodu obojętnego, zalecenie pozostania w domach lub czasowe wstrzymanie wypasu bydła w razie skażenia pastwisk.

W reaktorach III generacji stosuje się 4 poziomy zabezpieczeń, które mają uchronić przed wydostaniem się materiałów promieniotwórczych do środowiska (rysunek 1.1):

1. pastylki paliwowe;
2. koszulka cyrkonowa;
3. zbiornik reaktora;
4. obudowa bezpieczeństwa.

Obudowa bezpieczeństwa skonstruowana jest w taki sposób, że jest w stanie wytrzymać uderzenie dużego samolotu.

Szczególny nacisk jest położony na ograniczenie zagrożenia powstałego w wyniku nieprzewidzianego uszkodzenia układu bezpieczeństwa. W analizach rozpatruje się wszystkie, nawet najbardziej nieprawdopodobne scenariusze przyczyn awarii. Zawsze jednak istnieje ryzyko pojawienia się awarii powstałej w wyniku nieprzewidzianego scenariusza. Najbardziej niebezpieczną konsekwencją poważnej awarii jest zniszczenie obudowy bezpieczeństwa, które może nastąpić w wyniku:



Rysunek 1.1: Poziomy zabezpieczeń [3]

- obejścia obudowy w wyniku rozerwania obiegu pierwotnego i awarii zaworów obiegu wtórnego;
- rozerwania zbiornika reaktora w wyniku działania bardzo wysokiego ciśnienia (i temperatury, gdy nie ma możliwości odbioru ciepła);
- zapłonu i wybuchu wodoru wydzielonego w wyniku reakcji wody z cyrkonem po stopieniu rdzenia;
- przetopienia płyty fundamentowej reaktora po stopieniu rdzenia.

Aby uchronić elektrownię przed takim zagrożeniem od układów bezpieczeństwa wymaga się, aby [3][4]:

- działały w oparciu o prawa natury (siła ciężkości, konwekcja), tzw. pasywne układy bezpieczeństwa, niewymagające doprowadzania energii z zewnątrz;
- wykorzystywały ujemne sprzężenia zwrotne temperatury i mocy, tzn: w przypadku wzrostu temperatury i ciśnienia, pasywne systemy bezpieczeństwa zaczynają działać bez konieczności uruchomienia przez obsługę, powodując spadek mocy i wyłączenie reaktora;
- stosowano równoległe systemy rezerwujące się w przypadku awarii. Ponadto umożliwia to remont pojedynczego ciągu podczas pracy reaktora na pełnej mocy, ale także w wyniku rozmieszczenia układów w czterech różnych miejscach elektrowni – stanowią zabezpieczenie w przypadku zdarzenia powodującego zniszczenie części elektrowni (pożar, powódź);
- zredukowano możliwość wzajemnych wpływów, tak aby jedna przyczyna nie mogła doprowadzić do awarii kilku podsystemów (w tym rozdzielanie podsystemów przestrzennie lub barierami);

- umożliwiona była kontrola sprawności układu podczas pracy elektrowni;
- udokumentowana była odporność na warunki zewnętrzne (temperatura, wilgotność, wstrząsy sejsmiczne);
- chroniły przed pożarem, zalaniem, uszkodzenia w wyniku katastrofy budowlanej lub ataku terrorystycznego.

Podstawową ideą jest ograniczenie rozprzestrzeniania się produktów rozszczepienia, tak aby nie opuściły obudowy bezpieczeństwa. W reaktorach III generacji nawet w przypadku najcięższych awarii, skutkujących stopieniem rdzenia reaktora, skutki awarii nie wykraczają poza teren elektrowni jądrowej.

1.2 Ekonomia

Cechy reaktorów III generacji są następujące [5]:

- Znormalizowane rozwiązanie projektowe skutkujące przyspieszeniem licencjonowania, zmniejszeniem nakładów inwestycyjnych i skróceniem czasu budowy;
- Prostsza i mocniejsza konstrukcja, co ułatwia ich eksploatację i zwiększa odporność na zakłócenia eksploatacyjne;
- Wyższa dyspozycyjność i dłuższy czas życia - typowo 60 lat;
- Wyższe wypalenie dla zmniejszenia zużycia paliwa i ilości odpadów;
- Wypalane absorbery neutronów (wypalane zatrucia stałe) dla przedłużenia okresu życia paliwa.

W celu zmniejszenia zajmowanej powierzchni oraz obniżenia kosztu budowy dąży się do prostoty i standaryzacji projektu [3]. Z tego powodu:

- zmniejszona jest liczba elementów zaliczonych do klasy bezpieczeństwa (głównie w wyniku stosowania układów pasywnych);
- zmniejszenie gabarytów poszczególnych elementów;
- wykorzystanie elementów modułowych i prefabrykowanych, składanych na miejscu budowy;
- standaryzacja elementów i systemów elektrowni;
- stosowanie wypróbowanych rozwiązań.

Omówione wytyczne dla reaktorów III generacji są wdrażane w ramach różnych projektów elektrowni jądrowych. W poniższym opracowaniu zostaną porównane rozwiązania stosowane w trzech typach elektrowni:

EPR (European Pressurized Reactor) Europejski Reaktor Ciśnieniowy produkowany przez konsorcjum AREVA (reaktor ewolucyjny);

AP1000 (Advanced Passive) Zaawansowany pasywny reaktor typu PWR, produkowany przez Westinghouse (reaktor pasywny);

ACR-1000 (Advanced CANDU Reactor) Reaktor ciężkowodny produkowany przez CANDU - Canadian Deuterium Uranium;

ESBWR (Economic Simplified Boiling Water Reactor) Reaktor wodny wrzący zaprojektowany przez GE Hitachi.

Rozdział 2

EPR - European Pressurized Reactor

2.1 Historia [9]

EPR jest reaktorem typu PWR (presurized water reactor) - reaktor wodny ciśnieniowy. Został opracowany przez spółkę utworzoną w 1989 przez dwa koncerny: francuski Framatome i niemiecki Siemens. Projekt wstępny został zakończony w 1997. W 2001 sekcje Framatomu i Siemensu związane z energetyką atomową połączyły się tworząc firmę AREVA.

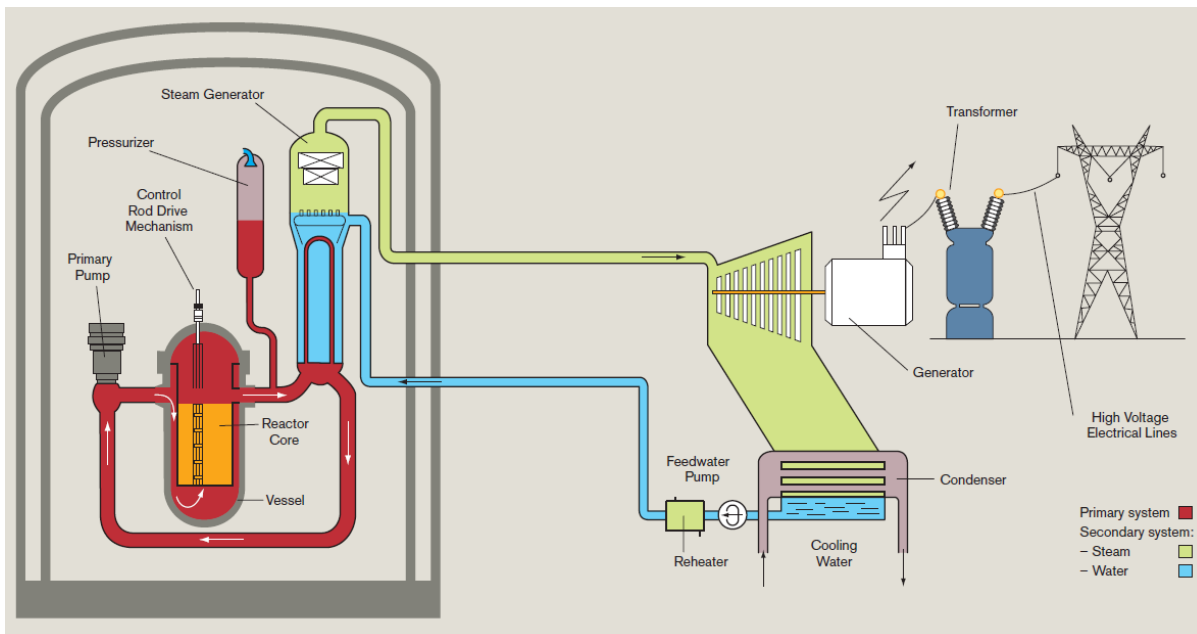
2.2 Budowa i działanie

Korzystając z informacji w [7][8], rysunek 2.1:

W reaktorze PWR woda pełni ona podwójną funkcję. W obiegu pierwotnym pełni rolę chłodziwa odbierając ciepło produkowane w wyniku reakcji rozszczepiania. Ponadto pełni rolę moderatora spowalniając szybkie neutrony powstające w wyniku reakcji do prędkości termicznych, co umożliwia ich wychwyty i zapoczątkowanie nowej reakcji. Umożliwia to reakcję łańcuchową i podtrzymuje pracę reaktora.

Woda w obiegu pierwotnym znajduje się pod bardzo wysokim ciśnieniem (15MPa) i w wysokiej temperaturze (315°C). W wytwornicy pary ciepło oddawane jest wodzie z obiegu wtórnego która wrze wytwarzając parę pod ciśnieniem (6MPa, 275°C). Para jest rozprężana w turbinach parowych napędzających generatory wytwarzające energię elektryczną. Para podlega kondensacji i wraca do obiegu wtórnego. Obieg pierwotny składa się z czterech niezależnych układów odbierających ciepło od chłodziwa składających się z wymienników ciepła i wytwornic pary. Po oddaniu ciepła chłodziwo jest ponownie pompowane do reaktora za pomocą czterech pomp. Do jednej pętli przyłączony jest stabilizator ciśnienia.

Wszystkie cztery układy wytwornic pary znajdują się nad reaktorem, co sprawia, że w przypadku rozszczelnienia obiegu i utraty chłodziwa, rdzeń reaktora będzie wypełniony wodą, pomimo jej ubytku. Dzięki temu jest więcej czasu na podjęcie kroków zapobiegających przegrzaniu rdzenia. Zwiększenie ilości wody i pary w wyniku użycia czterech układów przynosi korzyści:

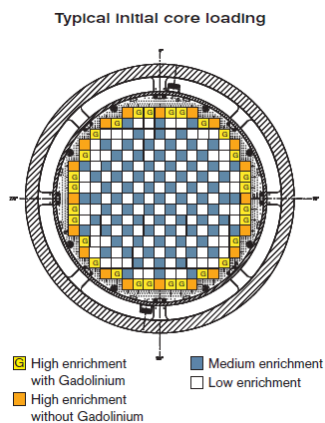


Rysunek 2.1: Schemat działania reaktora PWR [6]

- zapewnia bardziej stabilną pracę reaktora;
- w przypadku problemów z pompowaniem wody do wytwornic pary, czas do zupełnego wyparowania (znajdującej się tam już wody) wynosi przynajmniej 30 minut (wymóg stawiany przed reaktorami ewolucyjnymi), co zwiększa szanse ponownego uruchomienie pomp, lub daje czas na podjęcie innych działań.

