

Bezpieczeństwo elektrowni jądrowych z reaktorami III generacji oferowanych Polsce

Część III. Podstawowe cechy bezpieczeństwa rozwiązań projektowych jądrowych bloków energetycznych oferowanych Polsce

Władysław Kielbasa

Inwestorowi pierwszych elektrowni jądrowych w Polsce – spółce PGE SA – oferowane są obecnie dwa rodzaje jądrowych bloków energetycznych generacji III+ wyposażonych w reaktory lekkowodne – dwa z reaktorami typu PWR (EPR i AP 1000) oraz jeden z reaktorem typu BWR (ES-BWR). Wszystkie zapewniają wysoki poziom bezpieczeństwa jądrowego.

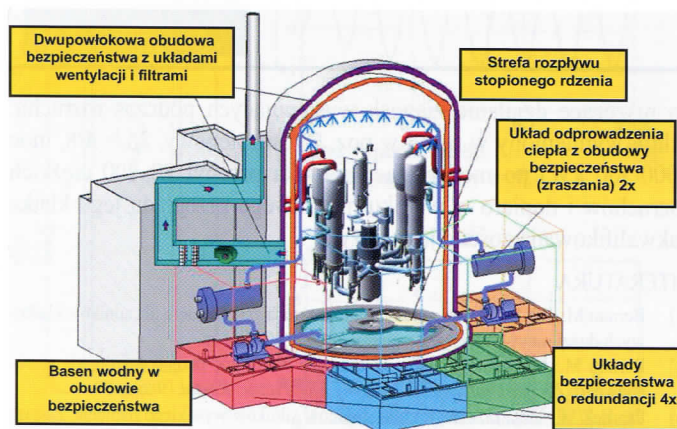
Podstawowe cechy bezpieczeństwa reaktora EPR

Reaktor EPR (european pressurized reactor) reprezentuje tzw. „linię ewolucyjną” rozwoju reaktorów energetycznych, jego rozwiązania projektowe wywodzą się z 40-letnich doświadczeń w konstrukcji i eksploatacji francuskich i niemieckich reaktorów wodno-ciśnieniowych, a zwłaszcza ich najnowszych modeli: „N4” (firmy Framatome – obecnie AREVA) i „Konvoi” (firmy Siemens). Moc elektryczna netto jądrowego bloku energetycznego z reaktorem EPR wynosi ok. 1600 MWe.

Zastosowano w nim wiele rozwiązań zapewniających bezpieczeństwo nie tylko przy normalnej eksploatacji i podczas awarii projektowych, ale i w razie akcji terrorystycznych, a także zabezpieczających przed uszkodzeniem obudowy bezpieczeństwa w przypadku ciężkich awarii związanych ze stopieniem rdzenia reaktora.

Główne cechy bezpieczeństwa reaktora EPR schematycznie przedstawiono na rys. 17, są to:

– dwupowłokowa obudowa bezpieczeństwa z układami wentylacji przestrzeni pomiędzy dwiema powłokami,



Rys. 17. Główne cechy bezpieczeństwa reaktora EPR (AREVA)

Mgr inż. Władysław Kielbasa – Państwowa Agencja Atomistyki, Warszawa

- strefa rozprysku stopionego rdzenia (tzw. łapacz rdzenia), zabezpieczająca obudowę bezpieczeństwa przed uszkodzeniem w razie przetopienia zbiornika reaktora przez stopiony rdzeń,
- układy bezpieczeństwa o poczwórnej redundancji,
- układ chłodzenia (zraszania) obudowy bezpieczeństwa o podwójnej redundancji,
- duży zbiornik wodny w obudowie bezpieczeństwa (zapas wody służący do przeładunku paliwa i dla układów bezpieczeństwa).

Rozwiązania projektowe zastosowane w EPR zapewniają:

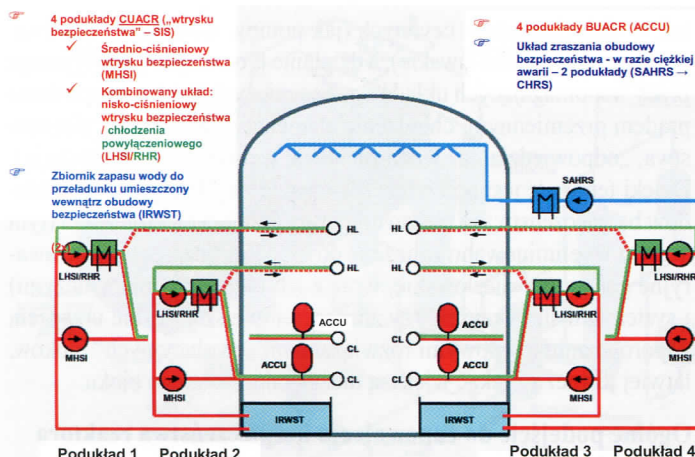
- Praktyczne wykluczenie sytuacji mogących skutkować dużymi wczesnymi uwolnieniami substancji promieniotwórczych do środowiska, jak:
 - stopienie rdzenia reaktora przy wysokim ciśnieniu,
 - wysokoenergetyczna interakcja stopionego rdzenia reaktora z wodą,
 - wybuch wodoru w obudowie bezpieczeństwa reaktora,
 - omińnięcie obudowy bezpieczeństwa.
- Utrzymanie integralności obudowy bezpieczeństwa reaktora, nawet w razie stopienia rdzenia (przy niskim ciśnieniu) i przetopieniu zbiornika reaktora przez:
 - utrzymanie i stabilizację stopionego rdzenia reaktora wewnątrz obudowy bezpieczeństwa,
 - zapewnienie chłodzenia stopionego rdzenia.
- Praktyczne wykluczenie dużych uwolnień substancji promieniotwórczych do środowiska.

