

Bezpieczeństwo elektrowni jądrowych z reaktorami III generacji oferowanych Polsce

Część I. Zasada działania reaktora i elektrowni jądrowej

Władysław Kielbasa

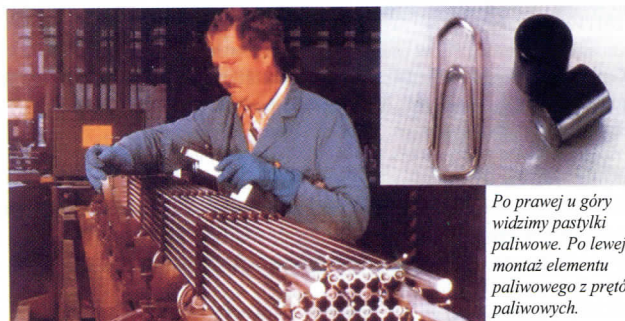
Źródłem energii w elektrowni jądrowej jest kontrolowana łańcuchowa reakcja rozszczepienia jąder ciężkich izotopów – głównie tzw. izotopów rozszczepialnych uranu (U-235, U-233) i plutonu (Pu-239, Pu-241) – zachodząca w reaktorze pod wpływem pochłonięcia przez jądro atomowe neutronu. Przy rozszczepieniu jednego jądra uranu U-235 wydziela się energia ponad 50 mln razy większa niż przy utlenianiu (spalaniu) węgla do CO₂. Stąd też mamy do czynienia z bardzo dużą koncentracją energii w energetycznych reaktorach jądrowych, a elektrownie jądrowe potrzebują nieporównywalnie mniej paliwa (masowo i objętościowo) niż konwencjonalne elektrownie ciepłownicze opalane paliwami kopalnymi. Większość energii wydzielanej podczas jądrowej reakcji rozszczepienia izotopów można odebrać w postaci ciepła, które generuje się w materiale paliwa jądrowego.

W typowym reaktorze jądrowym paliwo jądrowe ma postać prętów, skonstruowanych w ten sposób, że materiał paliwowy zamknięty jest w szczelnej rurce (zwanej „koszulką paliwową”), wykonanej ze stopu cyrkonowego, zaślepionej z obu stron. W efekcie otrzymuje się element paliwowy w formie pręta (rys. 1). W prawie wszystkich reaktorach energetycznych stosuje się paliwo uranowe wzbogacone w U-235 w ilości 2–5% lub w pluton (ok. 7%).

Następnie typowo 200–300 takich elementów paliwowych łączy się w zespoły konstrukcyjne – zwane zestawami lub kasetami paliwowymi (rys. 2). Każdy zestaw paliwowy ma dodatkowo pewną



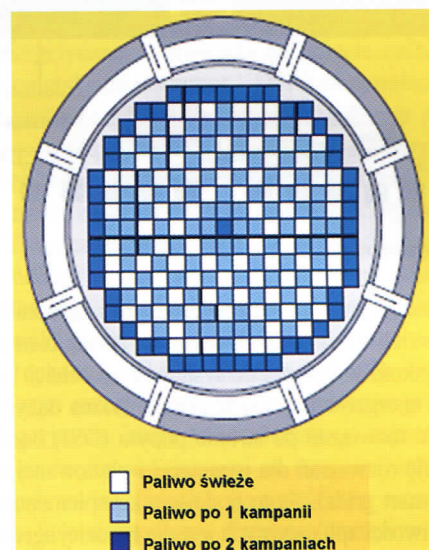
Rys. 1. Element paliwowy reaktora wodnego (AREVA)



Rys. 2. Pastyłki paliwowe (po prawej) i montaż zestawów paliwowych (po lewej)

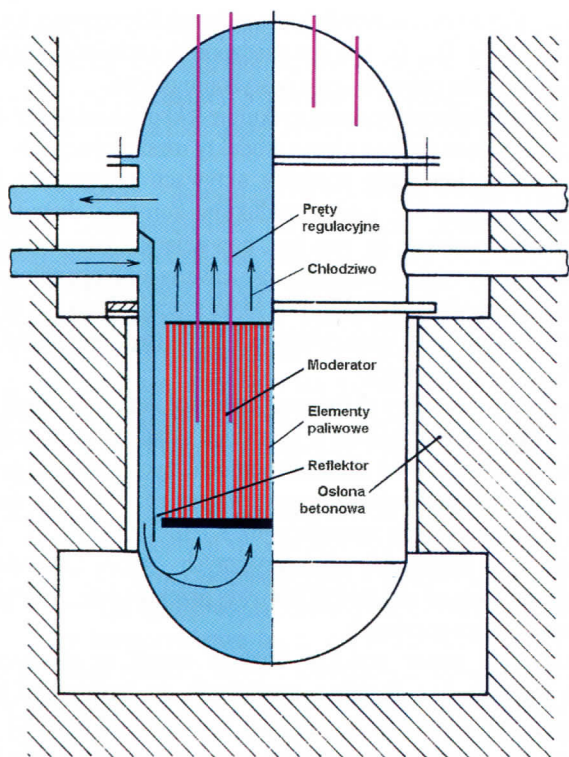
Mgr inż. Władysław Kielbasa – Państwowa Agencja Atomistyki, Warszawa

liczbę (zwykle ponad 20) pustych rurek prowadzących, do których mogą być wprowadzane pręty pochłaniające neutrony (regulacyjne i bezpieczeństwa). W takiej formie paliwo jądrowe jest stosowane w reaktorach jądrowych, gdzie zostaje załadowane i zamocowane w tzw. rdzeniu reaktora, tj. w strefie, w której właśnie zachodzi kontrolowana łańcuchowa reakcja rozszczepienia. W rdzeniu reaktora jądrowego (rys. 3) umieszcza się ponad 150 takich zestawów paliwowych (w dużych reaktorach liczba ta może przekraczać 200).