2.2.1 Rdzeń

W rdzeniu reaktora znajduje się paliwo jądrowe w którym przebiega egzoenergetyczna reakcja rozszczepiania. Budowa rdzenia umożliwia dostarczanie paliwa, kontrolę reakcji oraz obieg chłodziwa. Rdzeń jest chłodzony i moderowany przez lekką wodę pod ciśnieniem 15MPa i 315°C. Dodatkowym składnikiem jest kwasu borowy, z uwagi na fakt, że bor jest dobrym absorbentem neutronów. Zmiana stężenia boru umożliwia stabilizację reakcji pomimo zmiany aktywności paliwa w czasie wypalania.



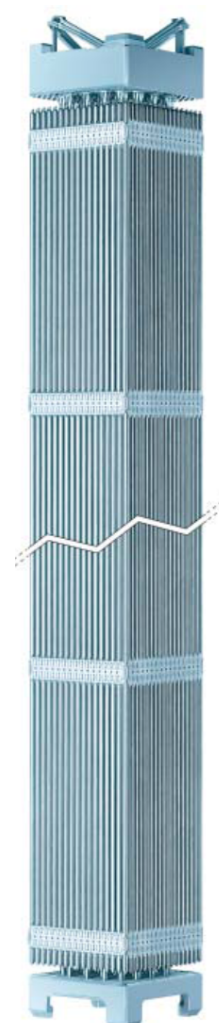
Rysunek 2.2: Ustawienie wsadów paliwa [6]

W rdzeniu jest miejsce na 241 zestawów prętów paliwowych podzielonych na cztery grupy różniące się stopniem wzbogacenia uranu. W jednej z grup o dużym wzbogaceniu dodawany jest gadolin, także będący absorbentem neutronów, którego celem jest zapewnienie odpowiedniego rozkładu mocy. Reaktor może pracować w cyklach do 24 miesięcy, lub w trybie wymiany poszczególnych zestawów prętów IN-OUT/OUT-IN. Paliwem może być uran (właściwie tlenek: UO_2) wzbogacany do 5% (niskowzbogacony), oraz paliwo MOX, czyli przetworzone paliwo uranowo-plutonowe odzyskiwane z wypalonego paliwa. Konstrukcja rdzenia EPR pozwala zmniejszyć zużycie paliwa o 17% oraz zmniejsza uboczną produkcję długożyciowych aktywności o 15% względem wcześniejszych rozwiązań.

2.2.2 Paliwo

Pręty paliwowe umieszczone są w strukturze o przekroju kwadratowym w postaci matrycy 17 x 17 prętów. W sumie, w takim zestawie znajduje się: 265 prętów paliwowych oraz 24 pręty prowadzące usztywniające konstrukcję. Jak było już wspomniane w reaktorze znajduje się 241 zestawów, co daje 63 865 prętów paliwowych, każdy o średnicy 9,5 mm i długości części aktywnej 4,2 m. Pręty rozdzielone są przestrzennie tak aby zapewnić optymalną szybkość przepływu chłodziwa i wydajny odbiór mocy cieplnej. Każdy pręt posiada warstwę izolującą chłodziwo od materiały promieniotwórczego – jest to pierwszy element potrójnej ochrony. Pręty wykonane są z bardzo zaawansowanego technologicznie stopu na bazie cyrkonu, opracowanego przez Framatome o nazwie M5TM. Stop ten jest niezwykle odporny na korozję, co jest kluczowe w tak ekstremalnym środowisku (temperatura, ciśnienie i kwasowy odczyn chłodziwa).

17 x 17 fuel assembly



2.3 Bezpieczeństwo

W celu zapewnienia bezpieczeństwa w każdej chwili musi zachodzić:

- kontrola reakcji łańcuchowej i generowanej mocy;
- chłodzenie paliwa, także po zatrzymaniu reakcji;
- zapewnienie szczelności, ochrona przed wydostaniem się promieniotwórczych produktów reakcji.

Wymagania te są zapewnione przez stosowanie dwóch głównych zasad, wspomnianych:

1. obronie w głąb;
2. zapewnieniu trzech poziomów ochrony.

2.3.1 Poziomy obrony

W EPR przewidziane są 3 bariery mające za zadanie oddzielić produkty promieniotwórcze od środowiska:

I bariera: większość odpadów promieniotwórczych powstaje w samym paliwie, które zamknięte jest w metalowych koszulkach (stop M5);

II bariera: obieg pierwotny wraz z samym reaktorem zamknięte są w metalowej obudowie wytrzymałej na wysokie ciśnienie;

III bariera: reaktor, obieg pierwotny, pompy, zbiornik wyrównawczy ciśnienia, wytworzone pary zamknięte są w podwójnej żelbetowej obudowie, pokrytej od wewnątrz metalową powłoką.

Rysunek 2.3:
Wsad paliwa [6]

W przypadku awarii wystarczającym warunkiem bezpieczeństwa (powstrzymania wydostania się substancji promieniotwórczych do środowiska) jest szczelność jednej z barier.

Poprawa bezpieczeństwa uzyskiwana jest w dwojaki sposób:

1. zmniejszanie prawdopodobieństwa wystąpienia awarii poprzez stosowanie prewencyjnych rozwiązań;
2. zmniejszenie konsekwencji ewentualnej awarii.

Dla reaktora EPR osiągnięto wyniki:

- prawdopodobieństwo wystąpienia dowolnego uszkodzenia mniejsze od 10^{-5} na reaktoro-rok;
- prawdopodobieństwo wystąpienia zagrożenia wynikającego z zajścia wewnątrz elektrowni mniejsze od 10^{-6} na reaktoro-rok;
- prawdopodobieństwo wydostania się substancji promieniotwórczych do otoczenia mniejsze od 10^{-7} na reaktoro-rok.

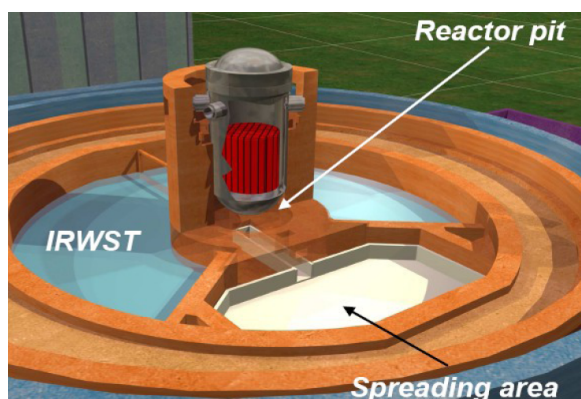
EPR został zaprojektowany z myślą o poczwórnej redundancji. Każdy z niezależnych układów zlokalizowany jest w innym, przestrzennie oddalonym budynku (rysunek 2.4). W ich skład wchodzi:

1. system bezpieczeństwa obiegu pierwotnego;
2. system awaryjnego uzupełniania wody w wytwornicach pary;
3. systemy elektryczne i sterujące;



Rysunek 2.4: Poczwórna redundancja [6]

Wszystkie cztery budynki wraz z budynkiem reaktora i zużytego paliwa zabezpieczone są przed zagrożeniami zewnętrznymi (trzęsienia ziemi, eksplozje ładunków wybuchowych). Budynek reaktora jest w stanie wytrzymać uderzenie dużego samolotu. Zewnętrzna żelbetowa obudowa ma grubość 1,3 m i oddzielona jest przerwą o szerokości 1,8 m od wewnętrznej obudowy o grubości 1,3 m, pokrytej od wewnątrz 6 mm warstwą metalu.



Rysunek 2.5: Łapacz rdzenia [3]

10%, co zapobiega eksplozji. Ponadto EPR przewiduje unikatowe rozwiązanie w postaci łapacza rdzenia (rysunek 2.5). W przypadku stopienia rdzenia, przepała on pokrywą na dnie reaktora i w wyniku działania siły ciężkości przez tunel przelewowy spływa do chwytnicy rdzenia, poddawanej chłodzeniu. Takie rozwiązanie zabezpiecza przed przepaleniem dna obudowy i przeniknięciem materiałów promieniotwórczych do gleby.

Pomimo bardzo małego prawdopodobieństwa awarii, której skutkiem mogłoby być stopienie rdzenia, rozpatruje się także takie sytuacje i projektuje rozwiązania. Zakłada się, że efektem stopienia rdzenia mogą być jedynie bardzo ograniczone w czasie i przestrzeni konsekwencje. Pierwszym krokiem jest obniżenie ciśnienia w celu umożliwienia zalania rdzenia wodą. W przypadku wytworzenia dużych ilości wodoru w wyniku reakcji wody z cyrkonem, reaktor wyposażony jest w pasywne rekombinatory autokatalityczne, które są w stanie utrzymać stężenie wodoru poniżej

2.4 Konstrukcja i budowa

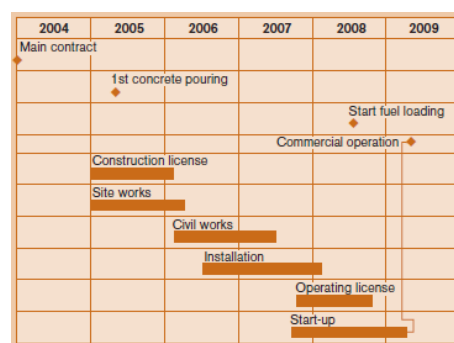
Założenia:

1. metodologia budowy „poziomowej”, tzn. wznoszenia wyższych poziomów budynku podczas gdy na niższych prowadzona jest już instalacja systemów. Metodologia ta może być stosowana do wszystkich budynków oprócz obudowy bezpieczeństwa.

2. Stosowanie technik modułowych i prefabrykatów. Z uwagi na znaczny wzrost kosztów rozwiązanie to wykorzystywane jest tylko w przypadku kluczowych obiektów, które mogłyby wstrzymywać budowę następnych konstrukcji.

3. Maksymalne wykorzystanie prefabrykatów w w instalacji rur i konstrukcji nośnej, w celu zredukowania czasu i liczby konstruktorów potrzebnych do szybkiego wznoszenia konstrukcji.

Równoległa praca na kilku polach: budowy, instalacji urządzeń, testowania pozwala na uruchomienie elektrowni w czasie niewiele przekraczającym 4 lata.



Rysunek 2.6: Harmonogram budowy elektrowni EPR Olkiluoto 3 [6]

2.5 Aktualnie w budowie

Aktualnie w budowie znajdują się 4 bloki z reaktorami EPR:

Olkiluoto 3 budowa Fińskiej elektrowni rozpoczęła się w 2005 roku. Niestety w wyniku braków projektowych oraz problemów konstrukcyjnych opóźnienie sięga ponad 4 lat (początkowa data realizacji: 2009). Budżet z początkowych 3,7 mld EUR wzrósł o kolejne 2,7 mld EUR w 2010. Wyjściowa moc elektryczna ma wynieść 1600 MWe (netto);

Flamanville 3 trzeci blok we Francuskiej elektrowni, którego budowa rozpoczęła się w czerwcu 2007 roku. Założony budżet miał wynieść 3,3 mld EUR. W wyniku serii problemów z kontrolami jakości doszło do opóźnień i przekroczenia budżetu. W 2010 ogłoszono, że koszty wzrosły o 50% do 5 mld EUR, natomiast termin ukończenia przesunięto o 2 lata na 2014 rok;

Taishan 1 i 2 w 2007 roku Areva wygrała przetarg na budowę dwóch reaktorów w Chinach. Lokalnym partnerem jest China Guangdong Nuclear Power Company. Wartość kontraktu wynosi 12 mld USD. Budowa pierwszego reaktora rozpoczęła się 18 listopada 2009, drugiego 15 kwietnia 2010. Według przewidywań realizacja ma potrwać 46 miesięcy.