Układy awaryjnego chłodzenia rdzenia reaktora i zraszania obudowy bezpieczeństwa reaktora EPR

Układ awaryjnego chłodzenia rdzenia reaktora EPR, zwany układem „wtrysku bezpieczeństwa i odprowadzania ciepła powyłączeniowego” (safety injection system/residual heat removal system – SIS/RHRS) – zgodnie ze swoją nazwą – przeznaczony jest zarówno do chłodzenia reaktora w razie awarii, jak również do odprowadzania ciepła powyłączeniowego w stanach normalnego wyłączenia reaktora (tryb pracy „RHR”).

Uproszczony schemat tego układu (SIS/RHRS) przedstawiony jest na rys. 18, składa się on z następujących głównych elementów:

- średnociśnieniowy układ „wtrysku bezpieczeństwa” (MHSI),
- hydroakumulatory (znajdujące się wewnątrz obudowy bezpieczeństwa reaktora),
- niskociśnieniowy układ „wtrysku bezpieczeństwa” i chłodzenia powyłączeniowego (LHSI/RHR),
- zbiornik zapasu wody do przeładunku umieszczony wewnątrz obudowy bezpieczeństwa (IRWST) – zawiera zapas wody służący zarówno do zalania studni reaktora podczas przeładunku paliwa, jak i do awaryjnego chłodzenia rdzenia reaktora.



Rys. 18. Schemat układów awaryjnego chłodzenia reaktora i zraszania obudowy bezpieczeństwa EPR (AREVA)

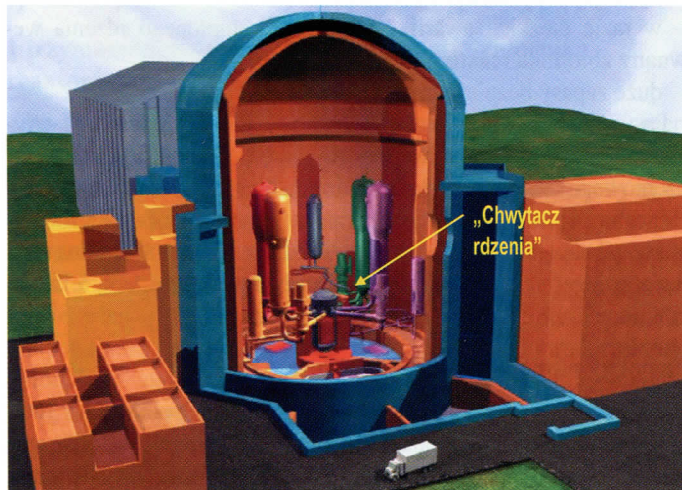
Układ awaryjnego chłodzenia reaktora składa się z czterech oddzielnych i niezależnych podukładów (redundancja „4x”), przy czym wydajność pojedynczego układu jest wystarczająca do zalania rdzenia i wychłodzenia reaktora po awarii związanej z ucieczką chłodziwa.

Na rys. 18 schematycznie pokazano także układ zraszania obudowy bezpieczeństwa, który w razie ciężkiej awarii służy do chłodzenia obudowy bezpieczeństwa i usuwania z jej atmosfery radioaktywnych aerozoli.

Obudowa bezpieczeństwa reaktora EPR

Reaktor EPR ma potężną, podwójną obudowę bezpieczeństwa, złożoną z następujących powłok (rys. 19):

- powłoka wewnętrzna (obudowa pierwotna) ze sprężonego betonu, o grubości 1,6 m i wewnętrznych wymiarach: średnica × wysokość = 46,8 × 65 m, wyłożona od wewnątrz wykładziną stalową o grubości 6 mm zapewniającą szczelność (przecieki ≤ 0,25% obj./dobę) i ochronę przed odłamkami, kubatura powietrzna wewnątrz obudowy wynosi ok. 80 tys. m³, powłoka wewnętrzna została obliczona na parametry awaryjne ($p_a = 0,53$ MPa, $t = 170^\circ\text{C}$) – włączając ciężkie awarie,
- powłoka zewnętrzna (obudowa wtórna) ze zbrojonego betonu, o grubości 1,8/1,6 m (powyżej/poniżej stropu budynków bezpie-



Rys. 19. Obudowa bezpieczeństwa reaktora EPR (AREVA)

czeństwa) i średnicy wewnętrznej 53 m, odporna na różne obciążenia i oddziaływania zewnętrzne, w tym: wybuchy i uderzenia samolotów – włączając duże samoloty pasażerskie.

Pomiędzy obiema powłokami obudowy bezpieczeństwa jest odstęp 1,8 m. W przestrzeni tej podczas pracy reaktora utrzymywane jest – za pomocą układów wentylacji wyposażonych w filtry – podciśnienie (≥ 620 Pa) tak, że jakiegokolwiek przecieki substancji promieniotwórczych z obudowy wewnętrznej nie mogą bezpośrednio przedostać się do środowiska. Przed usunięciem powietrza przez komin wentylacyjny wszelkie zawarte w nim radioaktywne aerozole i cząsteczki są zatrzymywane na filtrach.