Rys. 3. Schemat załadunku rdzenia reaktora (AREVA)

W większości jądrowych reaktorów energetycznych (szczególnie w reaktorach lekkowodnych, jakie najprawdopodobniej będą budowane w Polsce) rdzeń reaktora jest zamknięty w ciśnieniowym zbiorniku (rys. 4). Oprócz paliwa jądrowego w rdzeniu reaktora znajdują się: tzw. moderator (materiał spowalniający neutrony do niskich energii, przy których znacznie zwiększa się prawdopodobieństwo zajścia reakcji rozszczepienia) oraz chłodziwo, które przepływając od dołu ku górze rdzenia omywa pręty paliwowe odbierając wytwarzane w nich ciepło generowane na skutek reakcji jądrowych. W reaktorze jądrowym reakcja łańcuchowa rozszczepienia przebiega w sposób kontrolowany, tzn. dopuszczamy jedynie określoną liczbę rozszczepień w jednostce czasu. Kontrolowanie przebiegu reakcji rozszczepienia, a więc sterowanie mocą reaktora jądrowego, odbywa się za pomocą materiałów silnie pochłaniających neutrony (takich jak bor, kadm, ind, srebro). Przez ich wprowadzanie lub usuwanie z rdzenia reaktora reguluje się liczbę neutronów w rdzeniu. W reaktorach wszystkich typów używa się do tego celu prętów regulacyjnych zawierających materiały pochłaniające



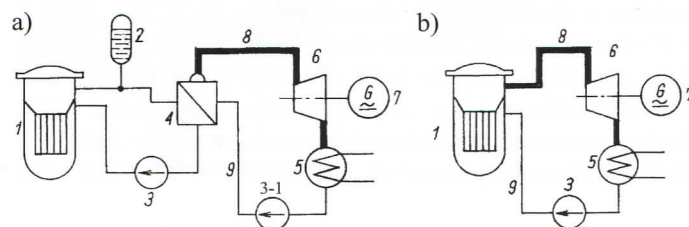
Rys. 4. Schemat reaktora termicznego z moderatorem i chłodziwem wodnym

neutrony, a w reaktorach wodnociśnieniowych dodatkowo jeszcze do chłodziwa wprowadza się substancję pochłaniającą neutrony w postaci kwasu borowego, którego stężenie stopniowo zmniejsza się w miarę „wypalania” paliwa. Ponadto, w niektórych dużych reaktorach z wodą pod ciśnieniem materiały silnie pochłaniające neutrony wprowadza się także do pewnej liczby prętów paliwowych, aby skompensować duży początkowy nadmiar własności mnożących, który (z przyczyn fizycznych) trudno byłoby skompensować przy użyciu kwasu borowego.

W czasie projektowania reaktora bardzo starannie dobiera się proporcje ilości moderatora do paliwa, aby uzyskać optymalne parametry jego pracy. Zmniejszenie gęstości moderatora, jakie następuje przy jego podgrzaniu na skutek wzrostu mocy, pogarsza spowalnianie neutronów, co z kolei skutkuje tendencją do samorzutnego zmniejszenia liczby rozszczepień. Dodatkowo zwiększa się przy tym pochłanianie neutronów w paliwie (przez nierozszczepialny izotop U-238), które przez to są tracone, nie mogąc wziąć udziału w reakcji rozszczepienia. Daje to efekt samoregulacji, który jest szczególnie silny, zwłaszcza w reaktorach z moderatorem wodnym. W tym kontekście należy podkreślić, że reaktory energetyczne (generacji III lub III+), jakie planuje się wybudować w Polsce, mają konstrukcję całkowicie odmienną od tych, które były eksploatowane w Czarnobylu (RBMK) i wystąpienie w nich awarii podobnej do tej, jaka miała tam miejsce (tzw. „reaktywnościowej” – niekontrolowanego, gwałtownego wzrostu mocy) jest fizycznie wykluczone.

Istnieje wiele różnych typów energetycznych reaktorów jądrowych, jednakże najbardziej rozpowszechnione w światowej energetyce jądrowej są reaktory lekkowodne (light water reactor – LWR), które stanowią 82% wszystkich obecnie eksploatowanych reaktorów energetycznych. W tych reaktorach spowalniczem (moderato-

rem) neutronów i zarazem chłodziwem jest zwykła woda („lekka” woda: H_2O). Istnieją dwa typy reaktorów lekkowodnych: wodnociśnieniowy (pressurized water reactor – PWR) i wrzący (boiling water reactor – BWR). Obecnie Polsce oferowane są jądrowe bloki energetyczne z reaktorami właśnie tych dwóch typów. Najczęściej spotykanym typem energetycznego reaktora jądrowego jest reaktor wodnociśnieniowy – PWR, obecnie 61% reaktorów energetycznych eksploatowanych na świecie – to reaktory tego właśnie typu. Rdzeń reaktora PWR znajduje się wewnątrz ciśnieniowego stalowego zbiornika wypełnionego wodą pod wysokim ciśnieniem (rzędu $15\div 17$ MPa), która jest zarazem moderatorem i chłodziwem. Ciśnienie to jest na tyle wysokie, że przy panującej w reaktorze temperaturze wody (ok. $300^\circ C$) nie dochodzi do jej wrzenia. W pokrywie zbiornika reaktora są zamocowane elektromagnetyczne napędy prętów regulacyjnych i prętów bezpieczeństwa, poruszające nimi w górę lub w dół, tym samym wyprowadzając lub wprowadzając je z lub do rdzenia reaktora. Manewrując prętami regulacyjnymi reguluje się intensywność reakcji rozszczepienia, a więc także i moc reaktora. Podczas normalnej pracy reaktora większość prętów pochłaniających neutrony wyprowadzonych jest z rdzenia. Są to tzw. pręty bezpieczeństwa, które w razie potrzeby mogą zostać wszystkie jednocześnie zrzucone do rdzenia, powodując natychmiastowe przerwanie reakcji rozszczepienia i wyłączenie reaktora. Energia w postaci ciepła wydzielająca się w wyniku kontrolowanej reakcji łańcuchowej rozszczepienia przebiegającej w rdzeniu reaktora (a ściślej w paliwie jądrowym) powoduje grzanie się elementów paliwowych. Reaktor połączony jest z układem chłodzenia, złożonym zwykle z 2–4 pętli, w których w zamkniętym obiegu – zwanym obiegiem pierwotnym – cyркуluje woda chłodząca. Obieg pierwotny jest wyposażony w urządzenie zwane stabilizatorem ciśnienia, które służy do kompensacji zmian objętości wody związanych ze zmianami temperatury i utrzymania stałego ciśnienia w obiegu pierwotnym (rys. 5).