Rysunek 2.7: Budowa bloku flamanville-3. Stan na: 25.03.12 (<http://energie.edf.com>)

Rozdział 3

AP1000 - Advanced Passive 1000

Głównym źródłem informacji w tym rozdziale było opracowanie [11].

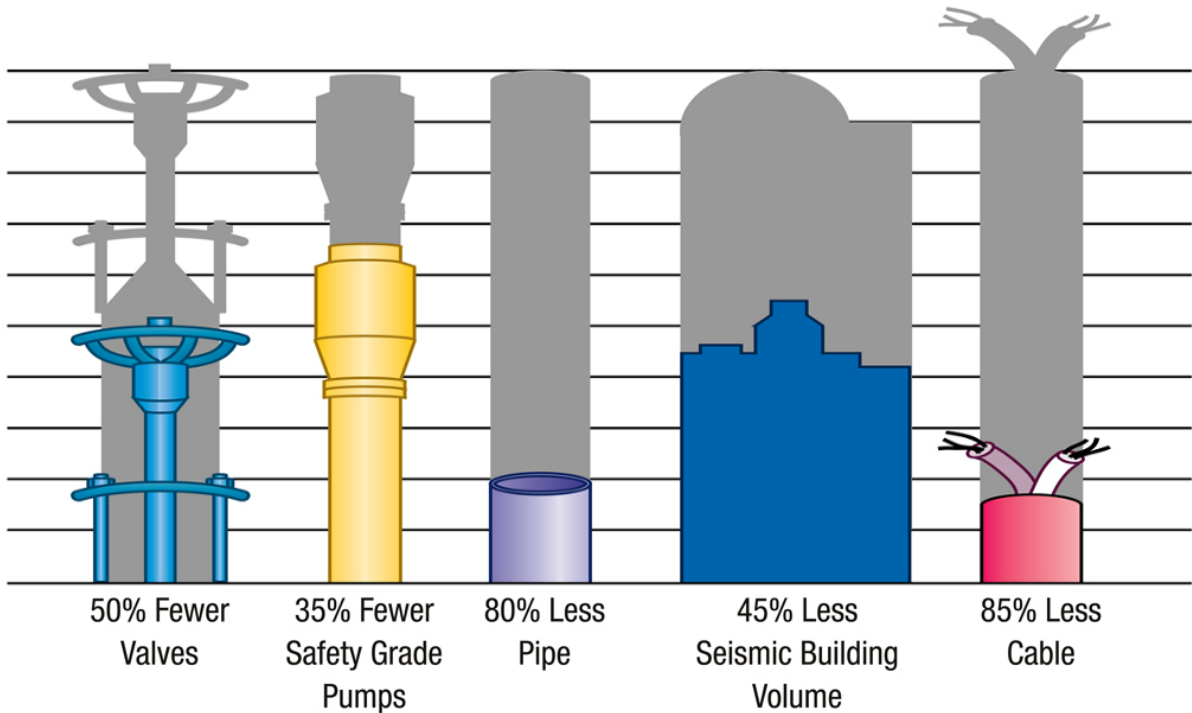
3.1 Historia

W późnych latach 80. Westinghouse zaczął rozwijać projekt bardziej ulepszanego, bardziej ekonomicznego i bezpieczniejszego reaktora wodno-ciśnieniowego. Nowy reaktor miał być oparty na zupełnie nowej filozofii pasywnej ochrony. Od reaktorów pasywnych wymaga się, aby stan bezpiecznego wyłączenia utrzymywał się przez 72 godziny po awarii projektowej bez konieczności wcześniejszej interwencji operatora, podczas gdy dla reaktorów ewolucyjnych wymagany czas wynosi 30 minut. Główną cechą reaktorów pasywnych jest znaczące uproszczenie projektu oraz zmniejszenie gabarytów całego kompleksu elektrowni.

W odróżnieniu od reaktora EPR w przypadku AP1000 stosuje się podwójną redundancję, tzn. obecne są 2 obiegi pierwotne i 2 wytwornice pary (w EPR 4). Moc termiczna 3400 MWt, moc elektryczna 1117 MWe. Projekt w całości opiera się na działaniu układów pasywnych do awaryjnego chłodzenia rdzenia oraz obudowy bezpieczeństwa, które wykorzystują siły natury: grawitację, ciśnienia gazów, konwekcji. Pozwala to ograniczyć (rys. 3.1): liczbę pomp o 35%, długość przewodów rurowych (układu bezpieczeństwa) o 80%, liczbę zaworów bezpieczeństwa o 50%, liczbę rur przechodzących przez obudowę bezpieczeństwa o 55%, kubaturę budynków I kategorii sejsmicznej o 45%. Dzięki zastosowaniu układów pasywnych cały kompleks elektrowni może być bardziej zwarty, co obniża koszty budowy i eksploatacji.

3.2 Bezpieczeństwo

Aktywne układy bezpieczeństwa mające za zadanie utrzymać wystarczającą ilość chłodziwa w obiegu pierwotnym w przypadku rozszczelnienia składają się z zasilanych elektrycznie pomp uzupełniających ubytek. W celu zwiększenia niezawodności układy takie powieliła się, aby wzajemnie się rezerwowały. Jak słusznie zauważył autor [11] budując się w ten sposób złożoną instalację, która z założenia (bezawaryjnej pracy) nigdy nie powinna zostać wykorzystana.

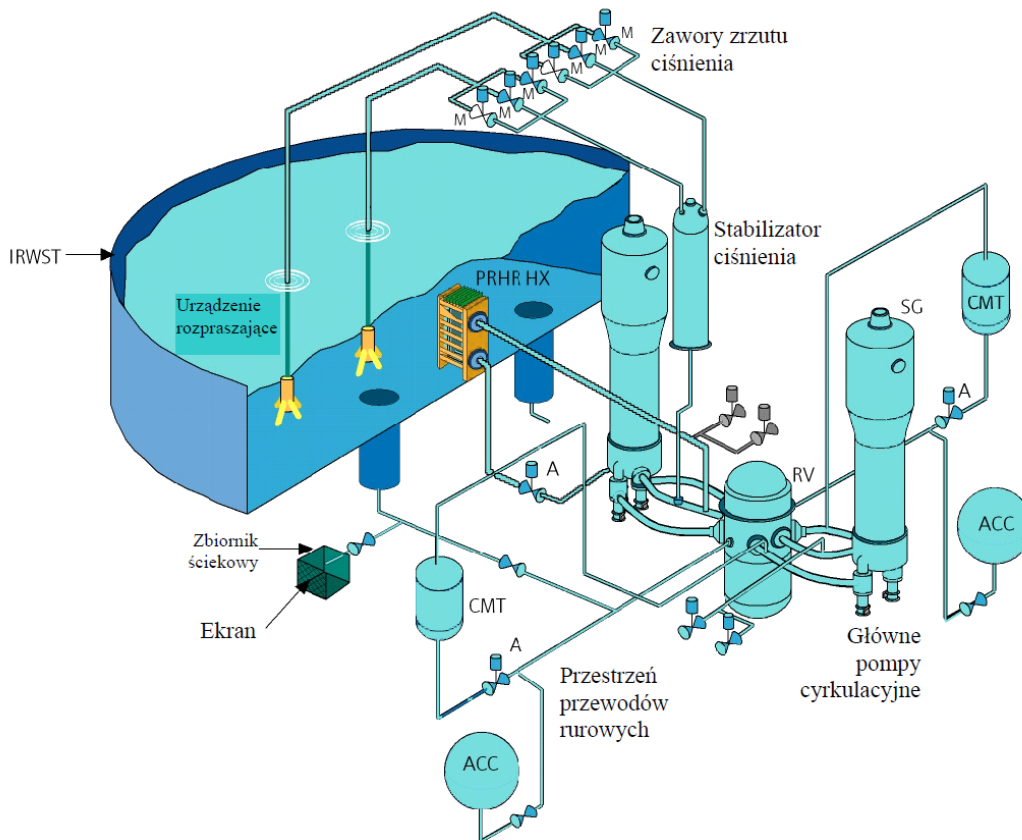


Rysunek 3.1: Oszczędność materiałów [10]

W przypadku układów pasywnych wykorzystuje się zbiorniki z przygotowanym na wypadek awarii roztworem boru. System składa się z trzech źródeł zastępczego chłodziwa uruchamianych w różnych sytuacjach (rys. 3.2):

1. Gdy dojdzie do rozszczelnienia obiegu pierwotnego dochodzi do zmniejszenia ciśnienia i w efekcie wzrostu temperatury wody, albo nawet wrzenia. W tym przypadku samoczynnie uruchamia się wyrównywanie poziomu wody w rdzeniu. Dwa zbiorniki z zapasem wody (CMT) połączone są z zimną gałęzią obiegu pierwotnego. Gdy temperatura chłodziwa wzrasta w wyniku konwekcji wywołany jest przepływ wody ze zbiorników do reaktora. Gdy dojdzie do wrzenia przepływ wywołany jest ciśnieniem pary. System zaczyna pracować przy małych wyciekach z obiegu pierwotnego;
2. W przypadku szybkiego ubytku chłodziwa i drastycznego zmniejszenia ciśnienia włącza się układ dwóch hydroakumulatorów (ACC). W ich wnętrzu znajduje się roztwór boru pod ciśnieniem 4.8 MPa, gdy ciśnienie w obiegu pierwotnym zmaleje poniżej tej wartości, zawory automatycznie się otwierają;
3. Trzecim największym zabezpieczeniem jest zbiornik rezerwowy wody (IRWST) umieszczony ponad całym obiegiem pierwotnym. W przypadku drastycznego spadku ciśnienia ładunki wybuchowe otwierają zawory i w wyniku działania grawitacji woda spływa do rdzenia. Zapas wystarcza do chłodzenia reaktora przez godzinę, aż do osiągnięcia temperatury 100 stopni i wrzenia;

Nawet drobny wyciek powodujący uruchomienie pierwszego układu bezpieczeństwa prowadzi do wyłączenia reaktora. Zbiornik IRWST ma zadanie odbierać ciepło powyłączeniowe. Po upływie godziny, woda zaczyna wrzeć, powstała para skrapla się na wewnętrznej

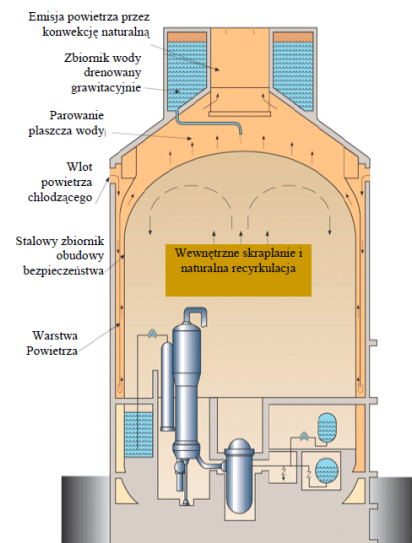


Rysunek 3.2: Pasywne chłodzenie reaktora [11]

warstwie obudowy bezpieczeństwa (metalowej). Skropliny są zbierane i z powrotem trafiają do zbiornika IRWST zapewniając cyrkulację. Obudowa bezpieczeństwa odbierająca ciepło od skroplin chłodzona jest poprzez naturalny przepływ powietrza w przestrzeni pomiędzy metalową obudową a konstrukcją betonową. Ponadto, na szczycie obudowy znajduje duży zbiornik wody, która spływa po metalowej obudowie i w wyniku parowania efektywniej odbiera ciepło. Analizy wskazują, że nawet w przypadku niezadziałania układów awaryjnych wewnątrz obudowy, chłodzenie powietrzem powinno być wystarczająco wydajne, aby utrzymać bezpieczną wartość ciśnienia i temperatury wewnątrz [12].

