

Energetyka jądrowa, zagrożenia, zabezpieczenia

Nuclear energy, threats, security

Wojciech Kramarek^{*}

Słowa kluczowe: Reaktory nuklearne, reaktory uranowe i torowe, bezpieczeństwo, systemy bezpieczeństwa pasywne i aktywne, normowanie europejskie i światowe

Streszczenie

Bezpieczeństwo energetyki jądrowej jest oceniane przez trzy parametry: możliwość poważnych awarii z powodów technicznych oraz z powodu działalności ludzkiej, wytwarzanie odpadów radioaktywnych, niebezpieczeństwo rozprzestrzeniania broni jądrowych. Każda maszyna (obiekt) lub instalacja przemysłowa jest wyposażona w układ sterowania technologicznego (BPCS - Basic Process Control System) pozwalający na jej normalną pracę. Ponadto obiekt musi być wyposażony w układ sterowania odpowiedzialny za bezpieczeństwo (SIS, Safety Instrumented Systems), który odpowiada za bezpieczne zachowanie obiektu nawet w sytuacjach awaryjnych. Zadaniem systemów bezpieczeństwa jest eliminowanie możliwości powstania niebezpiecznych sytuacji oraz w przypadku ich zaistnienia kontrola powstałego hazardu i ryzyka. Ocena bezpieczeństwa projektu elektrowni jądrowej oraz wyrażenie zgody na jej pracę należy do obowiązków właściwych krajowych rządowych agencji. Chociaż elektrownie jądrowe są tak projektowane, aby były bezpieczne w czasie pracy oraz w przypadku awarii, nie można wykluczyć powstania sytuacji niebezpiecznych. Agencje rządowe są odpowiedzialne za zapewnienie warunków bezpiecznej pracy elektrowni oraz podejmowanie działań minimalizujących radiologiczne skutki możliwego sabotażu. Zacytowane przepisy dotyczą szczególnie obiektów energetyki jądrowej jako obiektów stwarzających duże zagrożenia..

Keywords: Nuclear reactors, uranium and thorium reactors, safety, active and passive safety systems, European and world standards

Abstract

The safety of nuclear energy is assessed based on three parameters: the potential for serious accidents due to technical reasons and human activity, the generation of radioactive waste, danger of nuclear proliferation. Each machine (facility) or industrial installation is equipped with a technological control system (BPCS - Basic Process Control System) enabling its normal operation. Furthermore, the facility must be equipped with a safety control system (SIS, Safety Instrumented Systems), which ensures the facility's safe operation even in emergency situations. The purpose of safety systems is to eliminate the possibility of hazardous situations and, if they do occur, to control the resulting hazards and risks. Assessing the safety of a nuclear power plant design project and authorizing its operation is the responsibility of the relevant national government agencies. Although nuclear power plants are designed to be safe during operation and in the event of a failure, the occurrence of dangerous situations cannot be ruled out. Government agencies are responsible for ensuring safe operation of power plants and taking measures to minimize the radiological consequences of possible sabotage. The regulations quoted above apply particularly to nuclear power plants as they pose a high risk.

Akta prawne związane z bezpieczeństwem przemysłu nuklearnego

Lata 40. i 50. XX wieku to okres intensywnych badań w dziedzinie fizyki jądrowej, których celem było wyprodukowanie broni atomowej i wodorowej. Po osiągnięciu celu militarnego nastąpił rozkwit badań nad dalszym wykorzystaniem atomu. W 1957 r. ONZ, zdając sobie sprawę z istniejących zagrożeń wynikających z rozwoju atomistyki, w szczególności w odpowiedzi na rosnące obawy społeczności międzynarodowej dotyczące broni jądrowej, powołało Międzynarodową Agencję Energii Atomowej, MAEA, (International Atomic Energy Agency, IAEA).

Agencja została powołana w celu popierania prac nad praktycznym zastosowaniem energii jądrowej. Organizacja podlega zarówno Zgromadzeniu Ogólnemu, jak i Radzie Bezpieczeństwa Organizacji Narodów Zjednoczonych, a jej siedziba mieści się w Biurze ONZ w Wiedniu w Austrii.



Rys.1. Głowica nuklearna Nuclear warhead [11]

Fig.1. Nuclear warhead [11]

^{*} Wojciech Kramarek, Państwowa Akademia Nauk Stosowanych Im. Ignacego Mościckiego w Ciechanowie, e-mail: wojciech.kramarek@gmail.com

Zgodnie z Artykułem II Statutu MAEA : „Agencja będzie dążyć do przyspieszenia i zwiększenia wkładu energii atomowej w pokój, zdrowie i dobrobyt na całym świecie. Zapewni, w miarę swoich możliwości, że pomoc udzielona przez nią lub na jej prośbę lub pod jej nadzorem lub kontrolą nie będzie wykorzystywana w sposób, który będzie służył jakimkolwiek celom wojskowym”.

Obowiązkiem tego organu jest uświadamianie społeczeństw i wdrażanie rozwiązań dotyczących energii atomowej oraz prowadzenie badań w tej dziedzinie.

MAEA swoim zasięgiem działania obejmuje wszystkie kraje członkowskie na kuli ziemskiej Obecnie 180 krajów członkowskich (stan na 15 listopada 2024 r.).

MAEA ma trzy główne misje:

- promowanie pokojowego wykorzystania energii jądrowej przez państwa członkowskie,
- wdrażanie zabezpieczeń w celu weryfikacji, czy energia jądrowa nie jest wykorzystywana do celów wojskowych,
- promowanie wysokich standardów bezpieczeństwa jądrowego.

Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej (IAEA) ma uprawnienia do monitorowania programów nuklearnych i inspekcji obiektów jądrowych we wszystkich krajach członkowskich.

W Europie jednostką wiodącą w zagadnieniach energetyki jądrowej jest Euroatom.

Europejska Wspólnota Energii Atomowej EURATOM to jedna z dwóch Wspólnot Europejskich. Została powołana 25 marca 1957 r. na mocy Traktatu Rzymskiego do koordynacji programów naukowych państw członkowskich, w celu pokojowego wykorzystania energii jądrowej. Generalnym celem traktatu ustanawiającego Euratom było wsparcie rozwoju europejskiej energetyki atomowej, przy utrzymaniu wysokich standardów bezpieczeństwa w tej dziedzinie. Celem traktatu jest również zapewnienie niezbędnych dostaw materiałów radioaktywnych dla państw członkowskich oraz prowadzenie wspólnych badań nad wykorzystaniem energii atomowej dla celów pokojowych. Traktat Euratomu nie objął zagadnień dotyczących bezpieczeństwa instalacji nuklearnych. To zagadnienie zarezerwowano dla państw członkowskich w ramach ich systemów prawnych.

W Polsce instytucją nadzorującą przestrzeganie Prawa Atomowego przez każdego użytkownika instalacji jądrowych jest Państwowa Agencja Atomistyki (PAA), która jest urzędem państwowego dozoru jądrowego. Misją Agencji jest ochrona ludzi i środowiska.

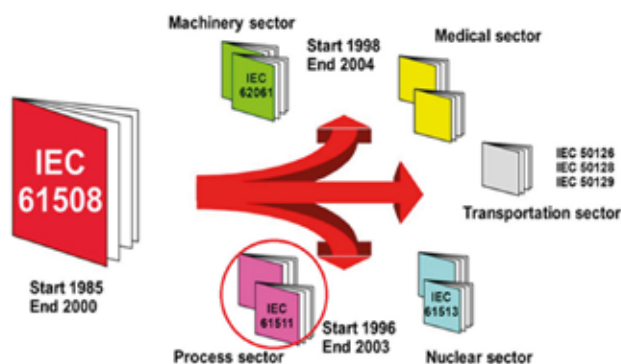
PAA określa wymogi bezpieczeństwa, weryfikuje ich spełnianie, wydaje stosowne zezwolenia, a następnie prowadzi kontrolę obiektów i działalności związanej z wykorzystywaniem promieniowania jonizującego. PAA posiada ustawowe prawo stosowania sankcji, w przypadku naruszeń przepisów bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, włącznie z nakazaniem wyłączenia obiektu niebezpiecznego. Krajowy regulator jest odpowiedzialny za zapewnienie, że elektrownie są obsługiwane bezpiecznie przez licencjobiorcę i że projekt budowy elektrowni jest przez niego zatwierdzony.

Zgodnie z rozporządzeniem Ministra Rozwoju z dnia 20 maja 2016 r. w sprawie warunków technicznych dozoru technicznego dla urządzeń technicznych lub urządzeń podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej, nadzór nad elektrowniami jądrowymi sprawować będzie także Urząd Dozoru Technicznego. UDT ma obowiązek zatwierdzania dokumentacji konstrukcyjnej oraz zastosowanych materiałów a także technologię wytwarzania, napraw i modernizacji urządzeń podlegających dozorowi technicznemu. Urząd będzie prowadził również inspekcje dozоровe w obiektach jądrowych i u wytwórców urządzeń, a także wydawać polecenia związane z wynikami kontroli i egzekwować ich wypełnienie.

Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej (MAEA) w 2007 r. opracowała dokument „Milestones in the Development of a National

Infrastructure for Nuclear Power”. Jest to publikacja będąca przewodnikiem dla krajów rozważających rozwój programu energetyki jądrowej. Dokument ten opisuje etapy, które państwo powinno osiągnąć na drodze do zbudowania wystarczającej i bezpiecznej infrastruktury dla energetyki jądrowej.

W Unii Europejskiej wiodącymi aktami prawnymi, związanymi z energetyką jądrową jest Dyrektywa Rady 2009/7/Euroatom z dnia 25 czerwca 2009 r., ustanawiająca wspólnotowe ramy bezpieczeństwa jądrowego obiektów jądrowych. Zaliczamy tutaj także dwie normy: EN 61511 – dotycząca bezpieczeństwa procesów oraz EN 61513 – norma sektorowa do stosowania w energetyce jądrowej dotycząca bezpieczeństwa. Obydwie te normy opierają się na starszej o kilkanaście lat normie EN 61508, będącej materiałem wyjściowym dotyczącym systemów sterowania i nadzoru odpowiedzialnych za bezpieczeństwo.



Rys. 2. Główne akty prawne związane z bezpieczeństwem obowiązujące w EU [16]
Fig. 2. The main security-related legal acts in force in the EU [16]

Zgodnie z przepisami krajów członkowskich ONZ „za bezpieczne funkcjonowanie obiektu nuklearnego w każdej fazie cyklu życia, podstawowa odpowiedzialność spada na operatora.



Rys.3. Dwa reaktory jądrowe w elektrowni TVA Watts Bar w hrabstwie Rhea w stanie Tennessee, USA [6]

Fig.3. Two nuclear reactors at power plant TVA Watts Bar, county Rhea, Tennessee state, USA [6]

Zastosowania energetyki jądrowej

Reaktory nuklearne stosowane są do:

- wytwarzania energii elektrycznej,
- napędu okrętów wojennych i statków cywilnych,
- wytwarzania energii cieplnej,
- produkcji paliwa jądrowego (w postaci plutonu – ²³⁹Pu) do celów militarnych,
- produkcji izotopów radioaktywnych (np. mających zastosowanie w medycynie),
- eksperymentów naukowych w fizyce, biologii itd..



Rys.4. Łódź podwodna z napędem atomowym [4]
Fig.4.Nuclear submarine [4]



Rys.5. Zastosowanie izotopów w medycynie [12]
Fig.5.The use of isotopes in medicine [12]

Wielowarstwowe poziomy zabezpieczeń

Ponieważ zastosowane w reaktorach nuklearnych zabezpieczenia techniczne, aczkolwiek niezwykle rozbudowane, nie gwarantują absolutnego bezpieczeństwa, w procesach stwarzających zagrożenia dla społeczności lokalnych wymagane jest stosowanie wielowarstwowych poziomów zabezpieczeń. Jeden poziom zabezpieczeń nie daje gwarancji zapewnienia bezpieczeństwa procesowi lub personelowi, jeśli pojawia się niebezpieczny incydent. Z tego powodu bezpieczeństwo trzeba zapewnić na wielu poziomach zabezpieczeń. Jeśli, pomimo zastosowanych zabezpieczeń nastąpiła katastrofa, wówczas należy rozpocząć realizację planu zachowań awaryjnych na terenie zakładu oraz poza terenem a także podjąć działania minimalizujące powstałe straty. Jest to tzw. podejście „obrony w głąb”, z wieloma systemami bezpieczeństwa uzupełniającymi naturalne zachowania reaktora. nuklearnego



Rys. 6. Wielopoziomowy system zabezpieczeń[17]
Fig.6.Multilevel safety system [17]

Kluczowe aspekty podejścia to:

- wysokiej jakości przemysłowy, oparty o sprawdzone cyfrowe i laboratoryjne rozwiązania projekt,
- rygorystycznie nadzorowane wykonanie, potwierdzone w próbach walidacyjnych,
- techniczne układy bezpieczeństwa zapobiegające zakłóceniom w działaniu reaktora lub awariom i błędom ludzkim, które mogą przerodzić się w problemy,
- kompleksowy monitoring i regularne testy bezpieczeństwa, mające na celu wykrycie usterek sprzętu, programu lub błędów operatora,
- nadmiarowe i różnorodne systemy kontrolujące możliwe miejsca uszkodzeń w obiekcie reaktora, szczególnie podatne na wycieki substancji radioaktywnych,
- rozwiązania mające na celu ograniczenie skutków poważnych uszkodzeń do obiektu elektrowni (w systemie sterowania ilością neutronów w reaktorze, w obiegu chłodzenia lub jakiegokolwiek innego problemu technicznego).

Opracowane przez IAEA normy bezpieczeństwa nr SSR-4, (Bezpieczeństwo obiektów cyklu paliwowego jądrowego), mają za zadanie dostarczenie praktycznych informacji na temat przeprowadzania okresowego przeglądu bezpieczeństwa reaktorów nuklearnych przez użytkownika. Normy obejmują planowanie i przygotowanie okresowego przeglądu bezpieczeństwa, stosowanie podejścia stopniowanego, przegląd czynników bezpieczeństwa, globalną ocenę bezpieczeństwa obiektu i opracowanie planu wdrożenia, w celu uwzględnienia ustaleń okresowego przeglądu.

Do kolejnego poziomu zabezpieczeń przedstawionego na rys.6. są zaliczane te urządzenia, które nie potrafią zatrzymać rozwoju sytuacji awaryjnych, ale mogą ograniczyć ich skutki. Po zadziałaniu tych elementów na ogół są potrzebne działania serwisowe lub wymiana pewnych elementów, niemożliwy jest szybki powrót typu reset do sytuacji wyjściowej.

Następny poziom zabezpieczeń który powinien zadziałać po zaistnieniu awarii, to układy gaśnicze, zraszacze, kurtyny wodne itp.. Zaliczają się tutaj również systemy ostrzegawcze i alarmowe, służą bezpieczeństwu, tamy, sadzawki bezpieczeństwa, do których mają spływać ciecze z uszkodzonego obiektu. Ten poziom zabezpieczeń nie zapobiega powstawaniu awarii, ma tylko minimalizować jej skutki.

Ostatni poziom zabezpieczeń dotyczy działań ratowniczych prowadzonych przez służby zakładowe oraz służby lokalne pozakładowe. W obiektach procesowych wymagane jest istnienie służb awaryjnych.



Rys.7. Specjalistyczna grupa ratownicza[7]
Fig.7.Specialized rescue team [7]

Właściwe przygotowanie służb awaryjnych, opracowanie szybkiej i precyzyjnej informacji o miejscu i zakresie wystąpienia katastrofy przemysłowej, to przedsięwzięcia sprzyjające zmniejszaniu zagrożeń oraz minimalizujące skutki. Do tych służb zaliczane są służby przeciwpożarowe, chemiczne, medyczne, sanitarne. Jednostki takie muszą istnieć w strukturze zakładu, muszą mieć

opracowane procedury postępowania w sytuacjach awaryjnych. Poprawność działania tych służb, stopień przygotowania personelu, szybkość działania zadecyduje o poprawności działań ratowniczych.

Uproszczona zasada działania elektrowni jądrowej

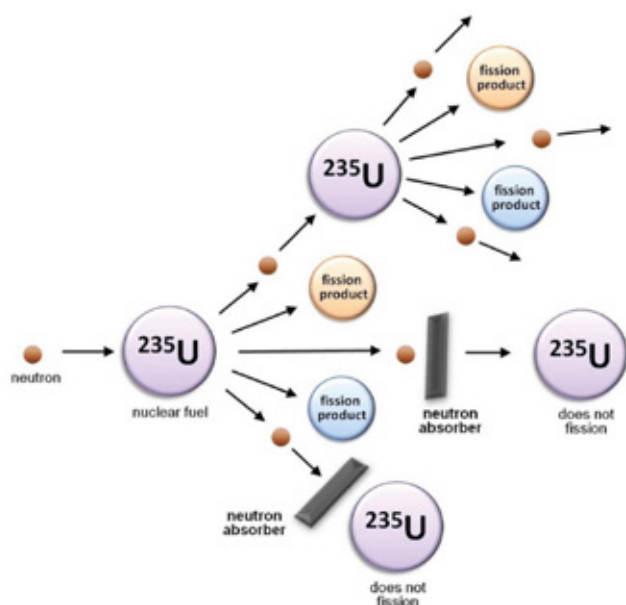
Rozważania przedstawione w artykule dotyczą reaktorów drugiej i trzeciej generacji, stosujących uran jako paliwo, nie dotyczą projektowanych i budowanych nowoczesnych reaktorów IV generacji, występujących w wielu wariantach konstrukcyjnych..

Uproszczona zasada działania elektrowni jądrowej jest przedstawiona poniżej.

Energia jądrowa powstaje, gdy atomy paliwa rozszczepialnego (materiału radioaktywnego, uranu lub plutonu) są rozdzielane wskutek wychwytu neutronu w procesie zwanym rozszczepieniem. Samo rozszczepienie jest procesem, w którym ciężkie jądro atomowe ulega podziałowi na dwa lżejsze fragmenty, czemu towarzyszy emisja neutronów oraz, zgodnie z zasadą defektu masy, uwolnienie ogromnej ilości energii w postaci ciepła.

