

mgr inż. Paweł Żbikowski

## Pasywne układy bezpieczeństwa w reaktorach AP1000

Źródłem sprzeciwu wobec energetyki jądrowej są obawy przed awarią reaktora, która mogłaby doprowadzić do zagrożenia życia i zdrowia ludności, przede wszystkim zamieszkałej w okolicy elektrowni. O jakiej awarii w reaktorze może być mowa?

### Możliwości zaistnienia awarii reaktorowych

Wybuch jądrowy reaktora nie jest możliwy. Zapewniają to przede wszystkim samoograniczające właściwości reaktora wodnego dzięki tak zwanemu ujemnemu temperaturowemu współczynnikowi reaktywności oraz konstrukcja rdzenia, a także inne różnego rodzaju zabezpieczenia. Ujemna wartość tego współczynnika oznacza, że wraz ze wzrostem temperatury w rdzeniu reaktora samorzutnie maleje wytwarzana w nim moc, co z kolei prowadzi do obniżenia temperatury. Mechanizm zjawiska jest następujący. Ponieważ liczba rozszczepień atomów uranu szybko rośnie wraz ze zmniejszeniem energii neutronów wywołujących rozszczepienia, dlatego neutrony prędkie emitowane w procesie rozszczepienia muszą zostać spowolnione. Następuje to podczas zderzeń z atomami moderatora, w tym wypadku wody. Podwyższenie temperatury powoduje zmniejszenie gęstości wody, co ogranicza liczbę zderzeń spowalniających, a zatem i liczbę rozszczepień – w efekcie zmniejsza się wytwarzanie energii [3].

Ponieważ jednak w czasie pracy reaktora gromadzą się w jego rdzeniu duże ilości promieniotwórczych produktów rozszczepień, realnym zagrożeniem może być awaria polegająca na przedostaniu się części tych materiałów promieniotwórczych do otoczenia. W jaki sposób mogłoby dojść do uwolnienia materiałów promieniotwórczych z rdzenia reaktora?

Dwutlenek uranu  $UO_2$ , używany jako paliwo w reaktorach wodnych, jest materiałem ceramicznym o temperaturze topnienia około  $2800^{\circ}C$ . Dopóki temperatura paliwa nie jest zbyt wysoka, wytworzone produkty rozszczepienia pozostają uwięzione wewnątrz szczelnej koszulki paliwowej. Przy ewentualnym przegrzaniu paliwa może nastąpić rozszczelnienie koszulki i przedostanie się aktywnych produktów rozszczepienia do wody chłodzącej, przy czym należy jednak pamiętać o dwóch kolejnych barierach uniemożliwiających przedostanie się aktywności do otoczenia. Są nimi obieg

pierwotny oraz obudowa bezpieczeństwa. Tak silne przegrzanie paliwa w czasie pracy reaktora jest mało prawdopodobne zarówno ze względu na intensywne chłodzenie strumieniem przepływającej wody, jak i na ujemny temperaturowy współczynnik reaktywności, zmniejszający samorzutnie wytwarzanie ciepła przy wzroście temperatury.

Po wyłączeniu reaktora, czyli po wstrzymaniu reakcji rozszczepień, nadal występuje niebezpieczeństwo uszkodzenia prętów paliwowych wskutek przegrzania. Po wyłączeniu reaktora silnym źródłem ciepła jest nadal promieniowanie pochodzące z rozpadu promieniotwórczego krótkożyłowych produktów rozszczepienia, nagromadzonych w rdzeniu – jest to tzw. ciepło powyłączeniowe. Wytwarzanie tego ciepła z czasem maleje, ale rdzeń musi być chłodzony przez długi czas po wyłączeniu reaktora. Bezpośrednio po wyłączeniu moc powyłączeniowa wynosi około 7% nominalnej mocy cieplnej reaktora. W typowym reaktorze o mocy elektrycznej 1000 MW, to jest około 3000 MW mocy cieplnej, moc powyłączeniowa wynosi zatem około 200 MW. Bardzo szybko jednak zmniejsza się – po 10 sekundach spada do około 5%, po godzinie zaś do około 1% nominalnej mocy cieplnej reaktora. Do awarii może dojść, gdy ciepło powyłączeniowe nie zostanie odprowadzone przez wodę chłodzącą.

Najcięższym przypadkiem awarii reaktora byłaby tak zwana awaria typu LOCA (ang. Loss of Coolant Accident), polegająca na pęknięciu rurociągu obiegu chłodzenia rdzenia, wylaniu się wody chłodzącej na zewnątrz obiegu i osuszeniu rdzenia. Rdzeń reaktora pozbawiony chłodzenia bardzo szybko się rozgrzewa (nawet po wyłączeniu reaktora), pręty paliwowe rozszczelniają się, produkty rozszczepienia wydobywają się na zewnątrz; w skrajnym przypadku może nastąpić stopienie rdzenia.