3.2.1 Poważne awarie

Najpoważniejszą awarią, jaka może wydarzyć się w reaktorze jest stopienie rdzenia. AP1000 zaprojektowany jest tak, aby zatrzymać stopiony rdzeń wewnątrz zbiornika reaktora. W odróżnieniu od reaktora EPR, zbiornik nie jest wyposażony w otwór na dnie. Reaktor znajduje się w studni i jest oddzielony od ścian i fundamentu. W przypadku awarii przestrzeń ta zalewana jest wodą ze zbiornika IRWST. Woda wpływa od dołu i w wyniku bezpośredniego kontaktu z powierzchnią zbiornika reaktora wrze odprowadzając ciepło. Powstała para jest odprowadzana przez zaprojektowane ujścia i podobnie jak w poprzednim przypadku skrapla się na wewnętrznej powierzchni obudowy.



Rysunek 3.3: Pasywne chłodzenie obudowy bezpieczeństwa [11]

3.3 Rdzeń i paliwo [13]

Podobnie jak w przypadku rdzenia w reaktorze EPR wsady paliwowe są w przekroju poprzecznym matrycami 17 x 17. W każdym wsadzie znajdują się 264 pręty paliwowe, natomiast liczba wsadów wynosi 157, co daje 41 448 prętów w rdzeniu.

3.4 Probabilistyczna ocena ryzyka

Projekt AP1000 także oparty jest na zasadzie obrony w głąb. Jako pierwsza linia obrony traktowane są układy pomiarowo-kontrolne. Dopiero gdy awaria jest na tyle poważna, że układ regulacji nie jest w stanie opanować awarii uruchamiany jest pasywny układ bezpieczeństwa – nie jest w tym wymagane działanie operatora, układ uruchamia się samoczynnie. Po uwzględnieniu wszystkich awarii projektowych (takich jak: zanik zasilania, czynniki zewnętrzne, pożar, powódź) uzyskano:

- prawdopodobieństwo uszkodzenia rdzenia poniżej $5 \cdot 10^{-7}$ na reaktoro-rok;
- prawdopodobieństwo dużych uwolnień produktów promieniotwórczych: $6 \cdot 10^{-8}$ na reaktoro-rok.

Otrzymane wyniki daleko wyprzedzają wymagania stawiane przez dozór jądrowy, które wynoszą (uszkodzenie rdzenia):

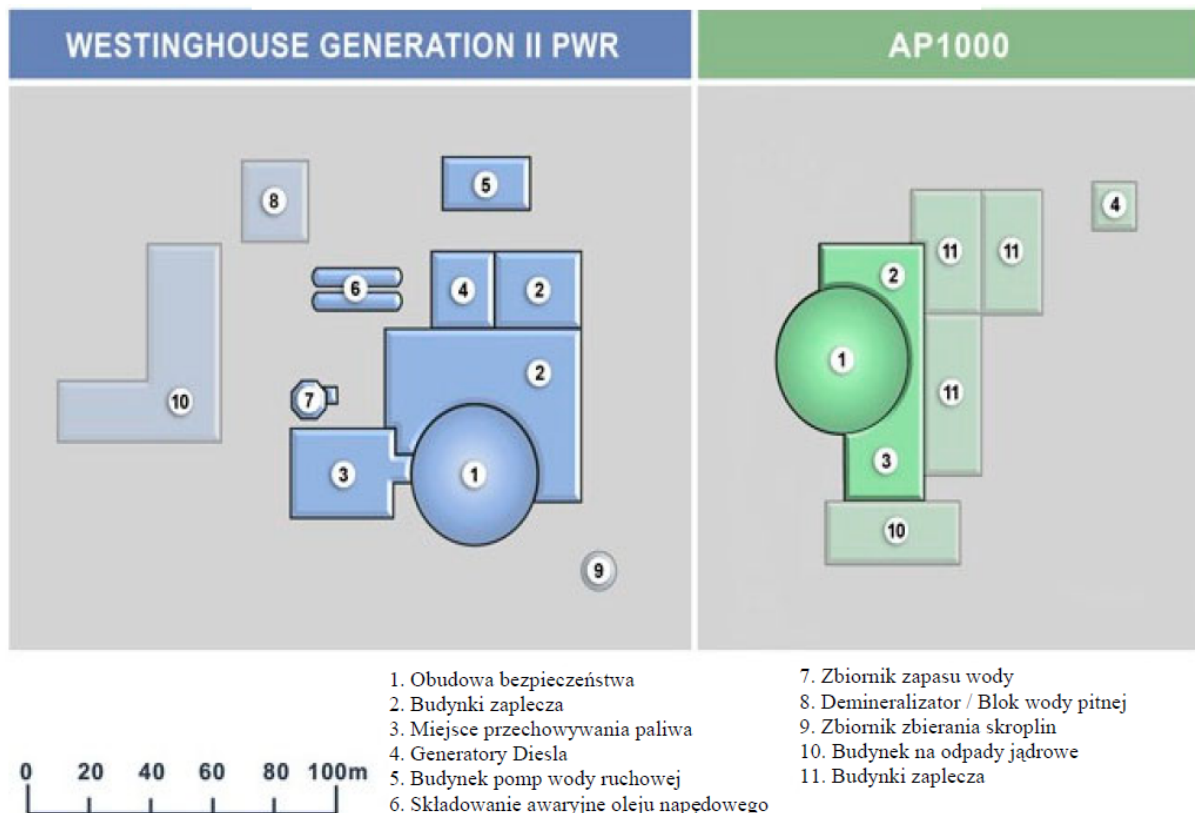
- US NCR $\rightarrow 10^{-4}$;
- URD $\rightarrow 10^{-5}$;

3.5 Budowa i eksploatacja

Ze względu na zastosowanie układów pasywnych możliwe było drastyczne zmniejszenie liczby i rozmiarów instalacji bezpieczeństwa, co przełożyło się na gabaryty całego kompleksu. Różnica pomiędzy starszym reaktorem II generacji, a AP1000 widoczne jest na grafice 3.4.

W przypadku AP1000 koncepcja budowy modułowej wykorzystywana jest powszechniej i w większym zakresie niż w przypadku EPR. Gotowe moduły zbrojenia mogą być dostarczane na plac budowy i na miejscu zalewane betonem. W zależności od możliwości transportowych przewiduje się kompaktową budowę modułów, tzn. niektóre większe moduły składają się z mniejszych modułów. Mniejsze i lżejsze elementy dostarczane są na budowę, składane w większy moduł, który za pomocą ciężkiego dźwigu może być instalowany w docelowym miejscu.

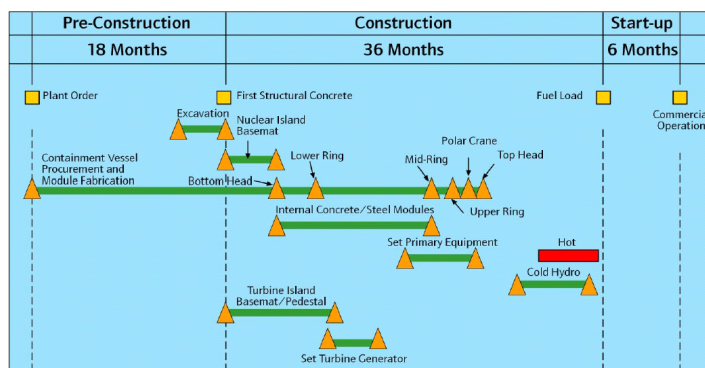
W przypadku instalacji takich jak obieg pierwotny, modułem może być cały podzespół wraz z bezpośrednio przyłączonym układem rur. Takie moduły zamocowane do samonośnej kratownicy mogą być przetestowane przed dostarczeniem na budowę i szybko instalowane.



Rysunek 3.4: Porównanie wielkość budynków [11]

3.6 Harmonogram

Stosowanie budowy modułowej zarówno konstrukcji żelbetowej jak i układów wyposażenia znacząco skraca czas budowy. Harmonogram sporządzany jest z pomocą oprogramowania Primavera na podstawie trójwymiarowego modelu całej elektrowni. W ten sposób można krok po kroku zaplanować kolejne etapy budowy. Ze względu na zmniejszenie elementów i gabarytów elektrowni poprzez wykorzystanie układów pasywnych wymagana jest mniejsza ilość betonu i stali oraz zmniejszona jest liczba działań budowlanych, co także przyczynia się do skrócenia czasu budowy. Uniwersalny harmonogram (który należy nieznacznie dostosować do warunków w danej lokalizacji) przewiduje 60 miesięcy od zlecenia budowy do oddania pracującego obiektu. Zawiera się w tym 18 miesięcy przygotowań wstępnych takich jak uzyskiwanie pozwoleń (warto zwrócić uwagę, że z uwagi na wykorzystanie prefabrykatów ich produkcja jest możliwa długo przed rozpoczęciem budowy). Sama budowa trwa 36 miesięcy, pół roku przewidziane jest na rozruch i podłączenie elektrowni do sieci.



Rysunek 3.5: Harmonogram budowy AP1000 [11]

3.7 Aktualnie w budowie i planowane

Z [14]. Realizację projektu AP1000 rozpoczęły już Chiny. Pierwsze 4 jednostki są w budowie. W Sanmen Nuclear Power Plant w Zhejiang ma powstać docelowo 6 bloków. Prace nad pierwszymi dwoma rozpoczęły się w lutym 2008, przewidziane zakończenie i uruchomienie to lata 2013-15. Podobnie jest w przypadku Haiyang Nuclear Power Plant w Shandong. Prace rozpoczęły się w czerwcu 2008 i zakończą się w 2014-15 roku. Pierwsze cztery bloki budowane są jednak wg. wcześniejszego projektu, nie uwzględniającego wzmocnienia obudowy bezpieczeństwa (na wypadek ataku przy użyciu samolotu).

Chiny oficjalnie zaadaptowały projekt AP1000 jako standard dla ich elektrowni. Do 2020 planowane jest uruchomienie lub rozpoczęcie budowy 100 jednostek bazujących na AP1000. Aktualnie na zlecenie Chin prowadzone są prace nad zwiększeniem mocy reaktora do 1400 MWe, a w dalszej kolejności 1700 MWe.

W Stanach Zjednoczonych planowane jest uruchomienie 14 reaktorów. Dwa pierwsze mają powstać w Vogtle Electric Generating Plant w stanie Georgia. W 2010 prezydent Obama zapowiedział udzielenie wartego 8,33 mld USD rządowego kredytu na budowę jednostek. Pomimo protestów ekologów po zdarzeniach w Fukushima, w lutym 2012 US Nuclear Regulatory Commission wydała zgodę na budowę.



Rysunek 3.6: Budowa AP1000 w Sanmen. Stan na: 09.11 (<http://www.chinatechgadget.com>)

Rozdział 4

CANDU

Informacje zawarte w tym rozdziale pochodzą głównie ze źródeł [15][16]. Reaktor CANDU (CANadian Deuterium Uranium) jest ciężkowodnym reaktorem ciśnieniowym (PHWR) produkowanym w Kanadzie. Pierwsze reaktory CANDU były projektowane w latach 50. i 60. XX wieku. Zastosowanie ciężkiej wody wynika z bogatych zasobów uranu [15]. Kanaadyjczycy szukali technologii pozwalającej wydajnie wykorzystywać uran niewzbogacany. Deuter jest najlepszym naturalnym materiałem opóźniającym neutrony.