Jeśli stosunek liczby neutronów w $i+1$ pokoleniu rozszczepienia do liczby neutronów w i -tym pokoleniu rozszczepienia wynosi przynajmniej 1, to mówimy wtedy o reakcji łańcuchowej. Warunkiem podtrzymania reakcji łańcuchowej jest, aby współczynnik powielania był zbliżony do 1.

Wyemitowane neutrony mogą spowodować rozszczepienie kolejnych jąder.

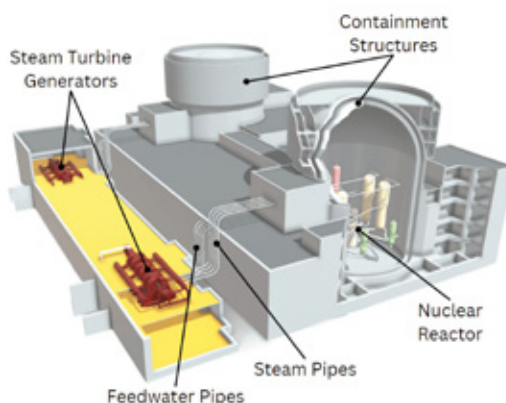
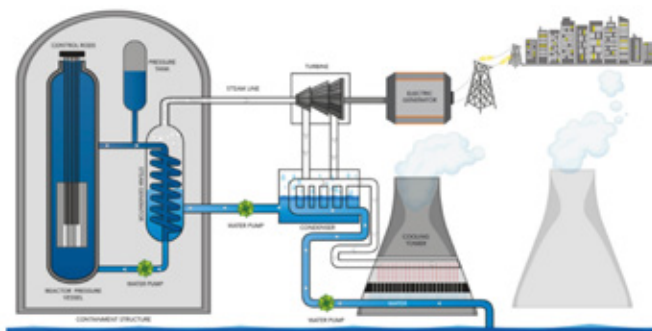


Rys. 8. Schemat kontrolowanej reakcji rozszczepienia uranu-235 w reaktorze jądrowym[13]

Fig.8. Diagram of a controlled fission reaction of uranium-235 in nuclear reactor [13]

Ciepło odbierane przez chłodziwo reaktora, w obecnych rozwiązaniach technicznych, służy do wytworzenia pary, która jest wykorzystywana do napędu turbin parowych napędzających generatory energii elektrycznej. Rozważane jest obecnie wykorzystywanie tego wytworzonego ciepła w nowoczesnych reaktorach IV generacji do prowadzenia pewnych procesów technologicznych (np. odsalanie wody, produkcja zielonego wodoru, itp.).

Do materiałów radioaktywnych, znajdujących się w elektrowniach jądrowych, zalicza się paliwo uranowe wzbogacone, pluton, odpady niskoaktywne i zużyte paliwo jądrowe.



Rys.9. Elementy elektrowni jądrowej[3]

Fig.9. Elements of nuclear power plant [3]

Funkcje decydujące o pracy reaktora

Podstawowe funkcje wpływające na bezpieczną pracę reaktora jądrowego są następujące:

1. sterowanie reaktywnością (ilością wytwarzanych neutronów) od której zależy moc reaktora,
2. odprowadzanie ciepła od elementów paliwowych reaktora w czasie normalnej pracy oraz po zatrzymaniu reaktora,
3. zatrzymywanie substancji promieniotwórczych:
 - » ograniczanie i kontrolowanie ich uwolnień do środowiska w stanach normalnej eksploatacji,
 - » ograniczanie uwolnień substancji promieniotwórczych podczas awarii reaktora.

Reaktywność reaktora jest miarą stopnia zmian mocy reaktora jądrowego. Reaktywność większa od zera oznacza wzrost mocy. Reaktywność mniejsza od zera oznacza spadek mocy..

W reaktorze w czasie pracy wyróżniamy stany:

- podkrytyczny,
- krytyczny
- nadkrytyczny.

Jeżeli w reaktorze liczba rozszczepień atomów paliwa zmniejsza się w czasie to reakcja wygasa. Stan taki nazywamy stanem podkrytycznym.

Stan krytyczny to stan reaktora jądrowego, w którym liczba neutronów powstających w reaktorze w jednostce czasu, w wyniku rozszczepień jąder paliwa, jest równa dokładnie liczbie neutronów traconych w tym samym czasie wskutek ich pochłaniania przez elementy paliwowe, pręty kontrolne i elementy konstrukcyjne reaktora. W stanie krytycznym reakcja rozszczepienia przebiega jako samopodtrzymująca się reakcja, która może przebiegać z dowolną i stałą szybkością. Moc cieplna wytwarzana w rdzeniu jest wówczas stała w czasie.

Jeżeli liczba rozszczepień wzrasta, reaktor jest w stanie nadkrytycznym. Wzrastająca w czasie liczba neutronów i narastająca moc reaktora nie może doprowadzić do wybuchu atomowego, ze względu

na zbyt niski procent uranu U-235 w paliwie. W większości reaktorów udział U-235 nie przekracza 5% , w bombie atomowej udział musi być powyżej 90 %.

Stan nadkrytyczny występujący w dłuższym przedziale czasu może doprowadzić do przegrzania rdzenia atomowego i do jego stopienia. Najczęściej stopienie rdzenia wystąpi, gdy ciepło generowane w reaktorze nie zostaje odprowadzone przez układ chłodzenia i w przynajmniej jednym elemencie paliwowym reaktora temperatura osiągnie temperaturę topnienia. Stopienie rdzenia może wystąpić również po wyłączeniu reaktora, przy niedostatecznym chłodzeniu, z uwagi na ciepło powyłłączeniowe, powstające w reaktorze po jego wyłączeniu.

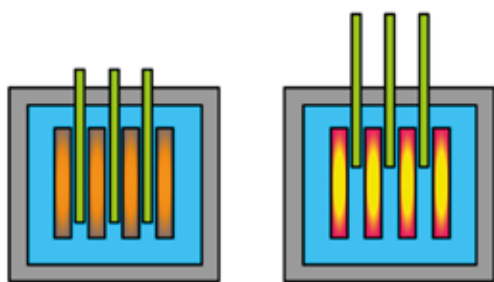
Po osiągnięciu wymaganej mocy reaktor pracuje w stanie zbliżonym do krytycznego. W czasie pracy reaktora gromadzą się w nim produkty rozszczepienia pochłaniające neutrony, zwane truciznami reaktorowymi. Najsilniejszą krótkotrwałą trucizną reaktorową, powstającą w wyniku rozszczepienia jąder atomowych, jest ksenon-135, efekty nim wywołane określane są jako zatrucie ksenonowe. Zatrucie to pochłania część wytwarzanych neutronów spowalniając proces rozszczepienia atomów i obniżając moc cieplną reaktora.

Sterowanie reaktywnością reaktora

Do kontrolowania ilości powstających neutronów w czasie procesu rozszczepienia atomów paliwa, a tym samym szybkości rozszczepienia paliwa jądrowego i jego mocy, służą pręty kontrolne. Pręty kontrolne umieszczone w rdzeniu reaktora pomiędzy prętami paliwowymi są wykonane z takich materiałów jak bor , kadm, srebro , hafn lub ind , które są zdolne do pochłaniania dużej ilości neutronów. Ilość pochłanianych neutronów zależy od położenia prętów kontrolnych w rdzeniu. Możliwa jest zmiana położenia prętów sterujących w rdzeniu, przy wykorzystaniu odpowiedniego układu sterowania ich położeniem. Najczęściej w tym celu używane są serwonapędy elektrohydrauliczne lub elektryczne. Zmiana położenia prętów w rdzeniu kontroluje szybkość reakcji łańcuchowej , a tym samym moc cieplną reaktora,

Każdy typ reaktora może wykorzystywać różne materiały prętów sterujących, w zależności od widma energetycznego (prędkości) jego neutronów.

Jeśli pręt zostanie wsunięty w kierunku rdzenia liczba neutronów zmniejsza się a z nią moc wyjściowa, a reaktor jest poniżej krytyczności. Odwrotna sytuacja ma miejsce, jeśli pręty zostaną nieznacznie wyciągnięte, gdy rozszczepienie przekroczy krytyczność. (rys. 10)



Rys. 10. Schemat zależności mocy cieplnej reaktora od położenia prętów sterujących: pręty sterujące (zaznaczone na zielono) wprowadzone w rdzeń reaktora – mała moc, pręty wysunięte z rdzenia-duża moc[16]

Fig.10. Diagram showing the relationship between reactor thermal power and control rod position: control rods (marked in green) inserted into the reactor core – low power; rods withdrawn from the core – high power [16]

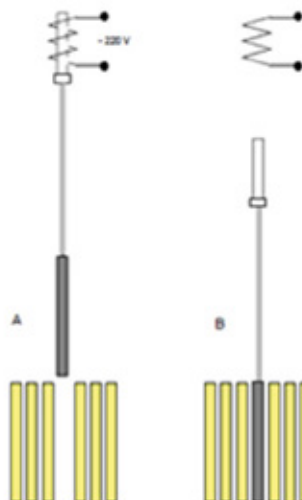
Zazwyczaj reaktor jest wyposażony w trzy rodzaje prętów o różnych celach: (1) pręty bezpieczeństwa do uruchamiania i wyłączania reaktora, (2) pręty regulacyjne do dostosowywania mocy reaktora do zapotrzebowania i (3) pręty podkładowe do kompensacji zmian reaktywności, w miarę wyczerpywania się paliwa w wyniku rozszczepienia i wychwytu neutronów.