Rys. 5. Uprozczone schematy bloków energetycznych z reaktorami lekkowodnymi: a) wodnociśnieniowym (PWR), b) wrzącym (BWR)
1 – rdzeń reaktora, 2 – stabilizator ciśnienia, 3 – główna pompa cyrkulacyjna, 3-1 – pompa zasilająca, 4 – wytwornica pary, 5 – skraplacz turbiny, 6 – turbina parowa, 7 – generator, 8 – para, 9 – woda

Podgrzana w reaktorze woda obiegu pierwotnego przepływa do wymienników ciepła zwanych wytwornicami pary, gdzie oddaje swoje ciepło wodzie drugiego zamkniętego obiegu – zwanego obiegiem wtórnym, po czym – schłodzona – powraca do reaktora. Ciśnienie w obiegu wtórnym (a więc też i w wytwornicach pary) jest znacznie niższe niż w obiegu pierwotnym (rzędu $6\div 7$ MPa), dlatego woda w wytwornicach wrze i odparowuje. Wytworzona para wodna jest podawana do turbiny parowej, gdzie rozprężając się na kolejnych stopniach turbiny oddaje swoją energię łopatkom

wirnika, wprawiając tym samym wirnik turbiny w ruch obrotowy. Wirnik napędza generator synchroniczny, w którym energia mechaniczna jest przekształcana w energię elektryczną. Po przejściu przez turbinę para wodna rozpręża się do ciśnienia 0,0035–0,0055 MPa, jednocześnie się ochładzając, po czym trafia do skraplacza turbiny, w którym zostaje skroplona. Skropliny, po odgazowaniu w odgazowacz, są podawane pompami zasilającymi z powrotem do wytwornicy pary. W ten sposób parowo-wodny obieg wtórny zamyka się. Skraplacz turbiny jest chłodzony wodą chłodzącą, cyrkulującą w układzie otwartym lub w obiegu zamkniętym – wyposażonym w chłodnię kominową.

Reaktory wodne wrzące – (BWR) są znacznie mniej rozpoznane w światowej energetyce jądrowej niż reaktory wodnociśnieniowe (ich udział w eksploatowanych reaktorach energetycznych wynosi 21%). Budowa reaktora wrzącego jest dosyć podobna do reaktora wodnociśnieniowego, tu również rdzeń jest zamknięty w ciśnieniowym zbiorniku, podobnie są zbudowane zestawy paliwowe. Jednakże parametry pracy reaktora (ciśnienie – rzędu 7 MPa i temperatura pary na wylocie – do 290°C) są o wiele niższe, a ich wielkości są typowe dla parametrów obiegu wtórnego bloku z reaktorem wodnociśnieniowym. Dlatego – w przeciwieństwie do reaktora wodnociśnieniowego – woda przepływająca przez ten reaktor wrze i odparowuje. Para wodna jest więc w tym przypadku bezpośrednio wytwarzana w reaktorze a nie w wymiennikach ciepła – wytwornicach pary (jak w PWR). W obiegu chłodzenia reaktora BWR nie występuje także stabilizator ciśnienia. Poza tym proces technologiczny wytwarzania energii przebiega podobnie jak w bloku energetycznym z reaktorem PWR (rys. 5).

Podstawy zapewnienia bezpieczeństwa energetyki jądrowej

Źródła potencjalnego zagrożenia radiologicznego

Głównymi źródłami potencjalnego zagrożenia radiologicznego w elektrowni jądrowej (EJ) są substancje promieniotwórcze zgromadzone w rdzeniu i chłodziwie reaktora (rys. 6):

- W rdzeniu reaktora znajduje się częściowo wypalone paliwo jądrowe zawierające wielkie ilości substancji promieniotwórczych: ponad 200 radionuklidów – są to produkty rozszczepienia (głównie) i transuranowce, w reaktorze lekkowodnym o mocy 1000 MWe ich łączna aktywność wynosi ok. 10^{10} Ci = $3,7 \cdot 10^{20}$ Bq, przy czym

ok. 1% tej aktywności stanowią lotne radionuklidy (izotopy Kr, Xe, J, Br, Cs, Rb, Sr, Ba, Te, Se) zgromadzone w szczelinie pomiędzy koszulką elementu paliwowego a pastylkami paliwa.

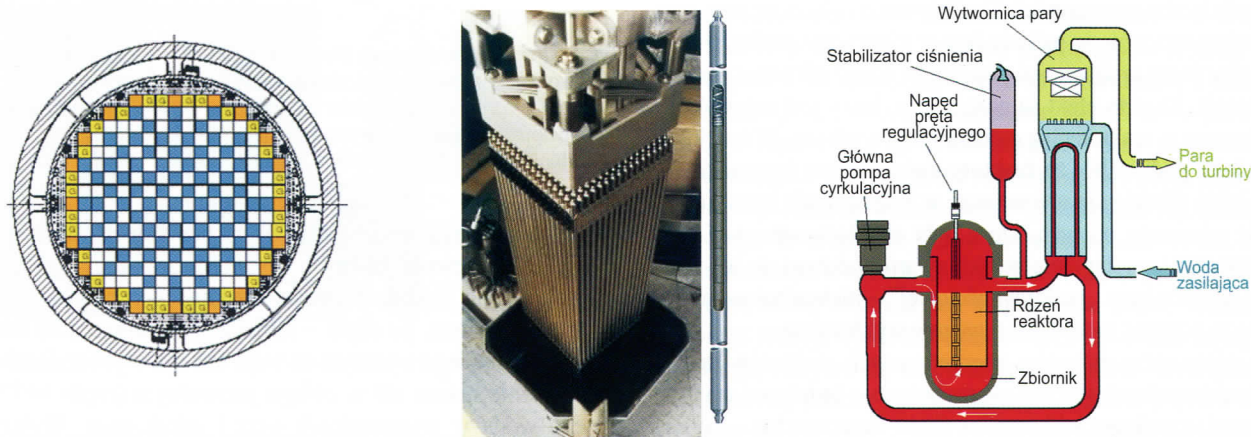
- W obiegu chłodzenia reaktora cyrkuluje lekkoradioaktywne chłodziwo, zawierające gazowe i lotne produkty rozszczepienia (Kr, Xe, J) oraz promieniotwórcze produkty aktywacji następującej (pod działaniem neutronów): wody, produktów korozji i chemikaliów dodawanych do obiegu (w tym tryt, powstający z boru zawartego w kwasie borowym). Łączną aktywność zawartą w obiegu chłodzenia reaktora lekkowodnego o mocy 1000 MWe szacuje się na $1,1 \cdot 10^{15}$ Bq ($\sim 3 \cdot 10^4$ Ci), stanowi to więc zaledwie $3 \cdot 10^{-40}\%$ (trzy milionowe części) całkowitej aktywności.