Obudowa bezpieczeństwa wyposażona jest w szczelne przepusty, przejścia i śluzy, zaś wszystkie rurociągi przechodzące przez obudowę mają podwójne, szybko działające i niezależne zawory odcinające, które zapewniają jej automatyczną izolację od otoczenia w razie awarii.

Na dole obudowy znajduje się duży zbiornik zapasu wody – IRWST (~1900 m³) oraz tzw. „chwytnica rdzenia” – służący do ochrony obudowy przed uszkodzeniem w razie ciężkiej awarii (przez materiał stopionego rdzenia, po przetopieniu dna zbiornika reaktora).

Ochrona integralności obudowy bezpieczeństwa reaktora EPR

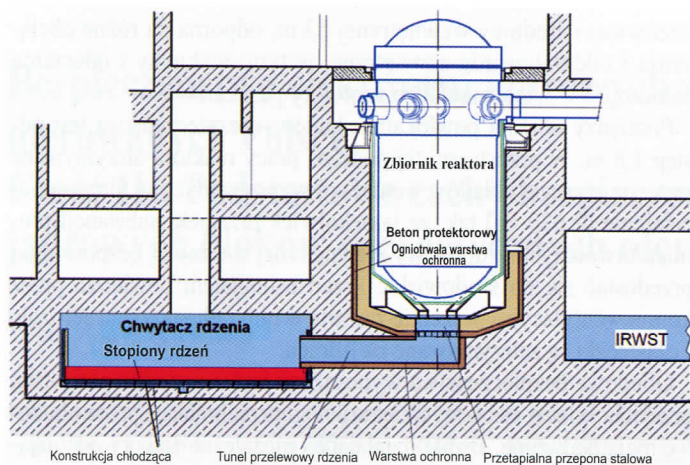
Rozwiązania projektowe reaktora EPR zapewniają zatrzymanie produktów rozszczepienia wewnątrz obudowy nawet przy hipotetycznej ciężkiej awarii z całkowitym stopieniem rdzenia reaktora, szczególnie przez zastosowanie środków ochrony integralności konstrukcyjnej i skuteczności działania obudowy bezpieczeństwa, takich jak:

- ochrona płyty fundamentowej przed uszkodzeniem przez stopiony rdzeń, który mógłby wydostać się ze zbiornika reaktora po jego przetopieniu,
- eliminacja ryzyka związanego z potencjalnym niekontrolowanym spalaniem lub detonacją wodoru w obudowie bezpieczeństwa,
- zapewnienie niezawodnego długookresowego chłodzenia obudowy bezpieczeństwa po awarii.

Ochrona płyty fundamentowej przed uszkodzeniem przez stopiony rdzeń

Płyta fundamentowa, na której posadowiona jest obudowa bezpieczeństwa reaktora ma grubość prawie 4 m. Aby zabezpieczyć ją przed uszkodzeniem przez stopiony rdzeń reaktora – skutkiem czego byłaby oczywiście utrata integralności konstrukcyjnej obudowy – zaprojektowano układ „chwytnicy rdzenia”. Założono, że stopiony rdzeń, który zbierze się na dnie zbiornika ciśnieniowego reaktora, po pewnym czasie go przetopi i spłynie w dół do dolnej części studni reaktora. Wówczas mógłby on bezpośrednio „atakować” beton dna studni reaktora i następnie płyty fundamentowej, mogąc w efekcie doprowadzić do jej uszkodzenia.

Zapobiegnię temu specjalnie zaprojektowana konstrukcja rozległego zbiornika zwanego „chwytnicą rdzenia” (rys. 20), dokąd stopiony rdzeń spłynie specjalnym tunelem przelewowym i w którym zostanie on następnie wychłodzony i zestalony. Powierzchnie dolnej części studni reaktora, tunelu przelewowego i zbiornika „chwytnicy” wyłożone są odpowiednimi materiałami ochronnymi i ogniotrwałymi. „Chwytnica rdzenia” ma układ chłodzenia pozwa-



Rys. 20. Schemat konstrukcji i działania „chwytacza rdzenia” (AREVA)

lający na długotrwałe odprowadzanie ciepła powyłączeniowego generującego się w stopionym rdzeniu.

Eliminacja ryzyka związanego z wodorem

Wewnętrzna powłoka obudowy bezpieczeństwa (ze sprężonego betonu) obliczona jest na wytrzymanie ciśnienia i temperatury, jakie mogłyby wytworzyć się przy spalaniu wodoru. Konieczne jest jednak zapobieżenie jego detonacji – czyli utrzymanie składu mieszaniny parowo-gazowej w obudowie bezpieczeństwa poza granicami strefy możliwej detonacji wodoru.

W projekcie reaktora EPR zastosowano rozwiązania zapobiegające nie tylko detonacji, ale też i zapłonowi (niekontrolowanemu spalaniu) wodoru w obudowie bezpieczeństwa. Uzyskuje się to przez:

- efektywne mieszanie (w konwekcji naturalnej) atmosfery obudowy bezpieczeństwa, zapobiegające powstaniu lokalnych niebezpiecznych stężeń wodoru,
- usuwanie wodoru z atmosfery obudowy bezpieczeństwa za pomocą pasywnych autokatalitycznych rekombinatorów rozmieszczonych w różnych miejscach obudowy.