Rys.11. Zespół pręta sterującego do reaktora PWR, nad elementem paliwowym [14]

Fig.11. Control rods of nuclear reactor [14]

Układ sterujący reaktora musi pracować w oparciu o algorytm wiążący przemieszczenie prętów regulacyjnych z jego reaktywnością . Zbyt duże zwiększenie reaktywności reaktora może doprowadzić do zbliżenia się bądź przekroczenia stanu natychmiastowo krytycznego, co prowadzi do gwałtownego zwiększenia mocy reaktora. Zdarzenia takie, nazywane incydentami krytyczności, mogą prowadzić do zniszczenia reaktora. W większości rozwiązań reaktorów pręty kontrolne są połączone z mechanizmem zmiany ich położenia elektromagnesami. W przypadku awarii i wzrostu temperatury rdzenia reaktora powyżej temperatur krytycznych, pręty bezpieczeństwa samoczynnie opadają grawitacyjnie wygaszając reakcję łańcuchową.



Rys. 12. Przykład "fail-safe" układu awaryjnego zatrzymywania reaktora jądrowego[16]

Fig.12. An example of fail – safe nuclear emergency system [16]

Bezpieczeństwa reaktora nie można opierać tylko na prętach kontrolnych, które w pewnych sytuacjach mogą zawieść. Inne sposoby kontrolowania reaktywności obejmują (w przypadku najczęściej stosowanych reaktorów PWR – pressurized water reactors) rozpuszczalny pochłaniacz neutronów, najczęściej kwas borowy, dodawany do chłodziwa reaktora. To chemiczne rozwiązanie, wraz z zastosowaniem trucizn neutronowych w tabletkach paliwowych, jest używane do wspomagania regulacji długoterminowej reaktywności rdzenia. Do szybkich zmian mocy reaktora (np. wyłączanie i uruchamianie) w tych rozwiązaniach służą pręty kontrolne.

Operatorzy reaktorów LWR (light water reactors) mogą również wykorzystać zmianę natężenia przepływu chłodziwa przez rdzeń do kontrolowania reaktywności. Jest to możliwe przez zmianę prędkości obrotowej wirników pomp recyrkulacyjnych reaktora lub zmianę ciśnienia w tym obiegu.

W przypadku reaktorów BWR (boiling water reactors) zwiększenie przepływu chłodziwa przez rdzeń poprawia usuwanie pęcherzyków

powstaje para, zwiększając w ten sposób gęstość chłodziwa/ moderatora, zmieniając prędkość neutronów, w rezultacie zwiększając moc.

Układ sterujący reaktora nie może spowodować wzrostu reaktywności (mocy reaktora) podczas oddziaływania zakłóceń na układ w czasie normalnej pracy. Układ sterujący nie może również dopuścić do niekontrolowanego wzrostu mocy reaktora w stanach awaryjnych.

Reaktory jądrowe zazwyczaj mają automatyczne i ręczne systemy do awaryjnego wyłączania reaktora. W sytuacjach wystąpienia niebezpiecznych warunków pracy reaktora systemy te wprowadzają pręty awaryjne do rdzenia reaktora lub/i duże ilości trucizny neutronowej (często boru w postaci kwasu borowego) do chłodziwa reaktora, aby zatrzymać reakcję rozszczepienia,

Odprowadzanie ciepła od reaktora

Problemem bardzo istotnym w energetyce jądrowej jest zagadnienie odbioru ciepła od rdzenia reaktora (dokładnie od elementów paliwowych). Zdecydowana większość obecnie pracujących stacjonarnych reaktorów przemysłowych oraz reaktorów stosowanych na okrętach używa wody jako chłodziwa. (reaktory LWR – light water reactors). Mamy również do czynienia ze stosunkowo niewielką liczebnie grupą reaktorów stosujących gaz (hel, dwutlenek węgla) jako chłodziwo oraz jeszcze mniej liczebną grupą stosującą metale (sód, bizmut, ołów) jako czynnik chłodzący.

W nowoczesnych elektrowniach jądrowych grzanie elementów paliwowych jest bardzo intensywne (do kilkuset Wat na 1cm długości pręta paliwowego). Wytworzone ciepło jest wykorzystywane najczęściej do produkcji pary wodnej lub podgrzania gazu czyli czynników stosowanych do napędów turbogeneratorów lub jako ciepło technologiczne w przemyśle chemicznym (pierwsze próby zastosowań).

W reaktorze jest wytwarzane ciepło nie tylko w czasie jego normalnej pracy ale również po jego zatrzymaniu. Po zatrzymaniu reaktora powstaje ciepło powyłłączeniowe, związane głównie z emisją promieniowania z rozpadów promieniotwórczych fragmentów rozszczepienia. Ciepło to stanowi ułamek procenta mocy cieplnej reaktora. Odniesione do zazwyczaj dużej mocy reaktora, stanowi znaczącą moc mogącą doprowadzić do przegrzania i stopienia elementów paliwowych.

W razie braku odbioru ciepła, paliwo może ulec przegrzaniu i uszkodzeniu, a zawarte w nim produkty rozszczepienia mogą wydostać się poza koszulki paliwowe i przeniknąć do chłodziwa.

Konieczność odbioru tego ciepła, nawet przy zatrzymanej pracy reaktora, stanowi jeden z głównych problemów energetyki jądrowej.

Pierwszym zadaniem układu sterującego reaktorem, w przypadku powstania informacji o dowolnej nieprawidłowej pracy, jest przerwanie reakcji rozszczepienia. System awaryjnego zatrzymania reaktora działa przez wprowadzenie do rdzenia prętów bezpieczeństwa wykonanych z borazonu, spust wody w celu przyspieszenia neutronów, wprowadzenie boraksu do obiegu chłodzącego, itp..

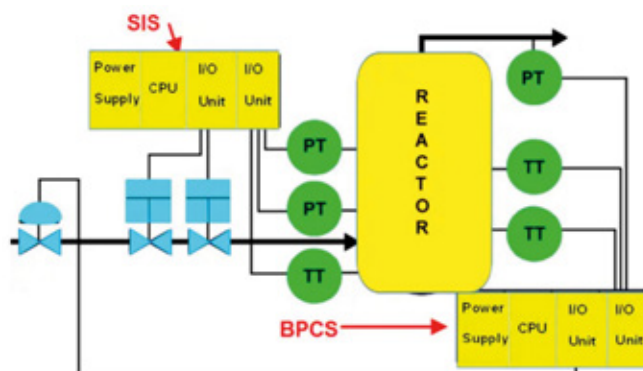
Zatrzymanie reaktora zmniejsza ilość wytwarzanego ciepła, ale ciągle wytwarzane jest ciepło powyłłączeniowe. Trzeba zaznaczyć, że w wyniku przegrzania rdzenia nie istnieje niebezpieczeństwo wybuchu jądrowego z powodu niskiego wzbogacenia paliwa rozszczepialnego.

Problemem podstawowym we wszystkich typach reaktorów jest zagwarantowanie odbioru ciepła od rdzenia po wyłączeniu pracy reaktora. Układy sterowania reaktora muszą wypełniać swoje zadania bezpieczeństwa czyli odpowiadają za ciągłe pokrycie rdzenia wodą (w reaktorach wodnych) i chłodzenie bez względu na możliwy rodzaj awarii. Awarią może być utrata zasilania elektrycznego z sieci energetycznej prowadząca do zatrzymania układów niezbędnych do prawidłowej pracy reaktora (silników elektrycznych napędzających pompy chłodziwa, zaworów, itp.). Awarią może być uszkodzenie pomp, zaworów i innych elementów obiegu chłodzącego a nawet rozszczelnienie obiegu pierwotnego lub wtórnego i utrata czynnika chłodzącego rdzeń reaktora.

Największe zagrożenie dla reaktora stwarzają awarie związane z rozszczelnieniem obiegu pierwotnego. Woda (w reaktorach wodnych) pod ciśnieniem 15 MPa i o temperaturze około 330 C po rozszczelnieniu obiegu gwałtownie rozpręża się do ciśnienia atmosferycznego i ulega odparowaniu. Sytuacja taka prowadzi do osuszenia rdzenia reaktora, w którym proces odparowywania wody jest bardzo intensywny. Brak wody w rdzeniu prowadzi do stopienia koszulek ochronnych paliwa oraz samego paliwa. Jediną ochroną pozostaje wówczas stalowa obudowa rdzenia oraz żelbetonowa obudowa bezpieczeństwa.