4.1 Podstawy budowy

Podobnie jak w reaktorach PWR reaktory CANDU pracują w układzie dwuobiegowym. W obiegu pierwotnym panuje duże ciśnienie i temperatura. Energia cieplna oddawana jest w wytwornicy pary wodzie z obiegu wtórnego, która wrze. Powstała para napędza turbiny itd. (porównaj punkt 2.2).

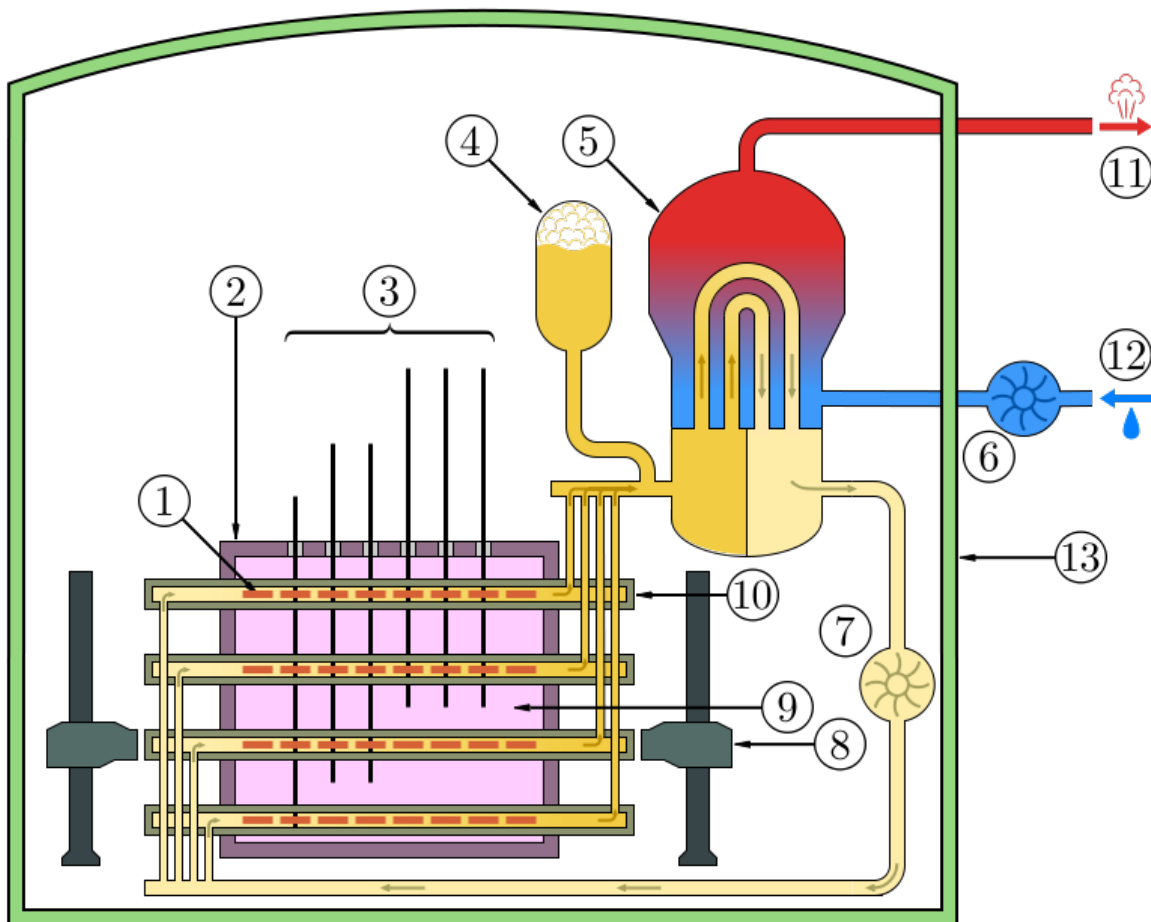
Istnieją jednak także bardzo istotne różnice odróżniające reaktor CANDU od PWR-ów. Po pierwsze w obiegu pierwotnym znajduje się ciężka woda. Wykorzystanie ciężkiej wody uzasadnione jest w punkcie 4.2. Ponadto:



Rysunek 4.1: Wiązka paliwa [16]

1. Reaktor nie posiada dużego ciśnieniowego zbiornika wypełnionego wiązkami paliwa i moderatorem, ale zbudowany jest z kanałów paliwowych w których utrzymywane jest wysokie ciśnienie ciężkiej wody;
2. Kanały znajdują się w poziomym cylindrycznym zbiorniku wypełnionym ciężką wodą o niskim ciśnieniu zwanym *kalandrią*;
3. Wymiana paliwa odbywa się na bieżąco w trakcie pracy reaktora. Specjalne roboty wsuwają stopniowo wiązki (rysunek 5.4.1) przez obie powierzchnie czołowe kalandrii i usuwają zużyte paliwo z przeciwnych końców. Pozwala to zachować równomierny rozkład mocy;
4. W każdym kanale znajduje się 12 wiązek prętów ułożonych jedna za drugą; w reaktorze znajduje się naogół 380-480 kanałów; kanał ma średnicę 10cm; ściany kanałów wykonane są z przezroczystego dla neutronów stopu zircaloy (na bazie cyrkonu¹).

¹http://en.wikipedia.org/wiki/Zirconium_alloy



Rysunek 4.2: Schemat reaktora CANDU [16]

Dzięki unikatowej budowie pręty paliwowe można wymieniać pojedynczo, bez potrzeby obniżania ciśnienia w całym reaktorze. Szczegóły budowy reaktora widoczne są na rysunku 4.2:

1. wiązka prętów paliwowych;
2. kalandria;
3. pręty bezpieczeństwa (utrzymywane za pomocą elektromagnesów);
4. regulator ciśnienia;
5. wytwornica pary;
6. pompa obiegu wtórnego
7. pompa obiegu pierwotnego;
8. robot do wymiany paliwa;
9. moderator: ciężka woda;

10. kanały paliwowe; wypełnione chłodziwem (ciężką wodą) pod wysokim ciśnieniem;
11. para pod wysokim ciśnieniem; napędza turbiny;
12. woda (lekka) w obiegu wtórnym;
13. obudowa bezpieczeństwa;

4.2 Przyczyna stosowania ciężkiej wody

Kanada ma bardzo bogate złoża uranu. Niestety ruda składa się z dwóch izotopów U-238 i rozszczepialnego U-235, przy czym zawartość masowa drugiego wynosi zaledwie 0.72%. W wyniku rozczepienia powstają neutrony, które muszą ulec spowolnieniu, aby mogły zapoczątkować kolejną reakcję. Niestety U-238 jest bardzo dobrym absorbentem neutronów, co znacząco redukuje szansę na wywołanie reakcji.

Ponadto, aby spowolnić neutrony często wykorzystywana jest woda (lekka) która jest bardzo dobrym moderatorem. Równocześnie jest ona także dobrym absorbentem. Te dwa czynniki sprawiają, że w reaktorach z lekką wodą paliwo musi być wzbogacane, aby zwiększyć zawartość U-235 w mieszance (pomiędzy 2% i 5%). Jest to kosztowny proces, ponadto stwarza potencjalne zagrożenie (budowa broni jądrowej).

Ciężka woda jest bardzo dobrym moderatorem, ale zdecydowanie gorszym absorbentem, co pozwala podtrzymać reakcje łańcuchową nawet dla paliwa naturalnego. Niestety ze względu na fakt, że masa deuteru jest dwukrotnie większa od masy wodoru, pojedyncze zderzenie z neutronem zmniejsza jego energię o dwukrotnie mniejszy czynnik. Wymusza to zwiększenie odległości pomiędzy prętami paliwowymi, czego konsekwencją jest wzrost ilości moderatora i rozmiarów reaktora. Jest to także przyczyną, dla której stosowana jest kalandria - w innym przypadku wymagany byłby znacznie większy zbiornik odporny na wysokie ciśnienie.

Ze względu na możliwość pracy przy mniejszej zawartości masowej U-235, reaktor CANDU zużywa o 30%-40% mniej uranu (rudę) niż reaktor z lekką wodą. Potrzeba zatem mniej paliwa, które w dodatku nie musi być wzbogacane!

4.3 Bezpieczeństwo

W przypadku reaktorów CANDU wzrost stężenia pary w obiegu pierwotnym prowadzi do przyspieszenia reakcji jądrowej. To z kolei prowadzi do wzrostu temperatury i dalszego wzrostu stężenia pary. Rodzi to pewne niebezpieczeństwo, gdy energie reakcji są na tyle duże, że chłodziwo zaczyna wrzeć. Aby proces ten spowolnić konieczna jest duża ilość cieczy w obiegu.

Poziome ułożenie prętów sprawia, że w przypadku poważnej awarii i dużego przyrostu temperatury pręty wygną się pod wpływem działania siły grawitacji. Ze względu na fakt, że w normalnych warunkach reaktor pracuje najwydajniej - zmiana geometrii w wyniku wygięcia spowoduje spadek wydajności. Pomimo znaczącej redukcji wydzielanej energii duża temperatura może powodować osłabianie konstrukcji wsadów w rdzeniu i dalsze opadanie prętów, aż do osiągnięcia ściany kalandrii. Pozwala to na skuteczny transport

ciepła przez ściany kalandrii do zbiorników z moderatorem o bardzo dużej pojemności cieplnej.

Ciepło produkowane przez produkty reakcji jest na poziomie 7% całkowitej mocy reaktora, co wymaga bardzo wydajnego chłodzenia. Projekt CANDU przewiduje zastosowanie kilku układów awaryjnego chłodzenia, w tym chłodzenia pasywnego związanego z napływem chłodziwa z wytwornicy pary w przypadku rozszczelnienia (wytwornica znajduje się powyżej reaktora). Ponadto należy pamiętać, że reakcja zachodzi w ciężkiej wodzie. W przypadku zalania rdzenia lekką wodą, moderacja nie jest na tyle wydajna, aby spowolnić wystarczającą liczbę neutronów i reakcja jądrowa ustaje. To sprawia, że reaktor może być chłodzony z dowolnych źródeł wody.

W reaktorach CANDU istnieją dwa niezależne i szybkie układy wyłączające reaktor:

1. Nad reaktorem znajdują się pręty wyłączające, utrzymywane za pomocą elektromagnesów. W przypadku awarii grawitacyjnie opadają one do wnętrza i zatrzymują reakcję.
2. Wstrzykiwany jest roztwór azotanu (V) gadolinu, który zatrzymuje reaktor.