Oprócz tego w elektrowni jądrowej znaczące ilości substancji promieniotwórczych znajdują się w obiektach składowania wypalonego paliwa jądrowego oraz układach pomocniczych reaktora i gospodarki odpadami promieniotwórczymi. Należy zdawać sobie sprawę z tego, iż uwolnienie do atmosfery już $3,7 \cdot 10^{13}$ Bq (10^3 Ci) – przy niekorzystnych warunkach atmosferycznych – może spowodować w odległości 1 km od elektrowni jądrowej przekroczenie maksymalnych dawek dopuszczalnych.

Na szczęście nawet podczas ciężkich awarii ze stopnieniem rdzenia reaktora jest możliwe uwolnienie do środowiska tylko niektórych radionuklidów w ilościach zależnych od lotności oraz procesów ich zatrzymywania i usuwania, zachodzących wewnątrz obiegu pierwotnego i obudowy bezpieczeństwa reaktora. Z paliwa wydzielają się przede wszystkim izotopy najbardziej lotne – gazy szlachetne (Xe, Kr) oraz jod (I), brom (Br), a następnie cez (Cs) i rubid (Rb), zaś w znacznie mniejszej ilości stront (Sr), bar (Ba), tellur (Te), selen (Se) i ruten (Ru). Nawet podczas najbardziej katastrofalnej awarii czarnobylskiej do otoczenia zostało uwolnionych łącznie ok. $1,9 \cdot 10^{13}$ Bq (tj. ok. 2%) lotnych i stałych produktów rozszczepienia.

Strategia „obrony w głąb”

Strategia „obrony w głąb” jest fundamentem bezpieczeństwa elektrowni jądrowych. Zasadą głębokiej obrony jest zapewnienie kompensacji możliwych awarii urządzeń i błędów ludzkich. Przy tworzeniu systemu głębokiej obrony uznaje się, że nie można w pełni ufać żadnemu pojedynczemu elementowi wynikającemu z projektu, konserwacji lub eksploatacji elektrowni jądrowej. W razie uszko-



Rys. 6. Rdzeń, zestaw i element paliwowy oraz obieg chłodzenia reaktora EPR (AREVA)

dzenia jednego podukładu inne mogą wypełnić potrzebne funkcje bezpieczeństwa. Głęboka obrona nie ogranicza się jednak tylko do stosowania dodatkowych układów wzajemnie się rezerwujących. Obejmuje ona pięć następujących poziomów bezpieczeństwa („obrony”):

Poziom pierwszy – polegający na zapobieganiu odchyleniom od normalnej eksploatacji oraz uszkodzeniom układów elektrowni jądrowej. Można to osiągnąć poprzez ich solidne i zachowawcze zaprojektowanie (duże zapasy bezpieczeństwa, właściwy dobór materiałów), z zastosowaniem zwielokrotnienia (redundancji), niezależności oraz różnorodności układów i urządzeń ważnych dla bezpieczeństwa, oraz wysoką jakość budowy, utrzymania i eksploatacji elektrowni jądrowej, a szczególnie kulturę bezpieczeństwa tj. konsekwentne stosowanie zasady, że bezpieczeństwo jest zawsze nadrzędne.

Poziom drugi – polegający na wykrywaniu i opanowaniu odchyśleń od normalnej eksploatacji w celu zapobieżenia przekształcenia się zakłóceń (incydentów) eksploatacyjnych w warunki awaryjne. Poziom ten wymaga zastosowania odpowiednich układów określonych w analizach bezpieczeństwa (są to normalne systemy elektrowni, takie jak układ redukcji mocy i normalnego wyłączenia reaktora) oraz odpowiednich procedur eksploatacyjnych dla zapobieżenia powstania lub ograniczenia uszkodzeń na skutek wystąpienia zakłóceń (incydentów) eksploatacyjnych.

Poziom trzeci – polega na opanowaniu awarii projektowych, w mało prawdopodobnym przypadku, gdy pewne zakłócenia (incydenty) eksploatacyjne nie zostaną opanowane na drugim poziomie bezpieczeństwa, rozwijając się w poważniejsze zdarzenie. Realizuje się to poprzez wykorzystanie inherentnych cech bezpieczeństwa elektrowni jądrowej i przewidzianych w projekcie systemów bezpieczeństwa, mających za zadanie doprowadzenie obiektu najpierw do stanu kontrolowanego, a następnie do stanu bezpiecznego wyłączenia, oraz zapewnienie, że przynajmniej jedna bariera izolująca promieniotwórcze produkty rozszczepienia pozostaje nienaruszona.

Wykorzystuje się do tego następujące środki:

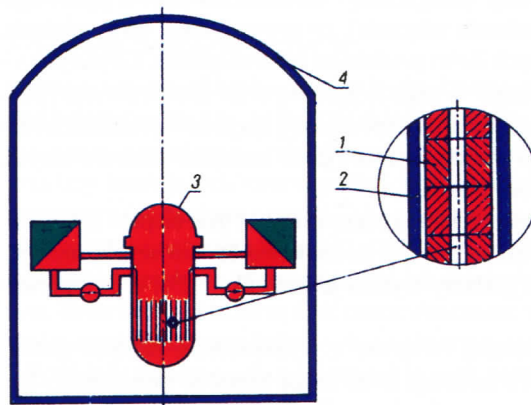
- systemy zabezpieczeń (np. układ awaryjnego wyłączenia reaktora),
- układy bezpieczeństwa takie jak: układ awaryjnego chłodzenia rdzenia z automatyką zapewniającą ich samoczynne zadziałanie w razie awarii, bez potrzeby interwencji operatora,
- obudowa bezpieczeństwa chroniąca przed uwolnieniem substancji promieniotwórczych do otoczenia,
- procedury postępowania operatora w razie awarii.