Tak więc podstawowym zadaniem systemu bezpieczeństwa jest niedopuszczenie w żadnych okolicznościach do przegrzania rdzenia. Aby to osiągnąć, musi być spełniony podstawowy warunek: zapewnienie ciągłego odbioru ciepła z rdzenia.

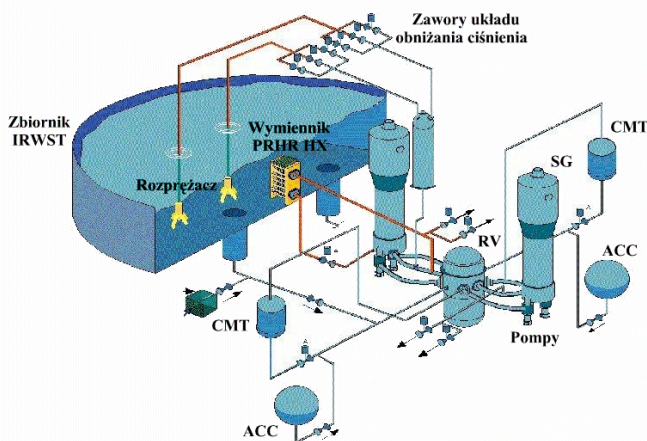
### Pasywny układ chłodzenia rdzenia

Bierny układ chłodzenia rdzenia w AP 1000 (PXS – ang. Passive Core Cooling System) spełnia dwie ważne funkcje. Stanowi układ awaryjnego chłodzenia rdzenia oraz bierny

układ odprowadzania ciepła powyłączeniowego (PRHR – ang. Passive Residual Heat Removal). Przeprowadzone analizy komputerowe zademonstrowały, iż system PXS zapewnia efektywne chłodzenie rdzenia podczas awarii o różnym stopniu nasilenia i lokalizacji. Obliczenia wykazują, że układ PXS zapobiega uszkodzeniu rdzenia w przypadku przerwania dużego na 200 mm w obiegu pierwotnym i zapewnia około 260°C marginesu bezpieczeństwa do temperatury granicznej przy pęknięciu głównego rurociągu zasilającego.

Działanie pasywnego systemu odprowadzania ciepła powyłączeniowego i chłodzenia obudowy bezpieczeństwa można podzielić na pięć etapów:

- konwekcja naturalna chłodziwa w obiegu pierwotnym, przy udziale której strumień ciepła przenoszony jest z reaktora do wymiennika PRHR HX,
- wrzenie powierzchniowe, podczas którego ciepło przekazane jest do zbiornika IRWST,
- cyrkulacja naturalna pary, która przenosi ciepło ze zbiornika IRWST do powierzchni stalowej obudowy bezpieczeństwa,
- kondensacja pary na wewnętrznej powierzchni stalowej obudowy bezpieczeństwa i przekazanie strumienia ciepła do ścianki,
- chłodzenie powłoki stalowej obudowy pod wpływem spływającego grawitacyjnie i odparowującego filmu wodnego oraz poprzez cyrkulację naturalną powietrza w przestrzeni pomiędzy nią a powłoką betonową.



Rys.1 Systemy bezpieczeństwa

CMT – zbiornik uzupełniania wody, ACC – zbiorniki układu awaryjnego chłodzenia rdzenia, SG – wytwornica pary, RV – zbiornik reaktora, PRHR HX – wymiennik ciepła.

### Układ awaryjnego chłodzenia rdzenia

Układ PXS używa trzech źródeł wody, wykorzystywanej do chłodzenia rdzenia:

- zbiorniki uzupełniania wody (CMT – ang. Core Makeup Tanks),

- zbiorniki układu PXS (ACC – ang. Accumulators),
- wewnętrzny zbiornik wody do wymiany paliwa (IRWST – ang. In-containment Refueling Water Storage Tank).

Wszystkie te źródła wody wtryskowej są połączone bezpośrednio do dwóch króćców w zbiorniku reaktora. Połączenia do rurociągów, które były stosowane w istniejących 2-pętlowych reaktorach ograniczały częściowo skuteczność wtrysku wody chłodzącej.