Podstawowe cechy bezpieczeństwa reaktora AP 1000

Odmierna niż w reaktorze EPR koncepcja zapewnienia bezpieczeństwa, w tym w razie zaistnienia awarii ze stopieniem rdzenia reaktora, została zastosowana w reaktorze AP 1000 (advanced passive), projektu amerykańskiej firmy Westinghouse (obecnie w ramach koncernu Toshiba), który reprezentuje tzw. linię innowacyjną rozwoju reaktorów energetycznych.

Reaktor AP 1000 (moc elektryczna netto bloku energetycznego ok. 1100 MWe) to udoskonalony reaktor wodnociśnieniowy z wbudowanymi cechami bezpieczeństwa, niewymagającymi działania operatora ani doprowadzania energii z zewnątrz w przypadku awarii. Charakteryzuje się on szerokim zastosowaniem w układach bezpieczeństwa rozwiązań biernych, wykorzystujących zjawiska i siły naturalne (konwekcja naturalna, siła ciężkości, siła sprężyn, ciśnienie sprężonych gazów).

Jego układy bezpieczeństwa działają na zasadzie pasywnej, zapewniając odbiór ciepła od rdzenia reaktora i chłodzenie obudowy bezpieczeństwa przez długi czas, bez zasilania prądem prądem prądem i nie wymagają żadnego działania operatora przez 3 doby. Nie

ma w nich elementów czynnych (jak pompy, wentylatory lub awaryjne generatory dieslowskie), a działanie tych układów nie wymaga pracy wspomagających układów pomocniczych (takich jak zasilanie prądem przemiennym, chłodzenie elementów układów bezpieczeństwa, „odpowiedzialna” woda ruchowa, wentylacja i klimatyzacja). Dzięki temu nie jest potrzebne stosowanie zwielokrotnionych układów bezpieczeństwa, z niezawodnym zasilaniem elektrycznym (tym samym wyeliminowano zaliczone do układów bezpieczeństwa awaryjne generatory dieslowskie, wraz z ich układami pomocniczymi) i systemami sterowania. Przy znacząco mniejszej liczbie urządzeń, w porównaniu z typowymi rozwiązaniami „ewolucyjnymi” bloków, łatwiej jest też uzyskać większą niezawodność całego bloku.

Ogólne podejście do zapewnienia bezpieczeństwa reaktora AP 1000

- Układy bezpieczeństwa są całkowicie bierne:
 - wykorzystują jedynie „bierne” procesy, bez żadnych pomp, dieseli, itp.,
 - są to układy dedykowane dla zapewnienia bezpieczeństwa, nie są one wykorzystywane do prowadzenia normalnego ruchu,
 - dzięki samoczynnie przebiegającym procesom znacznie zmniejszona jest zależność ich działania od czynności operatorów,
 - ograniczają skutki awarii projektowych,
 - spełniają dozorowe cele bezpieczeństwa.
- Czynne są tylko układy niemające wpływu na bezpieczeństwo, które:

- niezawodnie wypełniają swoje funkcje przy normalnym ruchu,
- minimalizują uruchomienia układów bezpieczeństwa,
- nie są wymagane dla ograniczenia skutków awarii projektowych lub osiągnięcia celów bezpieczeństwa.

Zalety układów biernych z punktu widzenia bezpieczeństwa są następujące:

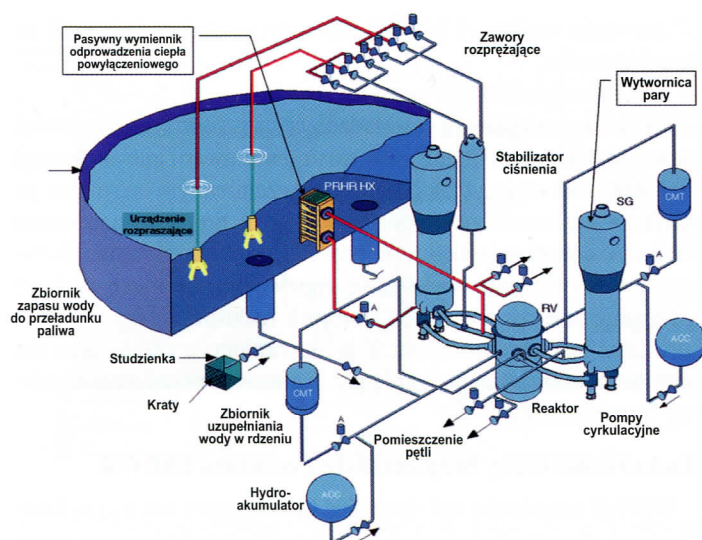
- brak zależności od zasilania elektrycznego prądem przemiennym,
- automatyczna reakcja na warunki awaryjne – co zapewnia bezpieczeństwo,
- długookresowe bezpieczeństwo elektrowni jądrowej zapewnione jest bez urządzeń czynnych (wykorzystanie wyłącznie sił naturalnych),
- znaczne zwiększenie niezawodności obudowy bezpieczeństwa – dzięki jej pasywnemu chłodzeniu,
- w razie ciężkich awarii – utrzymanie stopionego rdzenia wewnątrz zbiornika reaktora,
- duże zapasy bezpieczeństwa.

Pasywne układy bezpieczeństwa obejmują: układ pasywnego wtrysku chłodziwa do reaktora, pasywny układ odbioru ciepła powyłączeniowego i pasywny układ chłodzenia obudowy bezpieczeństwa.

Liczba i złożoność działań operatora potrzebnych do kontroli systemów bezpieczeństwa są zredukowane do minimum. Ogólna strategia polega raczej na eliminowaniu czynności operatora, a nie na ich automatyzacji.