Poziom czwarty – polegający na ograniczaniu skutków ciężkich awarii zaprojektowanych związanych ze znaczną degradacją paliwa jądrowego, w celu utrzymania uwolnień substancji promieniotwórczych na najniższym możliwym poziomie. Najważniejszym celem tego poziomu jest utrzymanie możliwie jak największej skuteczności obudowy bezpieczeństwa w ograniczaniu uwolnień substancji promieniotwórczych do środowiska. Na tym poziomie są przewidziane odpowiednie układy i działania dla opanowania ciężkich awarii i minimalizacji ich skutków, np. kontrolowane usuwanie gazów z wnętrza obudowy bezpieczeństwa przez układy filtrów (aby uchronić obudowę przed rozerwaniem wskutek nadmiernego ciśnienia gazów), zapobieganie niekontrolowanemu spalaniu lub wybuchowi wodoru w obudowie.

Poziom piąty – polega na łagodzeniu radiologicznych skutków uwolnień substancji promieniotwórczych do środowiska, które mogą wystąpić na skutek awarii. Wymaga to szczególnie zapewnienia odpowiednio wyposażonego awaryjnego ośrodka zarządzania oraz zastosowania planów postępowania awaryjnego na terenie i poza terenem obiektu. Poziom ten przewiduje działania poza terenem elektrowni dla zmniejszenia narażenia ludności, takie jak: podanie pastylek jodu obojętnego (w celu ograniczenia napromieniowania tarczycy), zalecenie pozostania w domach lub czasowe wstrzymanie wypasu bydła w razie skażenia pastwisk, a w ostateczności także czasowa ewakuacja ludności z najbliższego otoczenia elektrowni jądrowej.

System barier ochronnych izolujących substancje promieniotwórcze od otoczenia

Koncepcja „obrony w głąb” jest realizowana szczególnie przez zastosowanie układu kolejnych barier fizycznych zapewniających utrzymanie substancji promieniotwórczych w określonych miejscach obiektu oraz zapobiegających ich niekontrolowanemu przedostawaniu się do środowiska (rys. 7). Większość izotopów promieniotwórczych (~99%) jest uwięziona w pastylkach paliwa wewnątrz prętów paliwowych. Lotne produkty rozszczepienia (radioaktywne gazy szlachetne i aerozole) przedostają się do szczeliny gazowej pomiędzy pastylkami a koszulką pręta paliwowego i są zatrzymywane przez tę koszulkę (znikoma ich ilość przedostaje się do chłodziwa reaktora).



Rys. 7. Schemat barier ochronnych:

1 – pastylki paliwowe, 2 – koszulka elementu paliwowego, 3 – granica ciśnieniowa obiegu chłodzenia reaktora, 4 – obudowa bezpieczeństwa reaktora

Aktywność chłodziwa reaktora jest częściowo spowodowana przedostawaniem się lotnych produktów rozszczepienia z paliwa przez mikronieszczelności koszułek elementów paliwowych, a częściowo jest skutkiem aktywacji chłodziwa i zawartych w nim zanieczyszczeń lub dozowanych chemikaliów (napromieniowanie neutronami w reaktorze). Chłodziwo reaktora jest ciągle oczyszczane, usuwane są z niego również substancje promieniotwórcze.

Reaktor i cały jego obieg pierwotny znajduje się wewnątrz szczelnej obudowy bezpieczeństwa, obliczonej na nadciśnienie, jakie może powstać w wyniku awaryjnego rozerwania obiegu pierwotnego o maksymalnej średnicy – w wyniku czego wydostałaby się znaczna ilość substancji radioaktywnych (głównie z paliwa na skutek uszkodzenia koszułek). Ponadto obudowa bezpieczeństwa

musi wytrzymać obciążenia spowodowane różnymi zdarzeniami i zagrożeniami zewnętrznymi (zjawiska sejsmiczne, ekstremalne zjawiska meteorologiczne – jak huragan, wybuch, a także uderzenie samolotu). Substancje promieniotwórcze w znacznej ilości mogłyby wydostać się z paliwa na skutek jego uszkodzenia (mechanicznego – bezpośredniego działania sił mechanicznych i/lub w wyniku przegrzania – z powodu niewystarczającego chłodzenia, może wówczas dojść do uszkodzenia wszystkich koszulek, defragmentacji, a nawet stopienia materiału paliwowego).

Dla zapobieżenia lub zminimalizowania uszkodzenia paliwa jądrowego w sytuacjach zakłóceń eksploatacyjnych (incydentów) lub awarii konieczne jest zapewnienie niezawodnego i szybkiego wyłączenia reaktora oraz niezawodnego i efektywnego odprowadzenia ciepła powyłączeniowego, wydzielającego się w paliwie po wyłączeniu reaktora.

W stanach awaryjnych zasadnicze znaczenie dla zapewnienia bezpieczeństwa ludności i środowiska (ograniczenia niekontrolowanych uwolnień z elektrowni jądrowej do środowiska substancji promieniotwórczych) ma utrzymanie integralności i szczelności obudowy bezpieczeństwa, oraz jej efektywności w usuwaniu radionuklidów wydzielonych z paliwa i obiegu chłodzenia reaktora.

Zjawiska zagrażające integralności i skuteczności barier ochronnych w warunkach awarii

W paliwie jądrowym także po wyłączeniu reaktora wydzielą się znaczna ilość ciepła (tzw. ciepło „powyłączeniowe”) – musi być więc zapewnione niezawodne i efektywne chłodzenie rdzenia reaktora, aby uniknąć przegrzania i uszkodzenia paliwa jądrowego (ze stopieniem rdzenia łącznie), co prowadziłoby do uwolnienia z paliwa znacznych ilości produktów rozszczepienia. Ciepło powyłączeniowe powstaje w paliwie jądrowym na skutek rozszczepień wywołanych przez neutrony opóźnione i rozpadów promieniotwórczych produktów rozszczepienia i jąder izotopów zaktywowanych przez wychwyty neutronów.