Układy odpowiedzialne za bezpieczeństwo reaktora

Każdy rozbudowany obiekt techniczny musi być wyposażony w układ sterowania technologicznego nazywany BPCS (Basic Process Control System) umożliwiający jego normalną pracę i osiąganie wymaganych parametrów procesu. Zgodnie z obowiązującymi aktami prawnymi musi być także wyposażony w układ sterowania, odpowiedzialny za bezpieczeństwo. Zadaniem systemów bezpieczeństwa, określanych najczęściej jako ang. Safety Instrumented Systems, SIS, (emergency system, lockdown system), jest eliminowanie możliwości powstania niebezpiecznych sytuacji oraz w przypadku ich zaistnienia kontrola powstałego hazardu i ryzyka.



Rys.13. Dualny system sterowania złożony z BPCS oraz SIS[16]

Fig.13. Dual control system consisting of BPCS and SIS [16]

Projekt układu sterującego odpowiedzialnego za bezpieczeństwo systemu zgodnie z obowiązującymi przepisami musi być poprzedzony analizą ryzyka związanego z projektowanym obiektem. Zidentyfikowane ryzyko wymaga rozwiązań, które ograniczają ryzyko do poziomu akceptowalnego. Nie wolno wprowadzić do użytkowania obiektów, które stwarzają ryzyko większe od ryzyka akceptowalnego.

Nie wszystkie systemy sterujące odpowiedzialne za bezpieczeństwo maszyn i instalacji zapewniają taki sam poziom bezpieczeństwa. Pewne grupy układów zapewniają wykonywanie poleceń związanych z powstającymi zagrożeniami tylko w przypadku prawidłowego działania wszystkich elementów składowych układu sterującego. Układy te są nieodporne na błędy elementów. Istnieją także grupy układów sterujących, które potrafią realizować funkcje bezpieczeństwa nawet w przypadku pojawienia się uszkodzeń elementów tworzących system.

Zagadnienia bezpieczeństwa instalacji procesowych są objęte normami IEC 61508 oraz IEC 61511. Normy te definiują wymagany stopień ograniczenia ryzyka oraz zdolność systemu do ograniczania ryzyka (niezawodność układów sterujących do wykonywania poleceń związanych z bezpieczeństwem) przez podanie parametru SIL (ang. Safety Integrity Level) nazywanego poziomem nienaruszalności bezpieczeństwa. Poziom nienaruszalności bezpieczeństwa jest zdefiniowany jako prawdopodobieństwo, że system związany z bezpieczeństwem wykona w sposób zadowalający wymagane funkcje bezpieczeństwa we wszystkich określonych warunkach

i w określonym przedziale. Norma definiuje cztery poziomy SIL. Poziom SIL 1 daje najmniejsze gwarancje poprawnego zachowania układu sterującego w warunkach przywołania funkcji bezpieczeństwa, natomiast SIL 4 daje najwyższe gwarancje zadziałania.

W zależności od potencjalnych zagrożeń tworzonych przez pracujący obiekt wymagane jest zaprojektowanie układów sterujących o odpowiednim poziomie SIL.

Poziom SIL 1 zapewnia umiarkowane zabezpieczenie urządzeń i procesów.

Poziom SIL 2 daje zabezpieczenie sprzętu i produkcji oraz zapewnia umiarkowany poziom ochrony zdrowia pracowników.

Układy o poziomie SIL 3 gwarantują ochronę przed umiarkowanymi zagrożeniami dla pracowników i społeczności lokalnej.

Systemy o poziomie SIL 4 zapewniają ochronę zakładu oraz stwarzają ochronę przed katastroficznymi zagrożeniami dla społeczności lokalnej.

Im wyższe ryzyko wypadku oraz jego konsekwencji tym musi być wyższy wytworzony poziom SIL systemu bezpieczeństwa. W energetyce jądrowej zagrożenie tworzone przez elektrownię zarówno na terenie zakładu jak i dla społeczności lokalnej jest maksymalne. Z tego powodu systemy sterujące elektrowni jądrowych muszą reprezentować poziom bezpieczeństwa SIL 4.

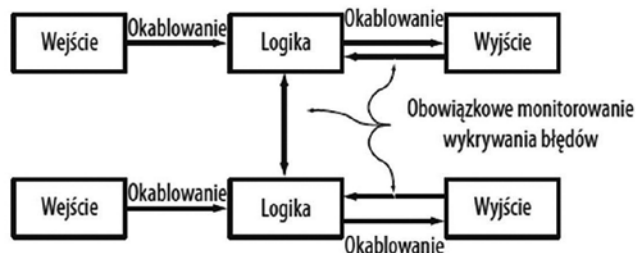
Na uzyskany poziom nienaruszalności bezpieczeństwa (SIL) dla systemu sterowania wpływają najbardziej następujące czynniki:

- architektura, struktura kanałowa układu,
- niezawodność działania poszczególnych elementów układu, określana prawdopodobieństwem niezadziałania systemu w przypadku przywołania funkcji bezpieczeństwa,
- pokrycie diagnostyczne zależne od metod testowania układu,
- interwały testów sprawdzających oraz testów diagnostycznych,
- istotne dla bezpieczeństwa aspekty softwareowe i uszkodzenia systematyczne układu sterującego.

Zakładamy, że poszczególne zabezpieczenia mogą zawieść, a ludzie mogą popełnić błędy. Nigdy więc nie polegamy na jakimkolwiek pojedynczym zabezpieczeniu – jeśli jakiś poziom bezpieczeństwa zawiedzie mamy następny, który ograniczy lub złagodzi skutki takiej sytuacji.

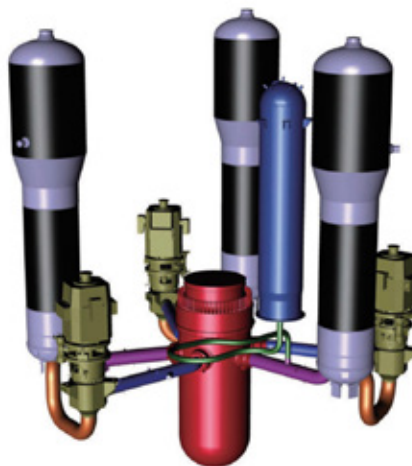
Wszystkie układy sterujące mocą reaktora zgodnie z wymaganiami odpowiednich norm muszą być układami redundantnymi (nadmiarowymi) połączonymi z układami testującymi. Redundancja ma zastosowanie w dwóch przypadkach – kiedy proces ma słabe punkty, przez które może zostać przerwany oraz kiedy proces odbywa się w warunkach wysokiego ryzyka. W obu przypadkach użycie systemów redundantnych jest uzasadnione i wskazane.

Redundancja oznacza w układach zduplikowanie lub nawet wielokrotne powtórzenie wybranych elementów czy funkcji systemu, które mają krytyczne znaczenie dla jego sprawnego funkcjonowania. Zadaniem tego rozwiązania jest zapewnienie ciągłości pracy układu. Pozwala on na zmniejszenie prawdopodobieństwa wystąpienia usterki lub uszkodzenia systemu, które mogą owocować awariami lub katastrofami.



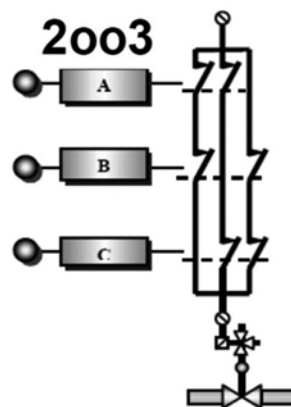
Rys. 14. Schemat redundantnego układu sterującego z nadzorem [16]

Fig. 14. Schematic diagram of a redundant control system with supervision [16]



Rys. 15. Redundancja systemów chłodzenia reaktora [3]

Fig. 15. Redundancy of reactor cooling systems [3]



Rys. 16. Redundancja czujników przekazujących stan krytycznych parametrów – tzw. voting 2 z 3 [16]

Fig. 16. Redundancy of sensors transmitting critical parameters – so-called 2 out of 3 voting [16]

W wielu typach reaktorów występuje, pozytywne z punktu widzenia bezpieczeństwa pracy reaktora, zjawisko ujemnego sprzężenia zwrotnego występujące przy samoczynnym wzroście mocy reaktora a powodującego jego spadek mocy. W reaktorach PWR w pierwotnym obiegu chłodzenia woda jest również moderatorem. W przypadku zamiany jej części w parę, z powodu nadmiernego wzrostu temperatury, spada ilość spowolnionych neutronów a reakcja rozszczepienia ulegnie spowolnieniu..