Pasywny układ chłodzenia reaktora AP 1000

Schemat pasywnego układu chłodzenia rdzenia reaktora AP 1000 pokazano na rys. 21. Działanie tego układu wykorzystuje siły grawitacji, energię sprężonych gazów i konwekcję naturalną. Nie jest tu potrzebne zasilanie elektryczne prądem przemiennym, a wszystkie procesy przebiegają samoczynnie.



Rys. 21. Schemat pasywnego układu chłodzenia reaktora AP 1000 (Westinghouse)

W razie spadku ciśnienia w obiegu pierwotnym reaktora samoczynnie następuje „pasywny wtrysk bezpieczeństwa” wody:

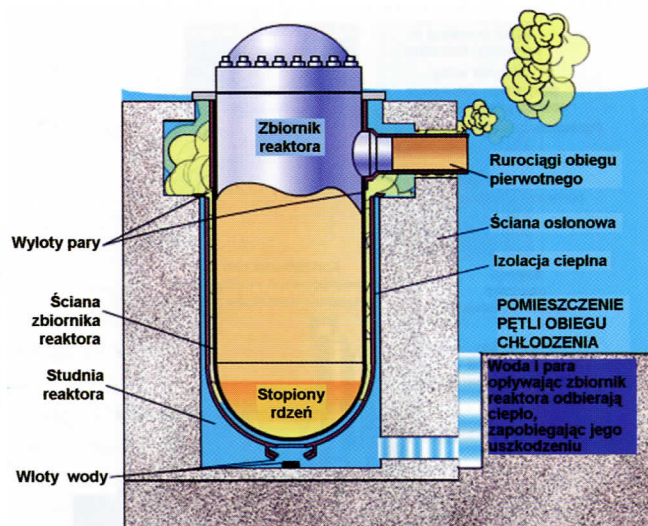
- najpierw – wysokociśnieniowy ze zbiorników wody uzupełniającej (CMT), pod wpływem różnicy ciśnień,
- następnie – średnociśnieniowy z hydroakumulatorów (ACC), pod wpływem ciśnienia poduszki gazowej (sprężonego azotu),
- na koniec – niskociśnieniowy: grawitacyjne zasilanie obiegu pierwotnego z bardzo dużego zbiornika zapasu wody do przeładunku – IRWST (mieszczącego do 2070 m³ wody).

Pasywne odprowadzanie ciepła powyłączeniowego (do obudowy bezpieczeństwa reaktora) – w razie niesprawności normalnego układu chłodzenia powyłączeniowego – odbywa się natomiast przez konwekcję naturalną poprzez pasywny wymiennik ciepła PRHR HX, zanurzony w zbiorniku zapasu wody do przeładunku (IRWST). Z kolei odprowadzanie do otoczenia ciepła wydzielanego z obiegu pierwotnego następuje przez pasywne chłodzenie obudowy bezpieczeństwa reaktora. Układ pasywnego chłodzenia rdzenia reaktora, wraz z układem pasywnego chłodzenia obudowy bezpieczeństwa zapewnia bezpieczeństwo reaktora przez okres ok. 72 godzin bez jakiegokolwiek udziału operatora i przy braku zasilania elektrycznego prądem przemiennym.

Utrzymanie stopionego rdzenia wewnątrz zbiornika reaktora AP 1000

Po obniżeniu ciśnienia w obiegu chłodzenia reaktora (obieg „pierwotny”) możliwe jest zalanie rdzenia wodą nawet w razie utraty zasilania elektrycznego pomp, bo wystarczające zapasy wody są do dyspozycji wewnątrz obudowy bezpieczeństwa. Co więcej, również i zbiornik reaktora zostaje od zewnątrz zalany wodą, tak że ciepło wydzielane w paliwie odbierane jest przez wodę z całej zewnętrznej powierzchni zbiornika reaktora. Aby mieć pewność, że niezależnie od typu awarii będzie dość wody, by zalać rdzeń i zbiornik reaktora, zbiornik z wodą umieszczony jest bezpośrednio wewnątrz obudowy, powyżej rdzenia i w razie awarii woda wycieka zeń pod działaniem siły ciężkości. Jest jej dostatecznie dużo, by wypełniła dolną część obudowy bezpieczeństwa, gdzie znajduje się zbiornik.

Inaczej niż w przypadku reaktora EPR, gdzie zakłada się schładzanie stopionego rdzenia poza zbiornikiem reaktora w „chwytaczu



Rys. 22. Chłodzenie stopionego rdzenia w zbiorniku reaktora AP 1000 (Westinghouse)