Tuż po wyłączeniu reaktora generowana jest moc cieplna równa ok. 7% mocy nominalnej, moc ta początkowo bardzo szybko maleje, lecz po upływie godziny wynosi jeszcze ok. 1,2%, a po upływie doby ok. 0,5%.

Reakcje chemiczne, związane z wydzielaniem palnych gazów (w tym zwłaszcza wodoru), które mogą zagrażać skuteczności barier ochronnych w warunkach awarii, są to m.in.:

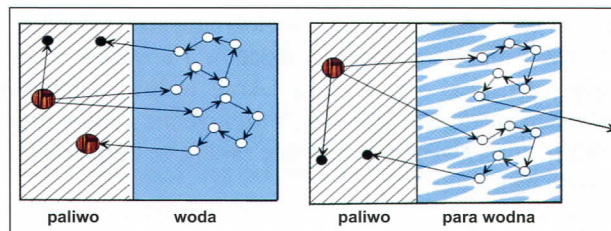
- reakcja cyrkonu zawartego w koszulkach elementów paliwowych z wodą/parą wodną, która stwarza zagrożenie dla integralności elementów paliwowych oraz obudowy bezpieczeństwa (w razie niekontrolowanego spalania lub detonacji wodoru),
- reakcja materiału stopionego rdzenia z wodą i betonem obudowy bezpieczeństwa reaktora (przy ciężkich awariach), która stwarza zagrożenie dla integralności obudowy bezpieczeństwa (niebezpieczeństwo przetopienia obudowy oraz dodatkowe zagrożenie związane z wydzielaniem palnych gazów).

Zasady projektowania elektrowni jądrowych

Stabilność i samoregulacja reaktora

Reaktor i związane z nim układy nie mogą mieć takich wbudowanych cech, które mogłyby spowodować znaczny wzrost reaktywności¹⁾ podczas zakłóceń eksploatacyjnych lub w stanach awaryjnych, prowadząc tym samym do pogorszenia skutków tych zdarzeń. Konieczne jest zapewnienie stabilności i samoregulacji reaktora, tak

aby łączny efekt fizycznych sprzężeń zwrotnych ograniczał wzrost mocy reaktora. W reaktorach z moderatorem wodnym wzrost temperatury moderatora (a zwłaszcza jego wrzenie) powoduje zmniejszenie gęstości moderatora – co z kolei skutkuje pogorszeniem spowalniania neutronów i zwiększeniem ich ucieczki poza rdzeń (rys. 8). W efekcie zmniejsza się liczba rozszczepień i moc reaktora samorzutnie maleje. Zatem w reaktorach wodnych występuje zawsze ujemny²⁾ „efekt reaktywnościowy temperatury moderatora”.



Rys. 8. Ilustracja bilansu neutronów (wychwyty, spowalnianie, ucieczka) w reaktorze wodnym przed i po odparowaniu wody

Z kolei wzrost temperatury paliwa skutkuje zwiększeniem tzw. pochłaniania rezonansowego neutronów (tzw. efekt Dopplera) i dodatkowo zmniejszeniem ilości rozszczepień na skutek wzrostu średniej energii neutronów³⁾ – co w efekcie daje ujemny „efekt reaktywnościowy temperatury paliwa”, sprzyjający wyhamowaniu łańcuchowej reakcji rozszczepienia. Ponieważ wzrost mocy reaktora wiąże się zawsze ze wzrostem średnich temperatur zarówno moderatora jak i paliwa więc – przy pracy reaktora na mocy – oba powyżej opisane efekty reaktywnościowe występują jednocześnie dając (wypadkowy) tzw. „efekt reaktywnościowy mocy reaktora”. W reaktorach wodnych jest on zawsze ujemny, tym samym zapewniając ich inherentną cechę stabilności i samoregulacji.

Kryterium pojedynczego uszkodzenia

Kryterium pojedynczego uszkodzenia stanowi, że pojedyncze uszkodzenie jakiegokolwiek czynnego lub biernego elementu nie może spowodować utraty możliwości wypełnienia przez układ jego funkcji bezpieczeństwa. Przez pojedyncze uszkodzenie rozumie się tu uszkodzenie, które powoduje utratę zdolności danego urządzenia do wykonywania przewidzianej (przewidzianych) dla niego w projekcie funkcji bezpieczeństwa oraz wszelkie uszkodzenia wtórne, będące jego skutkiem. Jest to podstawowe kryterium stosowane przy projektowaniu układów elektrowni jądrowych ważnych dla bezpieczeństwa (a szczególnie układów bezpieczeństwa) i musi być ono zastosowane do każdej grupy bezpieczeństwa występującej w projekcie elektrowni.

Zapobieganie uszkodzeniom ze wspólnej przyczyny

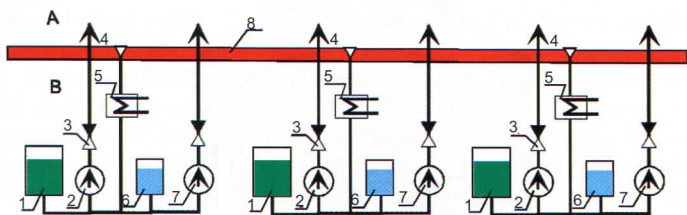
Przez uszkodzenie ze wspólnej przyczyny rozumie się uszkodzenie dwóch lub więcej zwielokrotnionych konstrukcji, układów lub urządzeń, spowodowane tym zdarzeniem lub przyczyną. Przykładami tego rodzaju uszkodzeń są: zablokowanie studzienek w obudowie bezpieczeństwa, uniemożliwiający dopływ wody do wszystkich grup układu awaryjnego chłodzenia rdzenia (przy pracy tego układu w trybie recyrkulacji), awaria zasilania elektrycznego wielu układów ważnych dla bezpieczeństwa, mnogie

uszkodzenia spowodowane pożarem lub zalaniem. Wymaga się, aby uszkodzenia ze wspólnej przyczyny w układach bezpieczeństwa miały jedynie bardzo niewielki wpływ na bezpieczeństwo elektrowni jądrowej.