W reaktorach z wodą jako moderatorem wzrost temperatury w rdzeniu powoduje wzrost jej objętości. Zjawisko to prowadzi do zmniejszenia moderacji czyli spowalniania neutronów. Więcej szybkich neutronów powoduje mniej rozszczepień atomów czyli zmniejsza moc reaktora. Te efekty ujemnego sprzężenia zwrotnego są cechą bezpieczeństwa tego typu reaktorów

Aby zapoczątkować pracę reaktora i łańcuchową reakcję rozszczepienia, w reaktorze muszą zostać wytworzone neutrony inicjujące reakcję. Swobodnie docierających neutronów jest zbyt mało, aby wprowadzić reaktor w stan krytyczności. Z tego powodu w reaktorach umieszcza się dodatkowe źródła neutronów zwanych źródłami neutronów startowych. Źródłem neutronów startowych jest izotop który ulega przemianie jądrowej z wydzieleniem neutronu pod wpływem promieniowania alfa (np. beryl) lub fotonów (deuter). Po rozpoczęciu pracy reaktora neutrony w wystarczającej ilości powstają w wyniku rozszczepiania paliwa jądrowego.

Aktywne i pasywne układy bezpieczeństwa

Oceny związane z niezawodnością działania układów sterujących, zwłaszcza odpowiedzialnych za bezpieczeństwo, doprowadziły do wytworzenia pojęć aktywnych i pasywnych systemów bezpieczeństwa. Pojęcia te nie są odpowiednikami kategorii bezpieczeństwa czy wskaźników niezawodności działania (PL lub SIL) aczkolwiek

dotyczą tych samych problemów. Aktywny system bezpieczeństwa to klasyczny układ złożony z odpowiednich czujników informujących o stanach procesu lub maszyny, układu logicznego przetwarzającego uzyskane informacje i podejmującego odpowiednie decyzje przesyłane do zespołów wykonawczych realizujących wytworzone decyzje. W klasycznych układach podukłady całego łańcucha są zasilane energią z zewnątrz, najczęściej elektryczną. W przypadku uszkodzenia zasilania cały układ odpowiedzialny za bezpieczeństwo, nawet jeśli jest wielokanałowy, redundancyjny, zawodzi, przestaje działać prawidłowo.

W normalnych warunkach elektrownie jądrowe otrzymują energię z sieci. Jednak podczas wypadku elektrownia może utracić dostęp do tego źródła zasilania i w związku z tym może być zmuszona do generowania własnej energii w celu zasilania systemów awaryjnych. Te systemy elektryczne zazwyczaj składają się z generatorów diesla i akumulatorów lub małej hydroelektrowni.

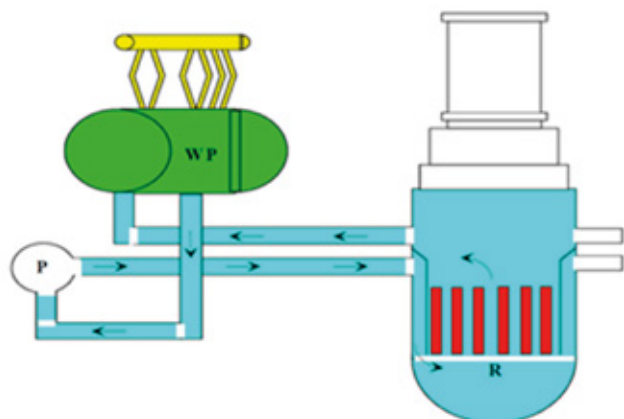


Rys. 17. Przykład aktywnego układu bezpieczeństwa [17]

Fig.17. An example of active safety system [17]

Metody pasywne zwiększania bezpieczeństwa polegają na zastosowaniu takich rozwiązań, które w sytuacjach niebezpiecznych nie wymagają działania układów elektrycznych czy elektronicznych, nie wymagają działania układów logicznych analizujących powstałe zagrożenie ani nie wymagają źródeł zasilania. W układach biernego bezpieczeństwa w przypadkach zagrożenia następują jednak pewne działania elementów układu bezpieczeństwa jak zmiana otwarcie szczelin dławiących, zalanie układu, wprowadzenie prętów kontrolnych w rdzenie reaktorów, itp.

Zastosowane w maszynach i instalacjach pasywne systemy bezpieczeństwa nie wymagają zasilania w energię elektryczną lub inną. Wykorzystuje się w nich zjawiska fizyczne, takie jak siła grawitacji, konwekcja naturalna lub zmiana właściwości niektórych materiałów wraz z temperaturą. Takie systemy bezpieczeństwa są bardziej niezawodne.



Rys. 18. Schemat pasywnego chłodzenia reaktora [17]

Fig.18. Passive reactor cooling diagram [17]

wodne w porównaniu z systemami aktywnymi. Prawdopodobieństwo zablokowania działania takiego systemu lub jego uszkodzenia jest bardzo małe.

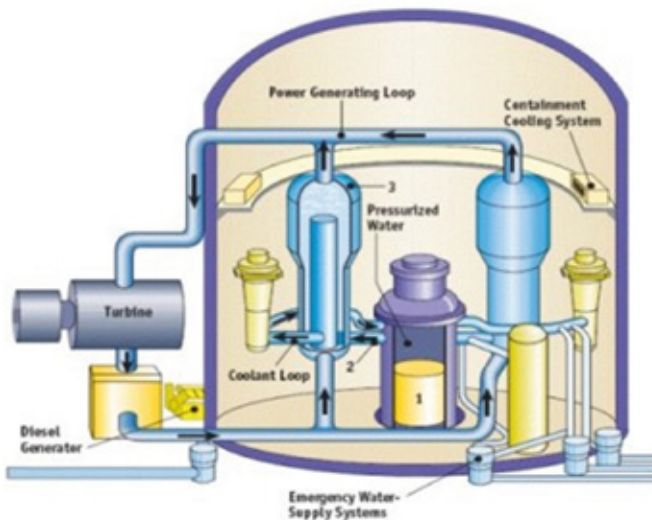
Przykładem układu pasywnego chłodzenia reaktora, umożliwiającego wychładzanie rdzenia bez konieczności stosowania napędu elektrycznego do napędu pomp jest układ przedstawiony na rys.18. W przypadku awarii pomp w obiegu pierwotnym do zapewnienia bezpieczeństwa działania reaktora wykorzystano zjawisko konwekcji naturalnej. Woda chłodząca elementy paliwowe oddaje ciepło w wytwornicy pary (WP). Różnica poziomu cieczy w wytwornicy oraz w reaktorze oraz zjawisko konwekcji cieplnej wystarcza do rozproszenia mocy cieplnej powstającej po zatrzymaniu pracy reaktora. Pompy w tym obiegu służą tylko jako dodatkowe elementy zabezpieczające.

Zatrzymywanie substancji promieniotwórczych

Nowoczesne reaktory jądrowe wyposażone są w zwielokrotniony system barier bezpieczeństwa chroniących przed uwolnieniem z obszaru reaktora materiałów radioaktywnych.

Barieri te tworzone są przez:

- materiał pastylek paliwowych,
- koszulki paliwowe,
- obieg pierwotny chłodziwa wraz ze stalowym korpusem reaktora,
- żelbetonową obudowę bezpieczeństwa.



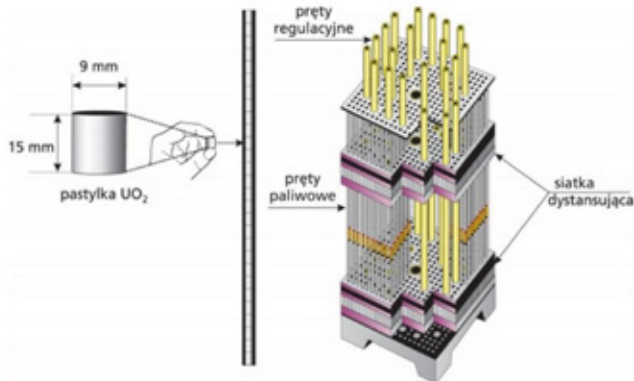
Rys. 19. Typowe elementy reaktora jądrowego typu PWR [3]

Fig.19. Common components of a PWR nuclear reactor [3]

Tradycyjne paliwo reaktorowe stosowane w reaktorach uranowych jest wzbogacane od 3% do 5% U-235. Naturalny uran składa się z około 0,7% U-235. Od paru lat prowadzone są w USA prace nad nowym typem uranowego paliwa, tzw. HALEU. HALEU, skrót od High-Assay Low-Enriched Uranium, to uran wzbogacony tak, że stężenie rozszczepialnego izotopu uranu-235 (U-235) wynosi od 5% do 20% masy uranu. Paliwo HALEU nie jest obecnie jeszcze stosowane w komercyjnych reaktorach energetycznych w USA. Niektóre reaktory badawcze i testowe wykorzystują paliwo zawierające HALEU. Wykorzystanie takiego paliwa może umożliwić mniejsze projekty, które wytwarzają więcej mocy na jednostkę objętości. Deweloperzy spodziewają się również, że HALEU pozwoli na optymalizację ich systemów pod kątem mniejszych rdzeni reaktorów, dłuższej żywotności rdzeni, zwiększonej wydajności i lepszego wykorzystania paliwa. Ponadto obecnie działające reaktory mogłyby wykorzystywać paliwa zawierające HALEU w celu osiągnięcia wyższych wypaleń, a tym samym uzyskania większej mocy z paliwa.