Wysokociśnieniowy układ awaryjnego chłodzenia rdzenia z wykorzystaniem zbiorników CMT

PRCM (ang. Passive Reactor Coolant Makeup) jest zaprojektowany do działania podczas zaniku napięcia zasilającego pompy cyrkulacyjne i małych, krótkotrwałych wycieków lub ilekroć normalny system jest niedostępny. Dwa zbiorniki uzupełniania wody CMT, wypełnione wodą z dodatkiem boru, są zaprojektowane na pełne ciśnienie w układzie chłodzenia reaktora (RCS – ang. Reactor Coolant System) i są zlokalizowane powyżej rurociągów RCS. Siłą napędową wtryskiwanej wody jest jedynie grawitacja.

Gdyby poziom wody w stabilizatorze ciśnienia osiągnął bardzo niski stan lub reaktor czy pompy wyłączyłyby się samoczynnie, automatycznie otworzyłyby się zawory odcinające układ CMT. Woda ze zbiorników CMT zastałaby doprowadzona do zbiornika reaktora.

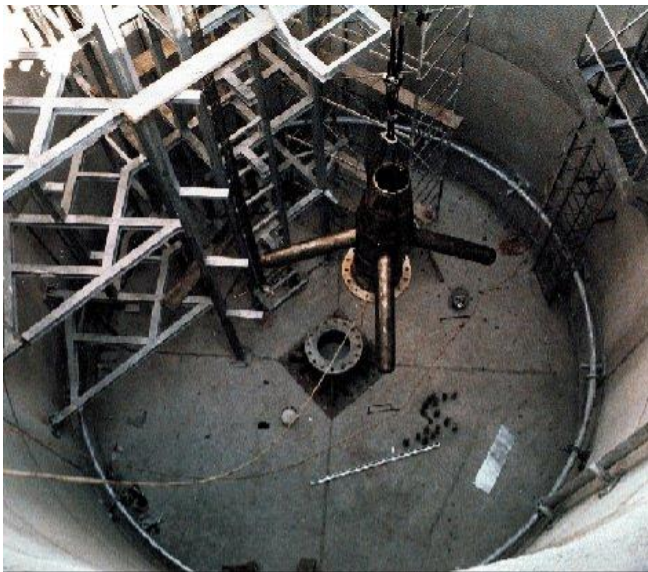
Średniociśnieniowy układ awaryjnego chłodzenia rdzenia z wykorzystaniem zbiorników ACC

Podobnie jak w istniejących reaktorach PWR, zbiorniki układu awaryjnego chłodzenia rdzenia ACC są wymagane na wypadek wystąpienia awarii z dużą utratą chłodziwa (LOCA – ang. Loss-of-coolant Accidents) i w jej początkowej fazie, tzn. wydmuchu (ang. blowdown). Zastosowane zawory odcinające są zaworami zwrotnymi. Zbiorniki układu awaryjnego chłodzenia rdzenia ACC są wymiarowane na pęknięcie największego rurociągu obiegu pierwotnego i szybkie napełnienie zbiornika reaktora. Wspomagają one działanie układu CMT w szybkim zalewaniu (ang. reflooding) rdzenia.

Niskociśnieniowy układ awaryjnego chłodzenia z wykorzystaniem IRWST

Długotrwały wtrysk wody jest realizowany przy udziale zbiornika wymiany paliwa (IRWST), który jest zlokalizowany wewnątrz obudowy bezpieczeństwa ponad pętlą RCS. Normalnie zbiornik IRWST jest oddzielony od pętli obiegu pierwotnego poprzez samoczynne zawory kontrolne. W zbiorniku panuje ciśnienie atmosferyczne, dlatego aby możliwy był wtrysk wody do obiegu pierwotnego muszą być zainstalowane zawory zrzutowe, które redukują ciśnienie do około 0,69 bar. Ciśnienie słupa wody w zbiorniku IRWST

jest wtedy dostateczne aby pokonać ciśnienie w obiegu pierwotnym reaktora. Automatyczny układ obniżania ciśnienia (ADS – ang. Automatic Depressurization System) jest wykonany jako cztery zespoły zaworów, pozwalających relatywnie na powolną, kontrolowaną redukcję ciśnienia. Pierwsze trzy zespoły połączone są ze stabilizatorem ciśnienia i poprzez rozprężacze do zbiornika IRWST. Czwarty zespół połączony jest z gorącą gałęzią (ang. hot leg) i poprzez upusty do wnętrza obudowy bezpieczeństwa. Zawory ADS są uruchamiane w zależności od poziomu wody w zbiorniku CMT.