Zwielokrotnienie (redundancja)

Zwielokrotnienie (redundancja) to zastosowanie więcej niż minimalna liczba (identycznych lub różnych) urządzeń lub układów, tak aby uszkodzenie jakiegokolwiek z nich nie skutkowało niewypełnieniem wymaganej funkcji bezpieczeństwa.

Na rysunku 9 pokazano wdrożenie zasady zwielokrotnienia w rozwiązaniach projektowych czynnego układu awaryjnego chłodzenia rdzenia (CUACR) rosyjskich reaktorów wodnociśnieniowych WWER. Zastosowano tu 3 jednakowe grupy (podukłady) CUACR, z których każda składa się ze zbiorników (1 i 6), pomp (wysokiego ciśnienia – 2 i niskiego ciśnienia – 7), zaworów 3, oraz wymienników 5. Do zapewnienia bezpieczeństwa (uzupełniania chłodziwa, zalania i chłodzenia rdzenia) wystarczy poprawna praca jedynie jednego układu, zatem CUACR reaktorów WWER mają redundancję „3x”⁴⁾.

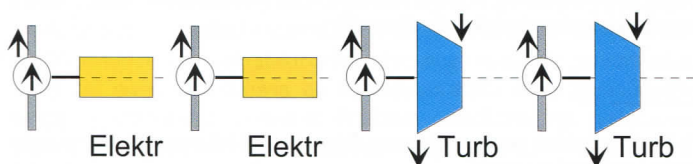


Rys. 9. Zwielokrotnienie (3 równoległe podukłady czynnego układu awaryjnego chłodzenia rdzenia reaktora WWER)

Różnorodność (dywersyfikacja)

Różnorodność oznacza wypełnianie funkcji bezpieczeństwa przez dwa lub więcej urządzeń lub układów wyraźnie różniących się między sobą (np. technologicznie, sposobem uruchamiania lub zasilaniem w energię), tak by ta sama przyczyna nie mogła spowodować jednocześnie utraty funkcji wszystkich równoległych i rezerwujących się wzajemnie podukładów.

Przykładowe zastosowanie zasady różnorodności pokazano na rysunku 10, na którym pokazano zróżnicowanie napędów pomp awaryjnego układu wody zasilającej wytwornice pary: 2 pompy napędzane są silnikami elektrycznymi, a 2 inne turbinami parowymi.



Rys. 10. Różnorodność napędów pomp awaryjnego układu wody zasilającej wytwornice pary (2 silniki elektryczne, 2 turbiny parowe)

Separacja

Przez separację rozumie się zastosowanie separacji przestrzennej (przez odległość, położenie, itp.) lub za pomocą odpowiednich barier fizycznych albo przez połączenie obu tych metod. Stosowanie

separacji jest szczególnie ważne dla zabezpieczenia się przed uszkodzeniami ze wspólnej przyczyny związanymi z zagrożeniami takimi jak pożary i zalania, działaniem odłamków powstałych w związku z uszkodzeniami urządzeń pod ciśnieniem lub zdarzeniami zewnętrznymi, np. uderzenie samolotu lub eksplozja.

Niezależność funkcjonalna

Niezależność funkcjonalna – dwa urządzenia lub układy uważa się za niezależne funkcjonalnie w odniesieniu do określonego zdarzenia, gdy jakiekolwiek zdarzenie wewnętrzne nie może spowodować jednoczesnego uszkodzenia obu tych urządzeń lub układów. Wymóg zapewnienia niezależności funkcjonalnej stosuje się zwłaszcza przy projektowaniu systemów i układów bezpieczeństwa, szczególnie odnosi się do funkcjonalnej niezależności systemu zabezpieczeń reaktora i systemu sterowania elektrowni jądrowej.

Przejście w stan bezpieczny po uszkodzeniu

„Stan bezpieczny po uszkodzeniu” to wymóg zaprojektowania elektrowni jądrowej w taki sposób, aby elementy istotne dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego w razie uszkodzenia przechodziły samoczynnie w stan bezpieczny, tj. taki, który jest korzystny dla zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego. Przykłady zastosowania tej zasady to: zrzut prętów bezpieczeństwa do rdzenia reaktora pod działaniem grawitacji w razie zaniku zasilania elektrycznego napędów (rys. 11) lub samoczynne zamknięcie/otwarcie zaworu (w zależności od tego, który stan jest stanem preferowanym z punktu widzenia bezpieczeństwa) pod działaniem sprężyn lub sprężonego czynnika.

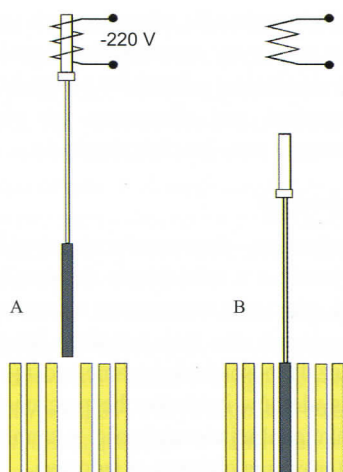
Stosowanie rozwiązań biernych

Niezawodność układów ważnych dla bezpieczeństwa elektrowni jądrowej – w tym zwłaszcza układów bezpieczeństwa – można znacznie zwiększyć przez stosowanie rozwiązań biernych, tzn. urządzeń działających samoczynnie – bez jakiejkolwiek ingerencji z zewnątrz (dostarczenie energii lub sterowanie) wykorzystujących siły i zjawiska naturalne takie jak: grawitacja, konwekcja naturalna, parowanie/skraplanie, energia sprężyn lub ciśnienie sprężonych gazów. Rozwiązania bierne są dość często stosowane w projektach nowoczesnych elektrowni jądrowych z reaktorami generacji III i III+.

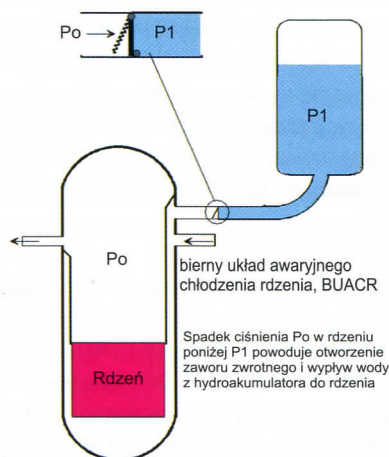
Przykłady zastosowania rozwiązań biernych zostały przedstawione na rysunkach 11–14, i tak:

- Na rysunku 11 pokazano samoczynny zrzut – pod działaniem siły grawitacji – do rdzenia reaktora prętów bezpieczeństwa, po zaniku zasilania elektrycznego ich napędów (jest tu jednocześnie zrealizowana zasada „stan bezpieczny po uszkodzeniu”).