Pastyłki paliwowe stosowane w prętach paliwowych są wypiekane ze sproszkowanego UO_2 w temperaturze ponad 1400 st. C, Pastyłki mają przeciętną długość 1,5 cm i średnicę 1 cm. Pastyłki umieszczane są najczęściej w cyrkonowych lub ze stali nierdzewnej rurkach zwanych koszulkami lub prętami paliwowymi. Kilkadziesiąt, czasami nawet kilkaset prętów paliwowych tworzy zestaw paliwowy, który umieszczany jest w reaktorze. Radioaktywne produkty powstające w czasie pracy reaktora są zatrzymywane wewnątrz pastylek.

Paliwo jądrowe jest zatem pierwszą barierą, zatrzymującą uwalnianie produktów rozszczepienia.



Rys. 20. Pastyłki paliwowe, pręt paliwowy oraz zestaw paliwowy [3]

Fig.20. Fuel pellets, fuel rod, and fuel kit [3]

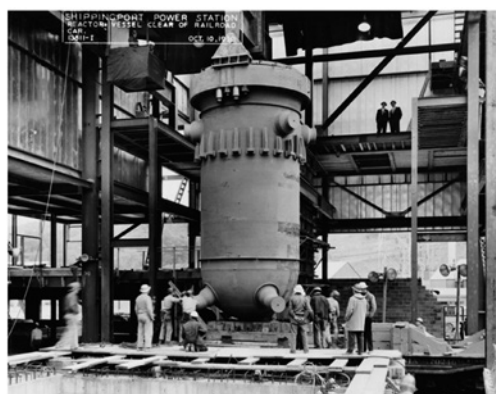
W czasie pracy reaktora powstają w paliwie uranowym produkty rozszczepienia. Produkty te pozostają w paliwie podczas pracy i po zatrzymaniu reaktora. Droga, jaką przebywają jądra izotopów powstających przy rozszczepieniu jest bardzo krótka dlatego też ponad 99% produktów rozszczepienia nie opuszcza elementów paliwowych. Produkty rozszczepienia atomów w postaci gazowej (ksenon, krypton, jod, cez) są lotne w temperaturach rzędu 500 do 2000 C panujących w paliwie. Gazy te wydostają się częściowo poza elementy paliwowe, ale zatrzymywane są przez otaczające paliwo koszulki z cyrkonu.

Cyrkon jest materiałem bardzo odpornym na wysokie temperatury. Koszulki stanowią drugą barierę chroniącą przed uwolnieniem produktów rozszczepienia paliwa. Drugą barierą chroniącą przed produktami rozszczepienia są pręty paliwowe..

Obieg pierwotny chłodziwa wraz ze stalowym korpusem reaktora to kolejna bariera bezpieczeństwa przed promieniowaniem radioaktywnym.

Granica ciśnieniowa układu chłodzenia reaktora obejmuje zbiornik ciśnieniowy reaktora lub rury ciśnieniowe (w reaktorach kanałowych CANDU), rurociągi obiegu chłodzenia reaktora wraz z elementami ciśnieniowymi oraz częścią systemów pomocniczych reaktora znajdujących się pod ciśnieniem.

Zbiornik reaktora najczęściej jest dużym stalowym pojemnikiem zawierającym rdzeń reaktora oraz czynnik chłodzący. Korpus reaktora



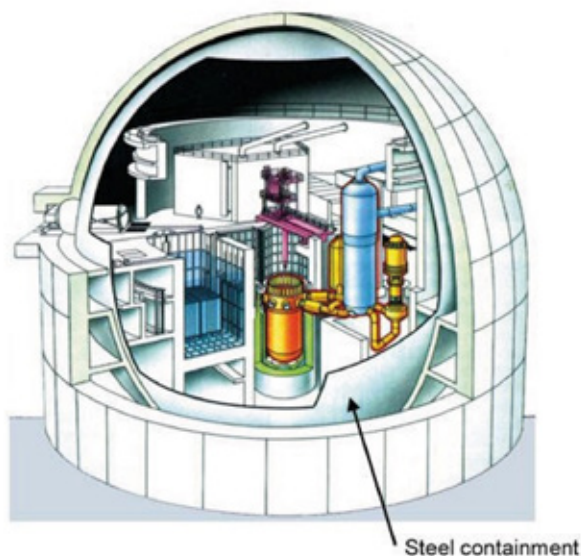
Rys. 21. Grubościenne korpus reaktora [3]

Fig.21. Thick-walled reactor body [3]

ra musi wytrzymywać wysokie temperatury oraz wysokie ciśnienia w obecności strumienia neutronów co czyni go najbardziej krytycznym elementem w elektrowni atomowej.

Obudowa bezpieczeństwa reaktora to ostatnia, widoczna z zewnątrz bariera otaczająca reaktor z jego obiegiem chłodzenia, wytwornicami pary, oraz urządzeniami i rurociągami ciśnieniowymi zawierającymi płyny promieniotwórcze pod wysokim ciśnieniem. Składa się z obudowy pierwotnej i wtórnej, a jej grubość przekracza często półtora metra. Obudowa bezpieczeństwa wytrzymuje wysokie ciśnienie jakie może powstać w jej wnętrzu w razie awarii, chroniąc otoczenie elektrowni przed niekontrolowanym uwolnieniem substancji promieniotwórczych. Ponadto zewnętrzna konstrukcja obudowy bezpieczeństwa chroni elektrownię przed skutkami zdarzeń zewnętrznych, np. atakiem terrorystycznym lub uderzeniem samolotu w obudowę.

Obudowy są zwykle w kształcie kopuły. Wykonane są ze zbrojonego betonu oraz wykładane stalą.. Konstrukcja obudowy chroni również reaktor przed zagrożeniami spowodowanymi czynnikami zewnętrznymi (powódź, trzęsienie ziemi, huragan, cyklon, tornado, wiatr, zamieć, tsunami itp.) i zapewnia wymaganą osłonę przed promieniowaniem w stanach operacyjnych i warunkach awaryjnych. Konstrukcja obudowy mieści również kilka powiązanych systemów, które zapewniają inne funkcje bezpieczeństwa, takie jak funkcje izolacji, zarządzania energią, kontroli radionuklidów i gazów palnych.



Rys. 22. Niemiecki reaktor nuklearny z obudową bezpieczeństwa oraz wyposażeniem wewnętrznym[6]

Fig. 22. German reactor building with containment vessel and interior equipment [6]



Rys. 23. Betonowe obudowy bezpieczeństwa dwóch koreańskich reaktorów[6]

Fig.23. Concrete safety casings for two Korean reactors [6]

Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej (IAEA) klasyfikując reaktory pod względem bezpieczeństwa przydziela im poziomy bezpieczeństwa od A do D. Poziom A jest najwyższym poziomem bezpieczeństwa biernego, poziom D najniższym. Przydzielony poziom bezpieczeństwa biernego jest zależny od :

- braku wymuszonego przepływu chłodziwa,
- niewystępowania ruchomych elementów mechanicznych,
- braku inteligentnych sensorów określających stany reaktora,
- braku zewnętrznych źródeł zasilania.

Trendy i nowe rozwiązania w energetyce jądrowej

Popularną klasyfikacją reaktorów jądrowych jest podział na generacje I, II, III i IV.

Generacja I obejmuje wczesne reaktory z lat 50 i 60., które były prototypami dla reaktorów generacji II obejmującej reaktory w większości budowane w latach 1970 do 1990.

Generacja III, to reaktory, które stanowią kolejne ogniwo ewolucyjne po reaktorach generacji II. Nie stanowią one nowych rozwiązań technologicznych, ale mają wiele nowych rozwiązań technicznych. Prawie wszystkie obecnie działające reaktory przemysłowe to reaktory III generacji lub III+. Osobny rozdział w energetyce jądrowej mają tworzyć reaktory IV generacji.

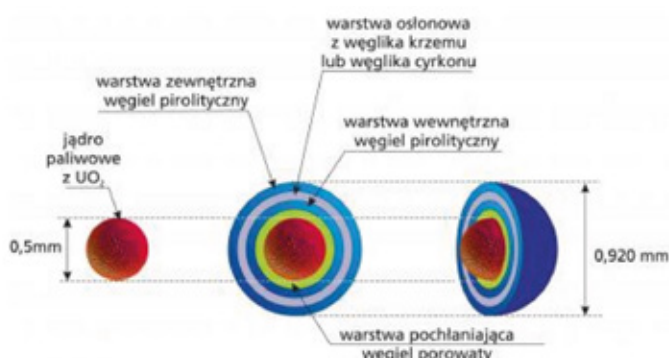
Międzynarodowe Forum Reaktorów IV Generacji (GIF *Generation IV International Forum*) rozpoczęło swoją działalność 16 czerwca 2001. To międzynarodowe przedsięwzięcie oparte na przedkomercyjnej, otwartej współpracy mające za zadanie prowadzenie prac badawczo-rozwojowych niezbędnych do ustalenia wykonalności i znalezienia nowoczesnych i optymalnych rozwiązań dla cywilnego wykorzystania energii jądrowej

Głównymi celami są: poprawa bezpieczeństwa jądrowego, zwiększenie odporności na proliferację, minimalizacja ilości odpadów i wykorzystanie zasobów naturalnych oraz redukcja kosztów wybudowania i uruchomienia tego typu elektrowni.