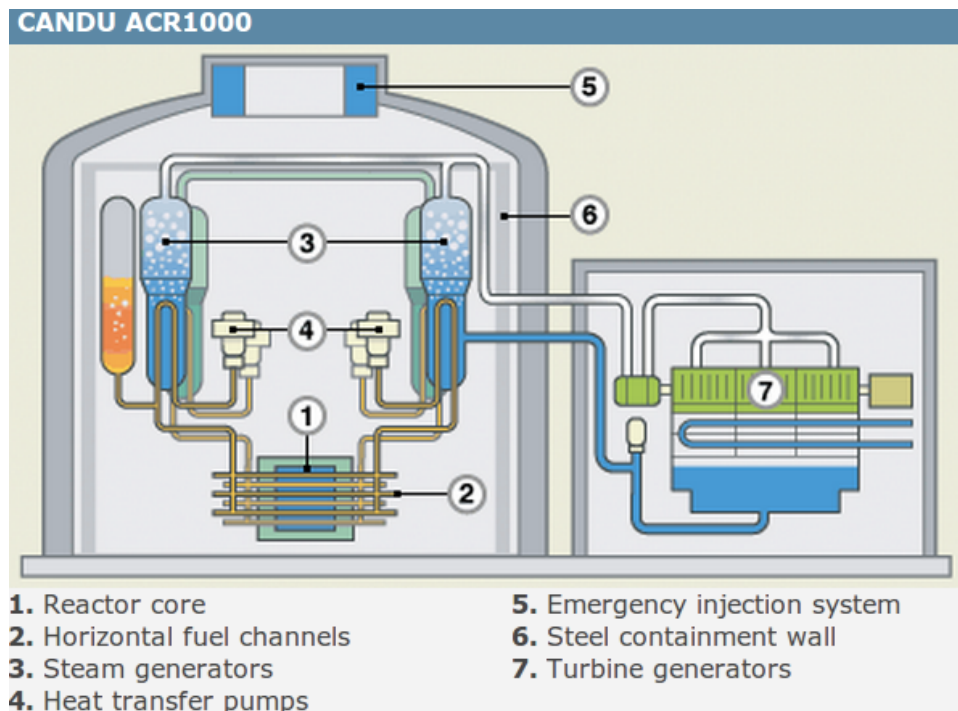
4.4 Ekonomia

Reaktory CANDU mogą wykorzystywać całe spektrum paliwa: uran naturalny, tor, pluton, uran odzyskany z wypalonego paliwa (w reaktorach lekko-wodnych) lub z unieszkodliwiania broni jądrowej. Biorąc pod uwagę koszty wzbogacania, czyni to paliwo do CANDU bardzo tanim. Niestety największy nakład wiąże się z budową. Pomimo, że sam reaktor nie musi być odporny na tak wysokie ciśnienie jak w PWR, musi mieć on większe rozmiary. Ponadto kalandria musi być wypełniona ciężką wodą. To sprawia, że koszty budowy reaktora na ciężką wodę jest stosunkowo duży, wynosi ponad 6,5 mld dolarów [16], z czego 23% stanowi koszt ciężkiej wody.

4.5 ACR-1000 [17]

ACR-1000 (rys. 4.3) to najnowszy reaktor CANDU (ACR - Advanced Candu Reactor) należący do generacji III+. ACR łączy rozwiązania reaktora ciężkowodnego ciśnieniowego (PHWR) z zaawansowanym reaktorem wodnym ciśnieniowym (APWR). Do chłodzenia wykorzystywana jest lekka woda, natomiast moderatorem cały czas pozostaje woda ciężka. Tym razem paliwo musi być lekko wzbogacane (do 2%). Regulatory szybkości reakcji i układy bezpieczeństwa znajdują się w kalandrii, w której panuje niskie ciśnienie. ACR zachowuje wcześniejsze rozwiązania CANDU, takie jak wymiana paliwa w czasie pracy, bezpieczny system wyłączania reaktora (oparty na dwóch niezależnych systemach) oraz technikę awaryjnego chłodzenia rdzenia. Zastosowanie lekkiej wody pozwoliło ograniczyć rozmiary reaktora dwukrotnie przy zachowaniu takiej samej mocy. Ponadto reaktor ACR-1000 posiada 3 układy bezpieczeństwa rozwinięte na podstawie wcześniejszych rozwiązań (głównie CANDU 6).

Według projektu średnia moc osiągnięta przez 60-letni okres eksploatacji ma wynieść 93% mocy projektowej.



Rysunek 4.3: Schemat reaktora ACR-1000 [18]

4.5.1 Bezpieczeństwo ACR-1000

W projektach uwzględnione dwa systemy awaryjnego wyłączenia reaktora oraz trzy systemy uruchamiane w przypadku mniejszej awarii:

SDS1: (Safety Shutdown System 1) ulepszony system prętów pochłaniających neutrony utrzymywanych za pomocą pola elektromagnetycznego nad kalandrią. Wyposażony w trzy-kanałowy elektroniczny system logiczny. Pręty są zrzucane w przypadku gdy w minimum dwóch z trzech obwodów pojawi się informacja o awarii. Ilość ciepła wytwarzanego przez reaktor maleje o 90% w przeciągu 2 sekund;

SDS2: (Safety Shutdown System 2) wspomniany już układ dokonujący zatrucia reaktora roztworem $Gd(NO_3)_3$. Układ działa podobnie jak SDS1 w oparciu o 3 wskaźniki i podobnie zmniejsza ilość wydzielonego ciepła o 90% w 2 sekundy.

RWS: (Reserve Water System) Pasywny układ bezpieczeństwa; W górnej części reaktora znajduje się duży zbiornik wody, mogącej służyć do chłodzenia reaktora w przypadku awarii w wyniku której doszło do utraty chłodziwa z obiegu;

EPS: (Electrical Power Supply system) Zestaw zasilaczy, baterii i agregatów mających na celu zapewnienie zasilania dla wszystkich aktywnych układów bezpieczeństwa. Powinien być odporny na zdarzenia natury sejsmicznej;

CWS: (Cooling Water System) Zapewnia lekką wodę dla wszystkich układów bezpieczeństwa wykorzystujących ją w czasie awarii.

4.6 Aktualnie w budowie i planowane

W Kanadzie zbudowano 22 reaktory w technologii CANDU, kolejne 12 znajduje się w Chinach, Korei Południowej, Argentynie, Rumunii, Indiach i Pakistanie [19]. Aktualnie nie są budowane kolejne reaktory.

Zgodnie z zapowiedziami CEO AECL (Atomic Energy of Canada Limited) sukces najnowszego projektu ACR-1000 znajdzie swoje potwierdzenie w jednostkach zbudowanych w pierwszej kolejności w Kanadzie.[15]



Rysunek 4.4: Reaktor CANDU w Qinshan w Chinach (<http://www.cna.ca>)

Rozdział 5

ESBWR - Economic Simplified Boiling Water Reactor

Jeżeli nie wskazano innego źródła, informacje w tym rozdziale pochodzą z [21].

ABWR (Advanced Boiling Water Reactor) oraz ESBWR (Economic Simplified Boiling Water Reactor) - reaktory wrzącej wody produkowane przez firmę GE Hitachi. 1 marca 2010 roku zarząd PGE podpisał memorandum w sprawie rozpoczęcia współpracy [20]. Reaktory ABWR i ESBWR są zatem potencjalnymi kandydatami na pierwsze reaktory jądrowe w Polsce. BWR (Boiling Water Reactor) - reaktor wodny wrzący jest drugim po PWR najczęściej wykorzystywanym reaktorem energetycznym.

5.1 Szczegóły konstrukcji

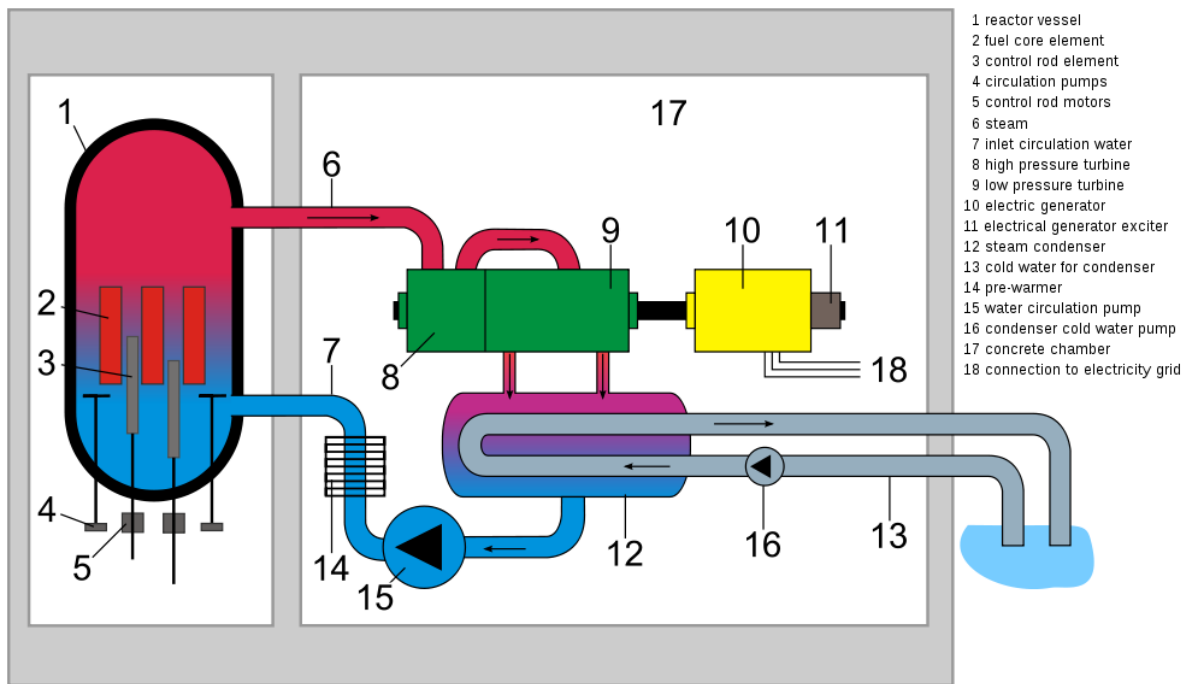
W poprzednich rozdziałach omawiane były reaktory z dwoma obiegami wodnymi. W odróżnieniu od nich BWR posiada jeden obieg - woda chłodząca reaktor pełni jednocześnie funkcję moderatora oraz czynnika roboczego. Ciepło produkowane w rdzeniu w wyniku reakcji jądrowej powoduje wrzenie wody i wytwarzanie dużej ilości pary pod wysokim ciśnieniem. Para napędza turbinę i oddając energię wraca do stanu ciekłego. Ciśnienie w obiegu pierwotnym utrzymywane jest na poziomie 7,6 MPa, w takich warunkach woda wrze w temperaturze 285°C (w PWR 15 MPa, patrz 2.2). Bardzo ogólnie budowę reaktora przedstawia schemat 5.1.

Kontrola mocy odbywa się za pomocą dwóch metod:

- opuszczania bądź podnoszenia prętów kontrolnych;
- zmiany przepływu wody przez rdzeń.

Pierwszej metody używa się na ogół podczas włączania reaktora. Kiedy pręty kontrolne są wysunięte z rdzenia mniej neutronów jest pochłanianych, co zwiększa liczbę reakcji jądrowych i prowadzi do wzrostu mocy.

Druga metoda jest bardzo wygodna i pozwala na regulację mocy od 30% do 100%. Wzrost prędkości przepływu dokonywany jest za pomocą pomp w obiegu pierwotnym. Zwiększenie przepływu sprawia, że pęcherzyki pary są szybciej usuwane z obszaru rdzenia, wzrasta współczynnik zawartości wody do pary, co sprawia, że moderacja neutronów jest bardziej skuteczna. W wyniku poprawy efektywności spowalniania neutronów, wzrasta



Rysunek 5.1: Schemat reaktora BWR [21]

liczba wychwytywów neutronów, co prowadzi do zwiększenia liczby reakcji i zwiększenia mocy.