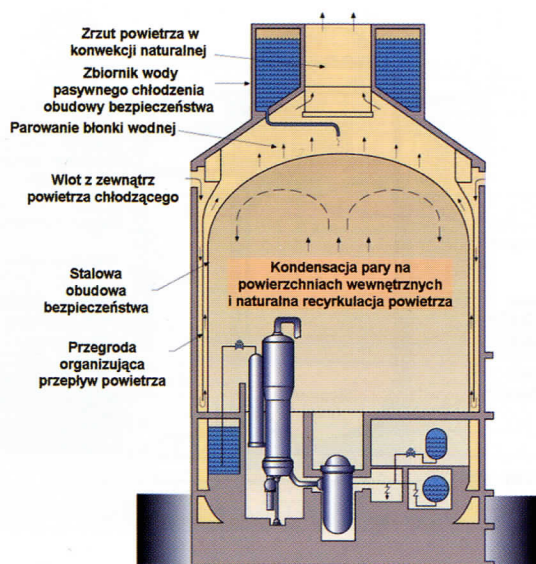
rdzenia”, projektowa koncepcja bezpieczeństwa reaktora AP 1000 przewiduje utrzymanie stopionego rdzenia wewnątrz zbiornika reaktora (rys. 22). Zbiornik reaktora chłodzony byłby wówczas z zewnątrz wodą, którą w razie takiej awarii zostałaby zalana studnia reaktora. Woda ta odbierałaby „ciepło powyłączeniowe” generowane w materiale stopionego rdzenia, podgrzewając się i częściowo odparowując. Powstająca para trafia do wewnętrznej (stalowej) obudowy bezpieczeństwa, gdzie cyrkuluje ona wraz z podgrzany

powietrzem w konwekcji naturalnej. Tak więc bezpieczeństwo reaktora AP 1000, także podczas ciężkiej awarii, konsekwentnie wykorzystuje naturalne siły i zjawiska, takie jak siła ciężkości, parowanie i konwekcja naturalna. Zabezpiecza to przed przegrzaniem zbiornika reaktora i paliwa jądrowego. Ciepło wydzielane w rdzeniu reaktora nie powoduje już przegrzania paliwa jądrowego, a tylko wrzenie i odparowanie wody. Ale para wodna wypełnia wówczas obudowę bezpieczeństwa reaktora i ciepło z obudowy bezpieczeństwa musi zostać odprowadzone do otoczenia.

Obudowa bezpieczeństwa reaktora AP 1000 z pasywnym chłodzeniem

Obudowa bezpieczeństwa reaktora AP 1000 (rys. 23) jest podwójna, z tym że powłoka wewnętrzna (obudowa pierwotna) jest stalowa, zaś powłoka zewnętrzna (obudowa wtórna – budynek osłonowy) jest konstrukcją ze zbrojonego betonu. Wewnętrzna, stalowa powłoka ma grubość 4,44 cm (wymiar: średnica × wysokość = 39,624 × 65,634 m), zaś jej kubatura „powietrzna” wynosi 58 300 m³, obliczona jest ona na parametry awarii ($p_a = 0,507$ MPa, $t = 148,89^\circ\text{C}$) i zapewnia szczelność – zapobiegając niekontrolowanemu uwolnieniu substancji promieniotwórczych do środowiska.

Żelbetonowy zewnętrzny budynek osłonowy ma grubość 0,9 m (wymiar: średnica × wysokość = 43 × 83,3 m). Zwieńczony jest on rodzajem komina, wokół którego zabudowany jest duży zbiornik mieszczący ok. 2900 m³ wody. Zapewnia on ochronę urządzeń i układów ważnych dla bezpieczeństwa przed zagrożeniami ze strony wewnętrznymi, a także dodatkową osłonę biologiczną układów i urządzeń zawierających media promieniotwórcze oraz osłonę przed promieniowaniem w stanach awaryjnych.



Rys. 23. Obudowa bezpieczeństwa AP 1000 z pasywnym chłodzeniem (Westinghouse)

Obudowa bezpieczeństwa reaktora AP 1000 ma całkowicie pasywne chłodzenie. Para powstająca przy chłodzeniu rdzenia reaktora, poprzez ściankę zbiornika, trafia do wewnętrznej obudowy bezpieczeństwa, gdzie cyrkuluje ona wraz z podgrzanym powietrzem w konwekcji naturalnej, oddając ciepło przez stalową powłokę tej obudowy, chłodzonej z zewnątrz powietrzem i wodą dopływającą grawitacyjnie ze zbiornika umieszczonego na szczycie obudowy zewnętrznej. Podgrzane powietrze zawierające parę wodną unosi się ku górze oddając ciepło stalowej powłoce obudowy, w efekcie powietrze schładza się i opada, natomiast para wodna skrapla się, a skropliny spływają do studzienki ściekowej, skąd zawracane są do studni reaktora. Wewnętrzna obudowa bezpieczeństwa chłodzona jest powietrzem dopływającym z zewnątrz przez otwory u góry w zewnętrznym budynku osłonomym. Powietrze to kierowane jest najpierw ku dołowi obudowy wewnętrznej, następnie opływa ono tę obudowę ku górze odbierając od niej ciepło, po czym wypływa przez komin. Odbiór ciepła od stalowej powłoki wewnętrznej obudowy bezpieczeństwa jest intensyfikowany przez wodę wypływającą – jedynie pod wpływem siły ciężkości – ze zbiornika umieszczonego na szczycie zewnętrznej, żelbetowej obudowy. Po sygnale o wystąpieniu wysokiego ciśnienia wewnątrz obudowy bezpieczeństwa, zawory pod tym zbiornikiem otwierają się i woda chłodząca zaczyna spływać po zewnętrznej powierzchni stalowej powłoki obudowy bezpieczeństwa. Woda ta omywa powłokę stalową obudowy wewnętrznej tworząc na jej powierzchni cienką błonkę, odbiera ciepło przewodzone przez powłokę stalową, podgrzewa się przy tym i częściowo odparowuje. Odbiór ciepła przez powietrze i przez odparowanie wody spływającej po zewnętrznej powierzchni powłoki zapewnia utrzymanie ciśnienia wewnątrz obudowy w przedziale ciśnień projektowych.