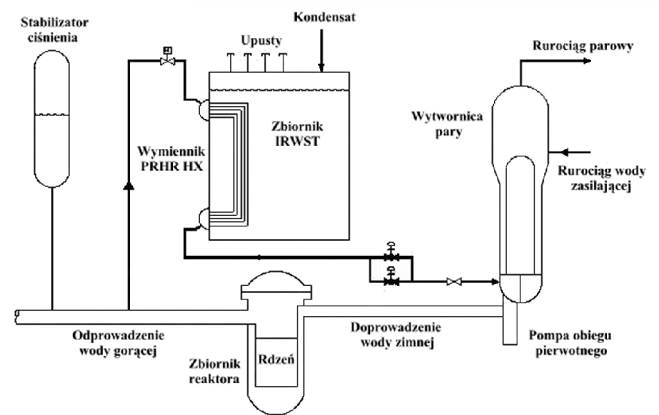
Rys. 2. Automatyczny układ obniżania ciśnienia w trakcie pełnowymiarowych testów (Casaccia, Włochy).

### Pasywny układ odprowadzania ciepła powyłączeniowego

Pasywny układ odprowadzania ciepła powyłączeniowego (PRHR – ang. Passive Residual Heat Removal) chroni elektrownię na wypadek potrzeby długotrwałego odbioru ciepła z reaktora, podczas gdy odbiór tego ciepła za pośrednictwem wytwornic pary jest niemożliwy.

Wyniki analiz Westinghouse opartych na uznanych przez NRC zależnościach, pokazują że układ PRHR spełnia kryteria bezpieczeństwa NRC na wypadek utraty chłodziwa, przerwania linii z wodą zasilającą, czy przerwania linii parowej w pojedynczej awarii.

Przeanalizowany był również spodziewany stan nieustalony bez możliwości samoczynnego wyłączenia reaktora (ATWS – ang. Anticipated Transient Without Scram).

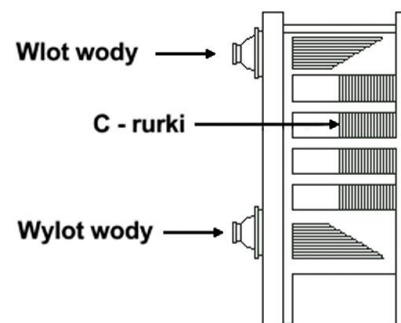


Rys. 3. Schemat układu odprowadzania ciepła powyłączeniowego

W skład układu odprowadzania ciepła powyłączeniowego wchodzi: wymiennik ciepła PRHR HX, zbiornik wody do przetłoknięcia paliwa IRWST. Elementy te zostaną omówione w poniższych punktach.

### Wymiennik ciepła PRHR

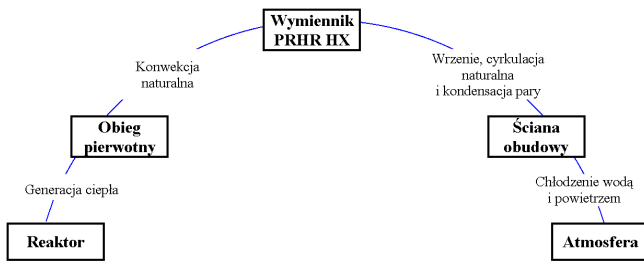
Wymiennik PRHR HX składa się z baterii rurek połączonych z układem chłodzenia reaktora (RCS) w naturalną pętlę cyrkulacyjną. Pętla ta jest w normalnych warunkach oddzielona od układu obiegu pierwotnego zaworami, które są zamknięte, a otwierają się na wypadek awarii.



Rys. 4. Schemat wymiennika PRHR HX

Zespół rurek tego wymiennika znajduje się w zbiorniku wody do wymiany paliwa (IRWST). Wymiennik zlokalizowany jest ponad pętlą obiegu pierwotnego RCS, tak aby gorąca woda konwekcyjnie unosiła się w górę, aż do wymiennika PRHR HX, gdzie ulega ochłodzeniu. Naturalny obieg wody spowodowany jest różnicą temperatur pomiędzy wlotem gorącej wody a wylotem wody chłodnej.





Rys. 5. Schemat usuwania ciepła powyłączeniowego

### Zbiornik wody do przeładunku paliwa IRWST

Oprócz wspomnianej wcześniej funkcji uzupełniania wody w układzie PXS, zbiornik IRWST stanowi także źródło odbioru ciepła od wymiennika układu PRHR HX. Objętość wody w tym zbiorniku jest dostatecznie duża, aby absorbować ciepło przez około 2 godziny, zanim woda zaczęłaby wrzeć. Jest to bardzo korzystne, gdyż w początkowym okresie generacja ciepła jest nadmierna. Lokalnie, wokół wymiennika PRHR HX rozpoczyna się proces generowania pary oraz i jej cyrkulacja wewnątrz zbiornika obudowy bezpieczeństwa. Powstała para ulega kondensacji na wewnętrznej powierzchni zbiornika stalowej obudowy bezpieczeństwa, a następnie jej skropliny są odprowadzane z powrotem do zbiornika IRWST.