Członkowie Międzynarodowego Forum Generacji IV wybrali sześć najbardziej obiecujących oraz wartych wspólnego rozwoju systemów. Są to:

- Reaktor prędkości chłodzony gazem – (GFR Gas-Cooled Fast Reactor)
- Reaktor wysokotemperaturowy – (VHTR Very-High-Temperature Reactor)
- Nadkrytyczny reaktor wodny – (SCWR Supercritical-Water-Cooled Reactor)
- Reaktor prędkości chłodzony sodem – (SFR Sodium-Cooled Fast Reactor)
- Reaktor prędkości chłodzony ołowiem – (LFR Lead-Cooled Fast Reactor)
- Reaktor chłodzony stopionymi solami – (MSR Molten Salt Reactor)

W niektórych rozwiązaniach, dopiero projektowanych lub powstających laboratoryjnie, reaktorach IV generacji przewiduje się wykorzystanie nowego typu paliwa jądrowego nazwanego TRISO (TRIsotopical-ISOtropic). Paliwo to znajduje się szczególnie



Rys.24. Granulat grafitowy do reaktora – paliwo TRISO[21]

Fig.24. Graphite granules for the reactor – TRISO fuel [21]

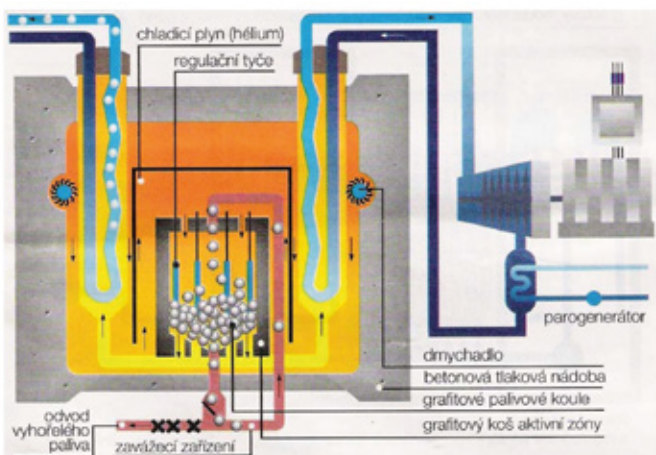
zastosowanie w reaktorach wysokotemperaturowych chłodzonych gazem (HTR). Wykorzystuje się w nim obecnie tlenek lub węgiel uranu, jako paliwo jądrowe.

Materiał rozszczepialny otoczony jest czterema warstwami okrywającymi. Użycie jako budulca warstw „osłon”, węgla pirolitycznego oraz bardzo twardego węgla krzemu (karborundu) powoduje, że kuleczki paliwa wielkości ziarenka maku, są wyjątkowo odporne na uszkodzenia mechaniczne i chemiczne. Warstwy okrywające TRISO są również bardzo odporne termicznie (do 1700°C). Pozwala to utrzymywać temperaturę rdzenia reaktora rzędu 1100°C i otrzymywać wyjściową temperaturę chłodziwa reaktora rzędu 700-800°C.

Warstwy okrywające TRISO są odporne na napromieniowanie strumieniem neutronów, na korozję i utlenianie. Obecnie trwają też badania nad ich trwałością. Obecność warstw okrywających w cząsteczce TRISO pozwala utrzymywać szczelnie wszystkie radioaktywne produkty rozszczepienia uranu nie tylko w czasie pracy reaktora, ale także długo po eksploatacji. Zużyte paliwo TRISO z tego powodu jest bezpieczne do składowania jako odpad. Wszystko wskazuje, że paliwo TRISO umożliwi także w przyszłości zastosowanie w reaktorach HTR toru jako materiału paliworodnego, czyli tor będzie można efektywnie zamienić na paliwo jądrowe poprzez reakcję wychwytu neutronów wewnątrz cząsteczki TRISO.

Jednym z typów reaktorów IV generacji cieszącym się dużym zainteresowaniem jest wysokotemperaturowy gazem chłodzony reaktor (VHTR – *Very High Temperature Reactor*).

VHTR zgodnie z definicją MAEA, jest reaktorem stosującym ceramiczne paliwo (TRISO) z grafitem jako moderatorem. Chłodziwem jest hel. Należy do reaktorów wysokotemperaturowych, w których temperatura na wyjściu z reaktora osiągnie 600 do 900 °C. Ciepło o wysokiej temperaturze znajdzie zastosowanie w różnych procesach technologicznych (produkcja wodoru, odsalanie wody, ogrzewanie, procesy chemiczne).



Rys.25. Reaktor wysokotemperaturowy chłodzony gazem[15]

Fig.25. High temperature gas cooled reactor [15]

Obecnie na świecie można wyróżnić 2 typy wysokotemperaturowych reaktorów chłodzonych gazem, w zależności od budowy:

- z rdzeniem usypanym (*pebble bed*),
- pryzmatyczne (*prismatic*).

W rozwiązaniu z rdzeniem usypanym sześciocentymetrowe kule grafitowe zawierające od 10 do 11 tysięcy granulek paliwowych TRISO umieszcza się od góry na stosie wypełniającym reaktor. Elementy paliwowe są nazywane kamyczkami. Po przejściu przez reaktor są one odbierane od dołu stosu, sprawdzane i sortowane – uszkodzone lub wypalone stają się odpadem, dobre

wracają od góry na stos. Konstrukcja złoża kamiennego jest pasywnie bezpieczna. Pierwsza elektrownia z tego typu reaktorem określana jako demonstracyjna o mocy 250 MW została uruchomiona w Chinach w mieście Shidaowan w 2021.

Amerykanie rozwijali przez lata projekt z rdzeniem pryzmatycznym. Rdzeń składa się z sześciokątnych bloków grafitowych, które szczelnie do siebie przylegają. Przepływa przez nie w pionowych kanałach hel. Znajdują się tam również pręty regulacyjne. Paliwo jest w postaci cylindrów, odlanych z grafitu, zawierających węgliki uranu. Amerykanie przerwali ten projekt, głównie z powodów ekonomicznych

Reaktory HTGR mają potencjał przekształcenia przyszłości rozwoju energetyki jądrowej na całym świecie dzięki wyjątkowym funkcjom bezpieczeństwa. Zapewniają one bezpieczeństwo reaktora nawet w przypadku awarii wszystkich systemów chłodzących, zapobiegając stopieniu się rdzenia i wyciekowi substancji radioaktywnych bez konieczności interwencji operatorów lub systemów bezpieczeństwa. Wysoki poziom bezpieczeństwa eksploatacji osiągany jest dzięki dużej pojemności cieplnej, powolnemu rozwojowi zagrożeń i zjawisku samowygaszania z powodu ujemnego współczynnika temperaturowego.

LITERATURA

- [1] DOYLE, et., al. 2016 "Highly Reliable Nuclear Power for Mission Critical Applications," Proc. ICAPP.
- [2] IAEA TECDOC SERIE: Lessons Learned in Regulating Small Modular Reactors. Internet
- [3] Internet; <https://www.westinghousenuclear.com/energy-systems/evinci-microreactor>
- [4] https://en.wikipedia.org/wiki/Virginia-class_submarine
- [5] <https://www.iaea.org/newscenter/news/what-are-small-modular-reactors-smrs>
- [6] https://en.wikipedia.org/wiki/Bruce_Nuclear_Generating_Station#/media/File:Bruce-Nucle.
- [7] <http://atom.edu.pl/index.php/bezpieczenstwo/zabezpieczenia-przed-awaria.html>
- [8] <https://www.gevernova.com/nuclear/carbon-free-power/bwrx-300-small-modula-reactor>.
- [9] https://en.wikipedia.org/wiki/Small_modular_reactor
- [10] <http://www.nuscalepower.com/ot-How-NuScale-Technology-Works.php>
- [11] <https://www.gazetaprawna.pl/wiadomosci/swiat/artykuly/8731698>
- [12] <http://www.ncbj.edu.pl/nupex/G.html>
- [13] <https://nuclear.mcmaster.ca/resources/how>
- [14] https://en.wikipedia.org/wiki/Control_rod
- [15] https://pl.wikipedia.org/wiki/Wysokotemperaturowy_reaktor_ch%C5%82odzony_gazem
- [16] Kramarek W., Sałaciński T. 2013.: „Podstawowe zagadnienia bezpieczeństwa elektrowni jądrowej” *Przegląd Techniczny* nr 21,22, 23,24.
- [17] Kramarek W., 2016. „Warunki bezpiecznej pracy elektrowni jądrowej,” *Mechanik*, styczeń .
- [18] „Mikroreaktory” . Laboratorium Narodowe Idaho . Źródło 21.11.2020 .
- [19] Reyes, Ingersoll: NuScale Power Plant Resilience Studies Trans. Am. Nucl. Soc, 118, Philadelphia, PA.
- [20] Safety Classification of Passive Nuclear Power Plant Electrical Systems Topical Report. TR-0815-16497-NP-A. Rev. 1.
- [21] What is a Nuclear Microreactor?”, *Office of Nuclear Energy*, Feb. 26, 2021