W reaktorze ABWR wykorzystywane są obydwa systemy. W reaktorach starszego typu, ale także w najnowszym reaktorze ESBWR – wykorzystuje się jedynie pierwszy system kontroli. W przypadku najnowszego reaktora wynika to z jego projektowej pasywności – a zatem maksymalnego ograniczenia liczby zbędnych instalacji - w tym pomp.

Turbiny parowe

W odróżnieniu od PWR w reaktorach wody wrzącej turbiny napędzane parą są częścią obiegu pierwotnego, w którym ciecz robocza skażona jest radionuklidami. Są to najczęściej krótkożyłowe izotopy, np. N-16 z czasem połowicznego rozpadu wynoszącym 7 s. Niemniej jednak zachodzi konieczność ochrony personelu przed potencjalnym skażeniem, dlatego podczas normalnej pracy turbiny są osłonięte i podlegają kontroli radiologicznej. Koszty związane z zabezpieczeniami balansują oszczędności wynikające z większej sprawności reaktorów BWR względem PWR.

Zalety względem reaktorów PWR

- ponad dwukrotnie mniejsze ciśnienie w obiegu pierwotnym (75 atmosfer względem 160);
- niższa temperatura paliwa jądrowego;
- mniejsza liczba instalacji i podzespołów ze względu na brak wytwornic pary i zbiornika wyrównawczego ciśnienia;

- mniejsze ryzyko awarii związanej z rozszczelnieniem instalacji i utratą chłodziwa ze względu na zmniejszoną liczbę rur;
- możliwość pracy z mniejszą gęstością mocy ze względu na wykorzystanie naturalnej cyrkulacji bez wymuszonych przepływów;
- brak kwasu borowego w obiegu pierwotnym. W PWR zawartość kwasu borowego pozwala kontrolować moc reaktora, ale jednocześnie zwiększ ryzyko korozji rdzenia;

Wady względem reaktorów PWR

- zastosowanie jednego obiegu wymaga, aby zbiornik ciśnieniowy reaktora był dużo większy w porównaniu do zbiornika PWR podobnej mocy; przyczynia się to do wzrostu kosztów budowy (jednakże jednocześnie całkowity koszt jest zmniejszany z uwagi na brak wytwornic pary i towarzyszących instalacji);
- wspomniane już skażenie cieczy roboczej radionuklidami krótkożyciowymi.
- w aktualnych projektach pręty kontrolne wprowadzane są do wnętrza reaktora przez dno. Wymaga to stosowania układów hydraulicznych umożliwiających awaryjne szybkie wsunięcie prętów. Stosowane są dedykowane akumulatory hydrauliczne wysokiego ciśnienia, jednak systemy te są potencjalnie bardziej awaryjne niż siła grawitacji, która zapewnia automatyczny zrzut prętów w PWR'ach.

5.2 ABWR [22]

ABWR - Advance Boiling Water Reactor, reaktor III generacji. Aktualnie oferowany przez GE Hitachi ABWR pozwala wytwarzać 1350 MW mocy elektrycznej. Reaktor ABWR jest reaktorem ewolucyjnym zaprojektowanym w oparciu o doświadczenia z poprzednich konstrukcji BWRów. Główne obszary w których projektanci zdołali dokonać usprawnień, to:

- dodanie pomp (10) na dnie osłony ciśnieniowej regulujących przepływ cieczy roboczej. Pompy zastąpiły dużo większe pompy umieszczone we wcześniejszych BWRach;
- system pozycjonowania prętów kontrolnych został zaopatrzony w mechanizm elektryczno-hydrauliczny zapewniający precyzyjną kontrolę zanurzenia prętów. Tradycyjny system hydrauliczny został zachowany i pozwala na szybki zrzut prętów (2.8 s) w przypadku awarii;
- W pełni cyfrowy System Ochrony Reaktora zapewniający zwiększoną niezawodność w monitorowaniu warunków bezpieczeństwa i detekcji zagrożeń. System może błyskawicznie zrzucić pręty kontrolne w razie zaistniałej potrzeby. Zrzut wywołany jest automatycznie przez co najmniej dwa spośród czterech niezależnych systemów bezpieczeństwa. Zapobiega to kosztownemu wyłączeniu reaktora w przypadku awarii pojedynczego systemu;
- W pełni cyfrowy system kontroli szybkości zachodzenia reakcji w tym: w pełni zautomatyzowany proces uruchamiania i wyłączania reaktora;

- System awaryjnego chłodzenia reaktora, zwiększa skuteczność obrony w głąb (wymóg stawiany reaktorom III generacji) składający się między innymi w automatyczny system redukcji ciśnienia;

5.2.1 Dotychczasowe realizacje i plany

Dotychczas powstały cztery reaktory ABWR (wszystkie w Japonii):

Blok reaktora	Moc wyjściowa netto (planowana)	Początek komercyjnej eksploatacji	'Operating factor' ¹ od uruchomienia do 2011
KASHIWAZAKI KARIWA-6	1315 MW	7.11.1996	69,6%
KASHIWAZAKI KARIWA-7	1315 MW	2.07.1996	64,1%
HAMAOKA-5	1212 MW (1325 MW)	18.01.2005	46,7%
SHIKA-2	1108 MW (1304 MW)	15.03.2006	47,1%

Tabela 5.1: Zrealizowane dotychczas ABWR

Niestety z uwagi na problemy techniczne reaktory często były wyłączane co objawia się w wartości 'Operation factor'. Dwa pierwsze bloki Kashiwazaki-Kariwa 6 i 7 pracowały średnio 65-70% dni w roku. W przypadku dwóch nowszych bloków problemy z turbinami sprawiły, że współczynnik nie przekracza 50%. W porównaniu do innych współczesnych reaktorów osiągających współczynnik 90% wynik jest zdecydowanie poniżej oczekiwań.

5.3 ESBWR

Informacje zostały zaczerpnięte z opracowania [23]. Prace nad projektem uproszczonego wodnego reaktora wrzącego SBWR (Simplified BWR) zostały rozpoczęte przez firmę GE już w 1990 roku. Ze względu na niewystarczające wyniki ekonomiczne projektu nie został on nigdy zrealizowany. Jednak wypracowane metody pasywnych zabezpieczeń oraz doświadczenie uzyskane podczas budowy i eksploatacji reaktorów ABWR pozwoliły na pomyślne zrealizowanie projektu reaktora generacji III+ mianowicie ESBWR.

Znaczne uproszczenie projektu, przede wszystkim przez zastosowanie układów pasywnych pozwoliło na:

- zmniejszenie wymaganego personelu,
- zmniejszenie dawki promieniowania, głównie z powodu możliwości redukcji czasu na konserwację i bezpośrednią obserwację mniejszej ilości instalacji;

¹stosunek czasu w którym reaktor produkował energię do czasu który minął od komercyjnego uruchomienia

- zwiększenie niezawodność;
- poprawę bezpieczeństwa;
- zmniejszenie kubatury budynków, a przez to skrócenia czasu budowy.

Główne cechy programu realizacji ESBWR to:

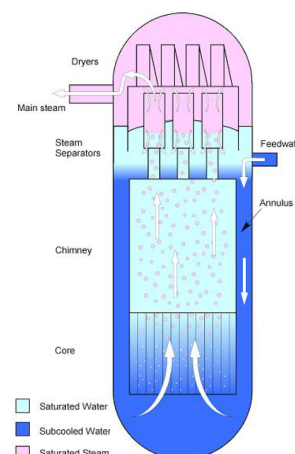
główne cechy	rezultaty	przykłady rozwiązań projektowych
Uproszczenie	- zmniejszenie liczby układów i systemów - uproszczenie eksploatacji	- pasywne układy bezpieczeństwa - zastosowanie naturalnej cyrkulacji i wyeliminowanie pomp recyrkulacyjnych - pasywne izolujące skraplacze pary
Projekt standaryzowany	-standaryzowany projekt budowy	- elementy sejsmicznie odporne przystosowane do każdej lokalizacji - standaryzowane elementy konstrukcyjne
Elastyczność eksploatacyjna	- powiększone marginesy eksploatacyjne	- duży zbiornik reaktora zawierający więcej wody i pary - brak obszarów hydraulicznej niestabilności termicznej
Polepszone wskaźniki ekonomiczne	- niskie nakłady inwestycyjne - niskie koszty opracowania projektu - zmniejszone koszty licencjonowania i budowy prototypu - zmniejszone koszty eksploatacji i utrzymania ruchu	- zmniejszona ilość materiałów i kubatura budynków - wykorzystanie rozwiązań zastosowanych w blokach ABWR i SBWR - przetestowane nowe rozwiązania techniczne i układy - zmniejszenie ilości i uproszczenie układów - skrócenie czasu budowy

Tabela 5.2: Główne cechy ESBWR

5.4 Rozwiązania projektowe

5.4.1 Naturalna cyrkulacja

W porównaniu do poprzednich projektów reaktorów BWR projekt ESBWR zawiera wiele udoskonaleń. Jednym z najważniejszych jest realizacja naturalnej cyrkulacji, którą osiągnięto poprzez zwiększenie wysokości zbiornika reaktora przy jednoczesnym zmniejszeniu wysokości elementów paliwowych. Ponadto zastosowano pasywne układy bezpieczeństwa co pozwoliło zrezygnować z pomp układów bezpieczeństwa i generatorów Diesla zapewniających zasilanie awaryjne. O 30% względem ABWR



Rysunek 5.2: Naturalna cyrkulacja w ESBWR [25]

zmniejszono kubaturę budynków szczelnych. Pomimo tych ograniczeń zainstalowana moc elektryczna została zwiększona o 15% (ponownie względem ABWR). Szczegółowe dane przedstawia tabela 5.3.

Parametr	BWR/6	ABWR	ESBWR
Moc (MWt/MWe)	3900/1360	3926/1350	4500/1550
Zbiornik reaktora (wysokość/średnica w m)	21,8 / 6,4	21,1 / 7,1	27,7 / 7,1
Liczba kaset paliwowych	800	872	1132
Wysokość układu elementów paliwowych	3,7	3,7	3
Gęstość mocy (kW/l)	54,2	51	54
Pompy recyrkulacyjne	2 (zewewnętrzne)	2 (wewnętrzne)	0
Liczba napędów prętów regulacyjnych / typ	193/LP	205/FM	269/FM
Pompy układów bezpieczeństwa	9	18	0
Generatory z silnikami Diesla	3	3	0
Alternatywny układ wyłączenia	2 pompy SLC	2 pompy SLC	2 zbiorniki akumulacyjne SLC
Układy pomiarowe i sterowania	Analogowe, jednokanałowe	Cyfrowe, wielokanałowe	Cyfrowe, wielokanałowe
Prawdopodobieństwo uszkodzenia rdzenia (na rok pracy reaktora)	10^{-6}	2×10^{-7}	3×10^{-8}
Kubatura budynków szczelnych (m ³ /MWe)	170	180	130

Tabela 5.3: Porównanie parametrów kolejnych generacji BWR

5.4.2 Układy bezpieczeństwa

W oparciu o [23][24][25]. Ze względu na zwiększenie mocy zarówno względem pierwotnego projektu reaktora SBWR, jak i ABWR, konieczne było odpowiednie przystosowanie układów bezpieczeństwa. Projekt oparty jest o budowę modułową i składa się z prostszych podzespołów. Wydajne chłodzenie zapewnione jest poprzez zastosowanie prostych wymienników ciepła, których liczba może być w razie potrzeby zwiększona. Zastosowanie grawitacyjnego układu chłodzenia pozwoliło zmniejszyć wrażliwość na wahania mocy.