Obudowa bezpieczeństwa wyposażona jest w układ zapobiegający detonacji wodoru, który zapewnia:

- monitorowanie stężenia wodoru,
- mieszanie atmosfery obudowy w konwekcji naturalnej – w celu zapobieżenia powstaniu lokalnie niebezpiecznych stężeń wodoru,

- usuwanie wodoru za pomocą pasywnych autokatalitycznych rekombinatorów,
- kontrolowane spalanie wodoru.

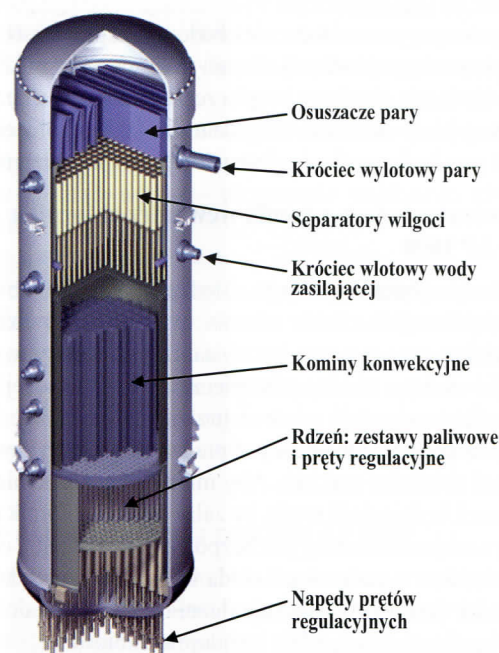
Dzięki wykorzystaniu w układach bezpieczeństwa sił i zjawisk naturalnych, przez 3 doby od zaistnienia awarii nie wymagają one zasilania elektrycznego prądem przemiennym ani nawet jakiegokolwiek interwencji operatora – gdyż procesy opanowania awarii i chłodzenia reaktora przebiegają samoczynnie. Zastosowane rozwiązania projektowe zapewniają, że rdzeń reaktora pozostaje zawsze pod wodą, zbiornik reaktora zalany wodą od zewnątrz jest chroniony przed przegrzaniem, a ciepło usuwane jest do otoczenia samoczynnie przez pasywne chłodzenie obudowy bezpieczeństwa.

Podstawowe cechy bezpieczeństwa reaktora ESBWR

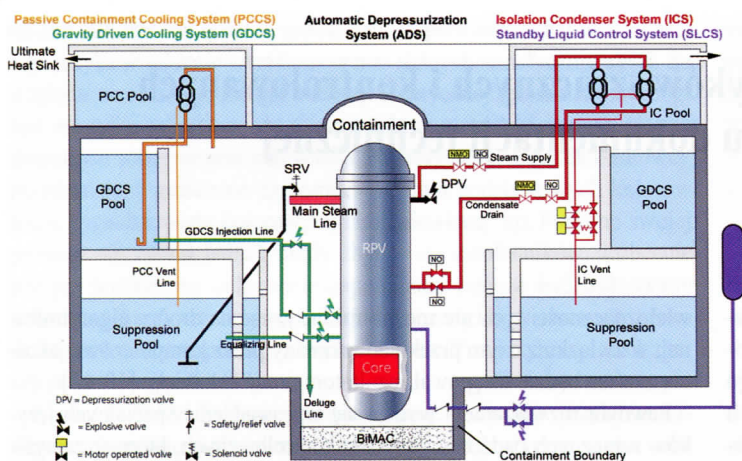
ESBWR (economic and simplified boiling water reactor) to innowacyjny, ekonomiczny i uproszczony reaktor wodny wrzący generacji III+, z konwekcją naturalną w rdzeniu i pasywnymi cechami bezpieczeństwa. Moc cieplna reaktora wynosi 4500 MW_t, a moc elektryczna netto bloku energetycznego – 1520 MW_e.

Rozwiązanie projektowe oparte jest na uproszczonym reaktorze wodnym wrzącym (Simplified BWR – SBWR) o mocy 670 MWe oraz na pewnych rozwiązaniach z reaktora ABWR (advanced boiling water reactor). W porównaniu z wcześniejszymi modelami reaktor ESBWR jest bezpieczniejszy, a przy tym liczbę pomp, armatury i silników zredukowano o ok. 25%. Nie są także potrzebne (z wielokrotnione) awaryjne generatory dieslowskie klasy bezpieczeństwa jądowego.

Reaktor ESBWR w porównaniu z wcześniejszymi typami reaktorów wrzących ma bardziej rozwiniętą konwekcję naturalną dzięki zastosowaniu wyższego zbiornika reaktora i krótszego rdzenia oraz usunięciu przeszkód, które powiększały opory przepływu (rys. 24). Wewnątrz zbiornika reaktora nie ma więc pomp recyrkulacyjnych, gdyż wystarczającą cyrkulację wody zapewnia



Rys. 24. Przekrój reaktora ESBWR (GE Hitachi)