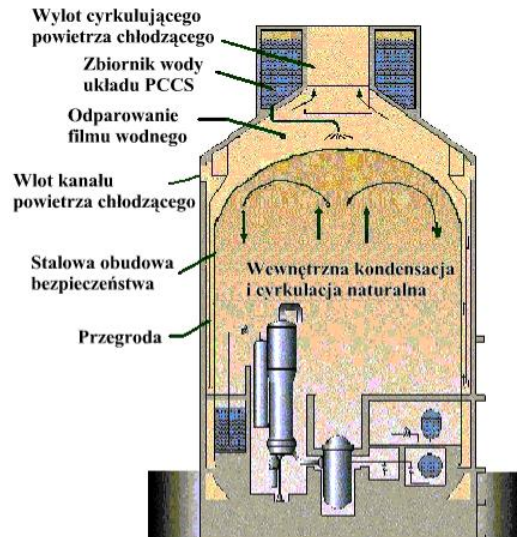
## Pasywny układ chłodzenia obudowy bezpieczeństwa

PCCS zapewnia bezpieczeństwo poprzez odprowadzenie generowanego ciepła poza zbiornik obudowy bezpieczeństwa. Przeprowadzone testy i analizy komputerowe pokazały, że układ ten jest zdolny do skutecznego chłodzenia obudowy bezpieczeństwa podczas awarii, dla których nie jest przekroczone ciśnienie projektowe. Kondensacja pary na wewnętrznej powierzchni zbiornika stalowej obudowy bezpieczeństwa powoduje szybkie obniżenie ciśnienia. Stalowy zbiornik stanowi powierzchnię wymiany ciepła, przez którą odprowadzane jest ciepło z wnętrza obudowy do atmosfery. Po zewnętrznej stronie ciepło jest odbierane przez strumień wody, równomiernie spryskującej obudowę a spływającej pod wpływem sił grawitacyjnych ze zbiornika zlokalizowanego na szczycie obudowy. Zbiornik ten osłonięty jest powłoką betonową.

Chłodzenie wodą uzupełnione i zintensyfikowane jest poprzez cyrkulację naturalną powietrza w przestrzeni pomiędzy stalową i betonową obudową bezpieczeństwa.

Do zainicjowania działania układu wykorzystuje się dwa zawory, pozostające w trakcie normalnej eksploatacji zamknięte. Zbiornik z wodą zaprojektowany został na trzy dni pracy, po którym to czasie można go z powrotem napełnić i kontynuować chłodzenie obudowy. W razie

niemożności ponownego dostarczenia wody po trzech dniach pracy zbiornika, ciśnienie w obudowie ponownie zacznie wzrastać, ale jak wynika z obliczeń maksymalnie do około 90% ciśnienia projektowego po około dwóch tygodniach.



Rys. 6. Schemat pasywnego systemu chłodzenia obudowy bezpieczeństwa

## Podsumowanie

Zastosowane w AP 1000 układy wykazują podwyższoną niezawodność w stosunku do rozwiązań konwencjonalnych, natomiast podczas bardzo mało prawdopodobnych sytuacji awaryjnych wykorzystano naturalne układy bezpieczeństwa oparte na powszechnie znanych prawach fizyki dotyczących ciężenia i cyrkulacji naturalnej, które powodują wychłodzenie reaktora i odprowadzenie generowanego ciepła poprzez obudowę bezpieczeństwa do atmosfery.

Dzięki zastosowaniu nowej konstrukcji udało się osiągnąć obniżenie kosztów budowy i eksploatacji elektrowni, zmniejszenie ilości pomp, rurociągów i innego wyposażenia, istotnego dla bezpieczeństwa oraz możliwość produkcji naturalnie bezpiecznej energii elektrycznej.

Przyjęte założenia potwierdzone zostały przeprowadzonymi równoległymi obliczeniami ilościowymi oraz wynikami komputerowych symulacji a także badań doświadczalnych.

### LITERATURA

- [1] Westinghouse - Technical Description, AP1000
- [2] Westinghouse - An Overview of the AP1000 Program
- [3] Enno F. Hicken - Passive safety systems, a possibility of enhancing reactor safety, Kerntechnik, 1996