Zgodnie z wymogami stawianymi przed reaktorami pasywnymi po awarii bezpieczeństwo musi być zapewnione przez co najmniej 72 godziny bez konieczności interwencji operatora. W przypadku ESBWR za bezpieczeństwo odpowiadają (rys. 5.3):

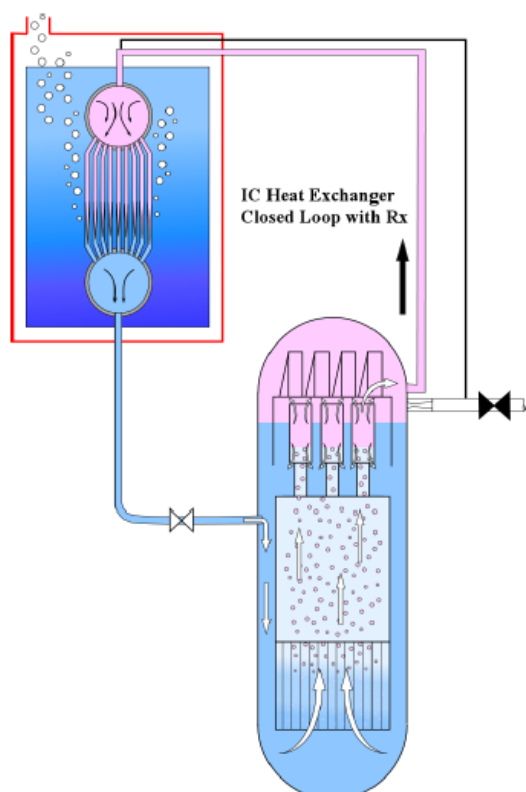
Isolation Condenser System ICS uruchamia się gdy ciśnienie w obiegu pozostaje na prawidłowym poziomie, ale zaburzony jest odbiór ciepła. Układ pozwala na transfer

ciepła poza obudowę reaktora. Para transportowana jest rurami na zewnątrz obudowy gdzie oddaje ciepło i po skropleniu wraca do reaktora. Woda w wymienniku ciepła nie jest groźna dla środowiska;

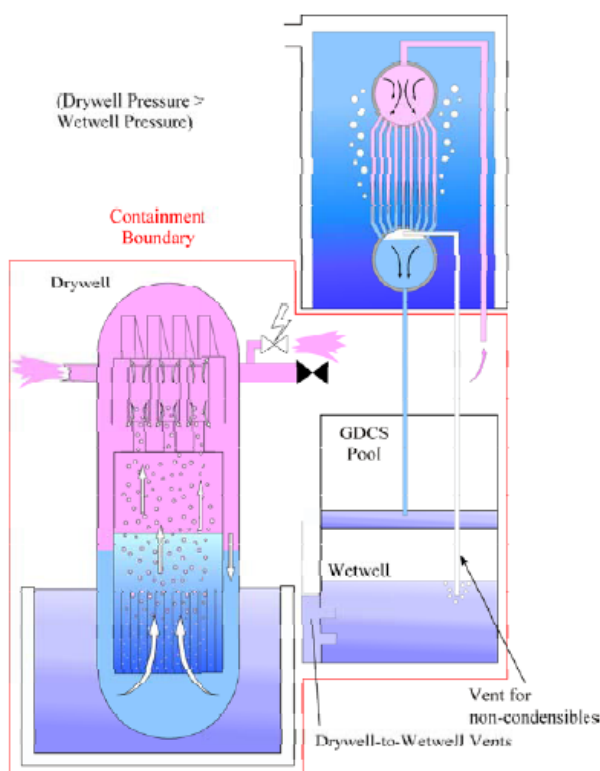
Passive Containment Cooling System W przypadku, gdy ciśnienie w obiegu chłodziwa nie mieści się w odpowiednich granicach i doszło do rozszczelnienia instalacji uruchamia się PCCS. Pary z wnętrza obudowy bezpieczeństwa wydostają się przez układ rur i podobnie jak w przypadku ICS ochładzane są w wymiennikach na zewnątrz obudowy;

Gravity Driven Cooling System Trzeci system uruchamia się w przypadku gdy poziom wody w reaktorze drastycznie spada i niewystarczający odbiór ciepła grozi stopieniem rdzenia. Reaktor zostaje grawitacyjnie zalany wodą z zewnętrznych basenów, która odbiera ciepło poprzez ścian zbiornika ciśnieniowego. Powstałe pary chłodzone są poprzez PCCS. Rozmiary basenów są wystarczające, aby rdzeń reaktora był bezpiecznie chłodzony przez co najmniej 72 godziny.

Isolation Condenser System



Passive Containment Cooling

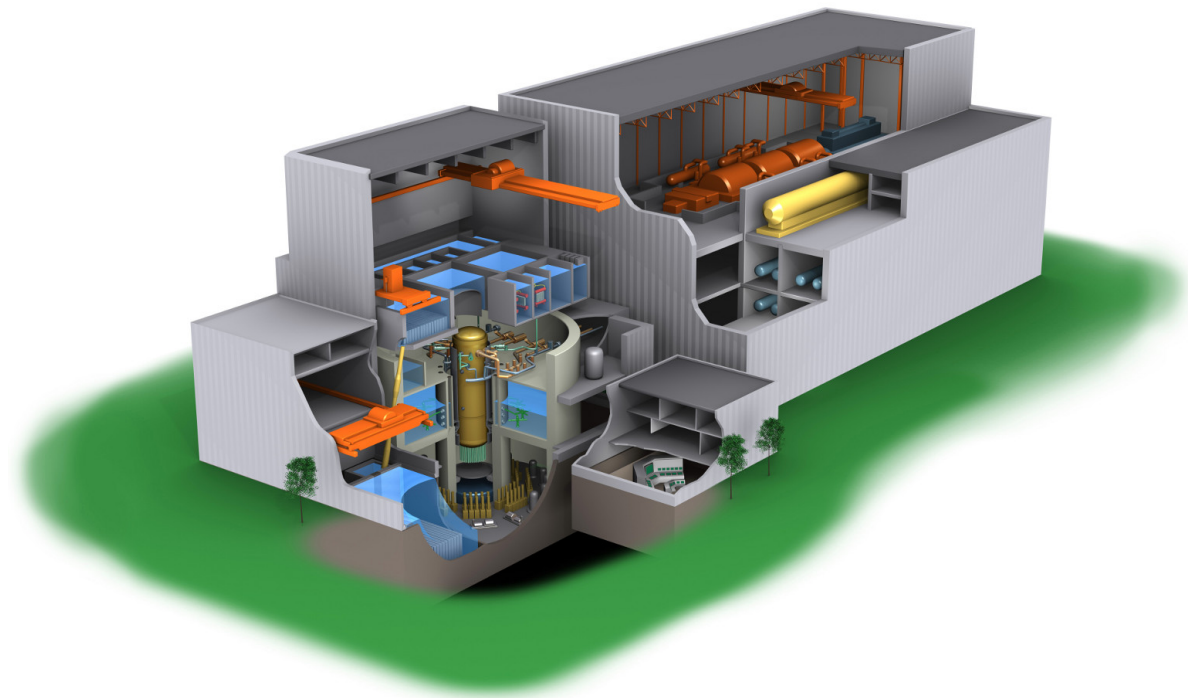


Rysunek 5.3: Pasywne systemy bezpieczeństwa ESBWR [25]

5.5 Plany realizacji

Zastosowanie pasywnej naturalnej cyrkulacji pozwoliło na eliminację 11 złożonych układów zapewniających wydajną cyrkulację w poprzednich projektach BWR. Pozwoliło to zredukować liczbę pomp, zaworów i długość rur o 25%, co przekłada się na koszty i czas budowy. Według planów uwzględniających użycie modułowych podzespołów budowa bloku powinna trwać 36 miesięcy[26].

ESBWR jest aktualnie poddawany procesowi certyfikacji projektu (U.S. Design Certification). Istnieją już jednak pierwsze plany dotyczący wdrażania tej technologii. Departament Energii Stanów Zjednoczonych prowadzi projekt Energia Jądrowa 2010 (Nuclear Power 2010) którego celem jest wsparcie budowy nowych elektrowni jądrowych w USA. Uczestnikami projektu jest GE wraz z firmami NuStart i Dominion Resources - zabiegające o realizację projektu ESBWR. Istnieje zatem duża szansa na to, że w najbliższych latach dojdzie do budowy elektrowni w tej technologii.



Rysunek 5.4: Blok elektrowni z reaktorem ESBWR [26]

Bibliografia

- [1] <http://www.nuclear.pl/energetyka,genIII,0.html>
- [2] http://www.iea.cyf.gov.pl/nowa/images/stories/iea/ej/szkola_ej/prezentacje/14_A_Strupczewski_S_Chwaszczewski_Nowe_rozwiazania_reaktorow_generacji_III_plus_oferowanych_dla_krajow_UE.pdf
- [3] http://www.iea.cyf.gov.pl/nowa/images/stories/iea/ej/szkola_ej/prezentacje/5_A_Strupczewski_Bezpieczenstwo_elektrowni_jadrowych_dawniej_i_dzisiaj.pdf
- [4] <http://www.nuclear.pl/energetyka,epr,0.html>
- [5] http://atom.edu.pl/images/stories/atomowe/publikacje/nasze/as_porownanie_reaktorow_iiigen.pdf?ml=4&mlt=rt_meridian_j15&tmpl=component
- [6] http://www.aveva-np.com/common/liblocal/docs/Brochure/EPR_US_%20May%202005.pdf
- [7] http://en.wikipedia.org/wiki/Pressurized_water_reactor
- [8] http://pl.wikipedia.org/wiki/Reaktor_wodny_ci%C5%9Bnieniowy
- [9] <http://www.nuclear.pl/energetyka,epr,0.html>
- [10] <http://www.ap1000.westinghousenuclear.com/>
- [11] <http://apw.ee.pw.edu.pl/tresc/-pol/11-AP1000AS,ost.pdf>
- [12] <http://nuclearinfo.net/twiki/pub/Nuclearpower/WebHomeCostOfNuclearPower/AP1000Reactor.pdf>
- [13] http://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/design-cert/ap1000/dcd/Tier%202/Chapter%204/4-1_r14.pdf
- [14] <http://en.wikipedia.org/wiki/AP1000>
- [15] http://pl.wikipedia.org/wiki/Reaktor_j%C4%85drowy_ci%C4%99%C5%BCkowodny_CANDU
- [16] http://en.wikipedia.org/wiki/CANDU_reactor

- [17] http://en.wikipedia.org/wiki/Advanced_CANDU_reactor
- [18] <http://news.bbc.co.uk/2/hi/science/nature/5165182.stm>
- [19] http://www.cna.ca/english/how_works/CANDU_technology.html
- [20] <http://www.atom.edu.pl/index.php/aktualnosci/128-aktualnosci/326-reaktory-abwr-i-esbwr-w-polsce.html>
- [21] http://en.wikipedia.org/wiki/Boiling_water_reactor
- [22] <http://en.wikipedia.org/wiki/ABWR>
- [23] <http://apw.ee.pw.edu.pl/tresc/-pol/12-ESBWR,pol-ost.doc>
- [24] <http://en.wikipedia.org/wiki/ESBWR>
- [25] <http://www.ne.doe.gov/np2010/pdfs/esbwr0verview.pdf>
- [26] http://www.ge-energy.com/products_and_services/products/nuclear_energy/esbwr_nuclear_reactor.jsp