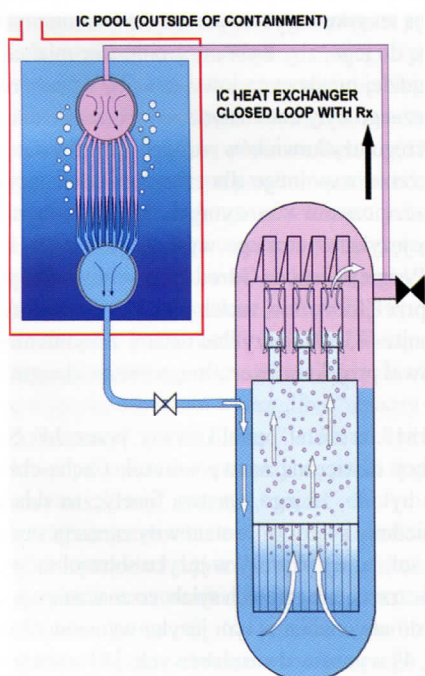


Rys. 25. Przekrój przez główne obiekty bloku energetycznego z reaktorem ESBWR (GE Hitachi)

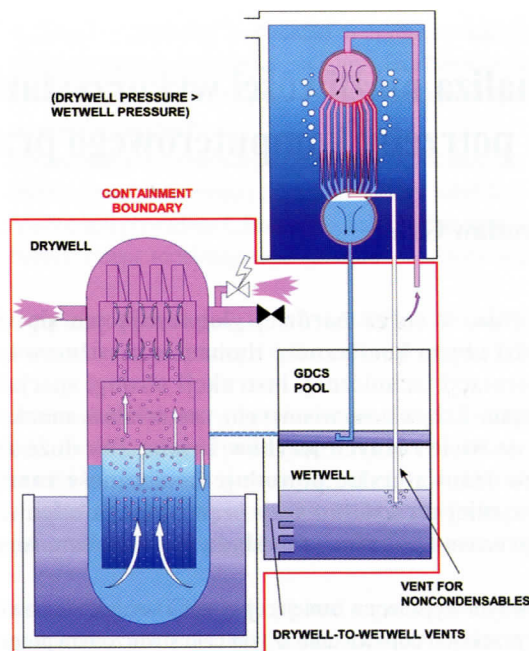
konwekcja naturalna. W razie obniżenia ciśnienia podczas ciężkich awarii układ chłodzenia, napędzany siłą ciężkości zapewnia utrzymanie wystarczająco wysokiego poziomu wody w reaktorze, przy niskim ciśnieniu.

Chłodzenie reaktora i obudowy bezpieczeństwa zapewnione jest przez układy pasywne (rys. 25): układ kondensatora „izolacyjnego” (isolation condenser system – ICS), grawitacyjny układ awaryjnego chłodzenia reaktora (gravity driven cooling system – GDCS) oraz kondensator wodny (suppression pool) i pasywny układ chłodzenia obudowy bezpieczeństwa reaktora (passive containment cooling system – PCCS).

W razie zamknięcia zaworów na głównym rurociągu pary świeżej oraz wody zasilającej reaktor jest automatycznie wyłączany i chłodzony autonomicznie (w trybie „izolacji”) w zamkniętej pętli



Rys. 26. Pasywne chłodzenie reaktora w stanie izolowanym (IC – isolation condenser) – GE Hitachi



Rys. 27. Pasywne chłodzenie obudowy bezpieczeństwa ESBWR (GE Hitachi)

(rys. 25 i 26), za pośrednictwem pasywnego układu kondensatora znajdującego się w zbiorniku położonym ponad obudową bezpieczeństwa (IC Pool). Para wytwarzana w reaktorze jest skraplana w kondensatorze (IC – isolation condenser), a kondensat sływa grawitacyjnie do reaktora i jest podawany pod rdzeń. Kondensator składa się z dwóch identycznych modułów.

W razie awarii związanych z rozszczelnieniami obiegu chłodzenia reaktora, grawitacyjny układ awaryjnego chłodzenia reaktora (GDCS) – złożony z 4 identycznych podukładów – zapewnia uzupełnianie wody w reaktorze (w początkowej fazie – GDCS injection line oraz długookresowo – equalizing line) oraz zalanie szybu reaktora (deluge line). Woda dopływa ze zbiorników GDCS Pool i Suppression Pool jedynie pod wpływem siły ciężkości. Zastosowane rozwiązania projektowe zapewniają całkowite zalenie rdzenia reaktora podczas wszelkich awarii projektowych.

Obudowa bezpieczeństwa reaktora ESBWR (podobnie jak innych reaktorów wrzących) składa się z części suchej (drywell) oraz z części mokrej (wetwell) wyposażonej w kondensator wodny (suppression pool) zapewniający – w razie awarii związanych z rozszczelnieniami obiegu chłodzenia reaktora – obniżenie awaryjnych parametrów wewnątrz obudowy (rys. 25 i 27). Oprócz tego obudowa bezpieczeństwa reaktora wyposażona jest w pasywny układ chłodzenia (PCCS), z kondensatorami o analogicznej konstrukcji jak ten służący do chłodzenia reaktora w stanie izolowanym. Układ ten składa się z 6 niezależnych pętli, z których każda zawiera kondensator złożony z 2 modułów. Para z atmosfery obudowy bezpieczeństwa skrapla się w kondensatorach znajdujących się w zbiorniku nad obudową bezpieczeństwa (PCC Pool), zaś kondensat sływa grawitacyjnie do zbiornika zapasu wody dla grawitacyjnego układu awaryjnego chłodzenia reaktora (GDCS Pool).

Zastosowanie pasywnych układów chłodzenia reaktora i obudowy bezpieczeństwa zapewnia wysoki poziom bezpieczeństwa. Przez 3 doby od wystąpienia awarii, przy czym nie jest konieczna interwencja operatora ani zasilanie elektryczne prądem przemiennym.