- Na rysunku 12 przedstawiono zasadę działania podukładów biernego układu awaryjnego chłodzenia rdzenia (BUACR). Woda borowana w zbiornikach tego układu (hydroakumulatorach) znajduje się pod ciśnieniem poduszki sprężonego gazu (azotu), a każdy ze zbiorników (razem jest ich 4) jest połączony z reaktorem rurociągiem za pośrednictwem kłapy zwrotnej, która normalnie jest w położeniu zamkniętym, gdyż ciśnienie w reaktorze jest znacznie wyższe niż w zbiorniku BUACR. W razie spadku ciśnienia w reaktorze poniżej ciśnienia w zbiornikach BUACR (co miałoby miejsce przy dużym rozszczelnieniu obiegu chłodzenia reaktora i ucieczce chłodziwa) kłapa zwrotna pod wpływem różnicy ciśnień samoczynnie otwiera się i woda ze zbiorników BUACR dopływa do reaktora, uzupełniając zasób chłodziwa i zalewając rdzeń.



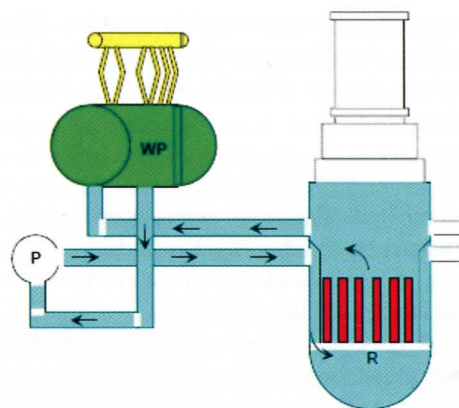
Rys. 11. Zastosowanie zasady „stan bezpieczny po uszkodzeniu”, z wykorzystaniem siły grawitacji – samoczynny zrzut prętów bezpieczeństwa do rdzenia po zaniku zasilania elektrycznego



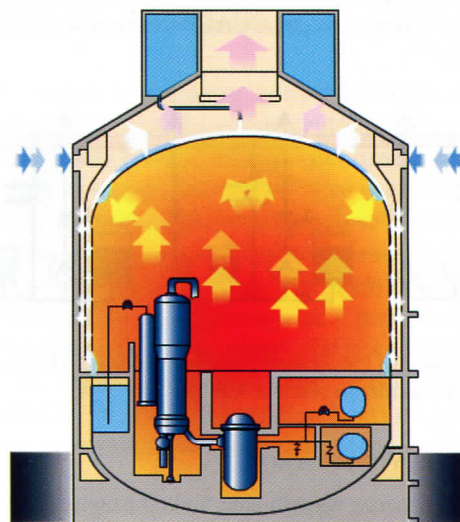
Rys. 12. Wykorzystanie energii sprężonego gazu i zastosowanie klap zwrotnych w BUACR

– Na rysunku 13 pokazano wykorzystanie konwekcji naturalnej do odprowadzania ciepła powyłączeniowego z rdzenia reaktora (gdy nie występuje rozszczelnienie obiegu). Wykorzystanie konwekcji naturalnej wymaga odpowiedniego zaprojektowania układu – przede wszystkim właściwej jego geometrii (zapewnienie odpowiedniej różnicy poziomów pomiędzy miejscem doprowadzania i odprowadzania ciepła, zminimalizowanie strat hydraulicznych, unikanie powstawania w obiegu „korków parowo-gazowych”).

– Na rysunku 14 przedstawiono zasadę całkowicie pasywnego chłodzenia obudowy bezpieczeństwa reaktora AP 1000, gdzie wykorzystano grawitację, konwekcję naturalną oraz zjawiska parowania wody i skraplania pary wodnej. Ciepło powyłączeniowe jest odbierane z reaktora przez parowanie wody i transportowanie do metalowej powierzchni wewnętrznej obudowy bezpieczeństwa przez konwekcję naturalną mieszaniny parowo-gazowej, jaka rozwija się wewnątrz tej obudowy. Para wodna skrapla się na ścianach obudowy i kondensat sływa z powrotem do studni reaktora. Stałowa obudowa bezpieczeństwa natomiast jest chłodzona w konwekcji



Rys. 13. Wykorzystanie konwekcji naturalnej w układzie chłodzenia reaktora (WWR) – odbiór ciepła powyłączeniowego



Rys. 14. Wykorzystanie siły grawitacji, konwekcji naturalnej i parowania/skraplania – pasywne chłodzenie obudowy bezpieczeństwa reaktora AP 1000 (Westinghouse)

naturalnej powietrzem dopływającym z zewnątrz. Dodatkowo odbiór ciepła jest zwiększany przez odparowanie warstewki wody doprowadzanej grawitacyjnie ze zbiornika umieszczonego na szczycie obudowy zewnętrznej (żelbetowej). Podgrzane powietrze z oparami wypływa kominem u szczytu obudowy, transportując tym samym ciepło powyłączeniowe do atmosfery.

¹⁾ Reaktywność to parametr fizyczny determinujący bilans neutronów w reaktorze i zmiany jego mocy.

²⁾ W przeciwieństwie do reaktorów typu RBMK z moderatorem grafitowym, chłodzonych wodą (takich jak były zainstalowane m.in. w Czarnobylu), które można było doprowadzić do stanu takiego, że wrzenie wody powodowało duży i niekontrolowany wzrost reaktywności.

³⁾ Ponieważ tzw. przekrój czynny na rozszczepienie, będący miarą prawdopodobieństwa rozszczepienia jądra izotopu rozszczepialnego jest odwrotnie proporcjonalny do prędkości neutronu.

⁴⁾ W reaktorach wodnociśnieniowych konstrukcji zachodniej (PWR) zwykle stosuje się układy poczwórne – redundancja „4x”.