

APARATURA

BADAWCZA I DYDAKTYCZNA

Systemy bezpieczeństwa w reaktorach generacji III i III+

MICHAŁ STĘPIEŃ, GRZEGORZ NIEWIŃSKI, ALEKSEJ KASZKO
INSTYTUT TECHNIKI CIEPLNEJ POLITECHNIKI WARSZAWSKIEJ

Słowa kluczowe: systemy bezpieczeństwa, reaktor jądrowy generacji III+, energia jądrowa

STRESZCZENIE:

Artykuł porusza kwestię zabezpieczeń stosowanych w reaktorach jądrowych będących obecnie w eksploatacji oraz w reaktorach generacji III i III+. Opisano rozwój kolejnych generacji reaktorów. Przedstawiono koncepcję „obrony w głąb”, która ma na celu zminimalizowanie ryzyka rozprzestrzenienia promieniotwórczych produktów reakcji rozszczepienia paliwa jądrowego. Wzrost bezpieczeństwa reaktorów generacji III/III+ odbywa się poprzez rozwój różnorodności stosowanych układów oraz poprzez ich zwielokrotnienie.

Safety systems in Gen III i III+ reactors

Keywords: safety systems, Gen III+ reactors, nuclear energy

ABSTRACT:

The article focuses on the safety devices applied in nuclear reactors being currently under operation and in Gen III and III+ reactors. There are described development of successive reactor generations. There was presented “defense in depth”, which minimalize risk of propagation of fission products of nuclear fuel and connected with this passive safety systems and reactor protection systems. The increase of Gen III/III+ reactors safety is achieved by multiplication and diversity of safety systems.

1. WPROWADZENIE

Elektrownie jądrowe należą do grupy elektrowni konwencjonalnych, w których część cieplną stanowi reaktor jądrowy, wytwarzający energię z rozszczepienia ciężkich jąder pierwiastków, takich jak U-233, U-235, Pu-239 i Pu-241.

Pierwsza elektrownia jądrowa rozpoczęła pracę w latach 50. XX wieku w Obnińsku¹, w Związku Socjalistycznych Republik Radzieckich. Reaktor przystosowany był do produkcji plutonu, a generacja energii elektrycznej była tylko efektem ubocznym. Ponadto reaktory jądrowe pojawiły się również na Zachodzie: w USA (Shippingport, 1957 r.) oraz Wielkiej Brytanii (Calder Hall, 1956 r.). Ich główną cechą była możliwość dokonywania przeładunku paliwa w czasie pracy reaktora bez konieczności jego wyłączenia. Drugą generację reaktorów stanowią w większości najbardziej rozpowszechnione reaktory lekkowodne typu PWR² i BWR³, w których czynnikiem chłodzącym reaktor i zarazem moderatorem⁴ była woda lekka (H₂O). W połowie lat 80. ubiegłego wieku rozpoczęto prace nad reaktorami generacji III (Gen III). Najważniejsze zmiany, jakie wprowadzono w reaktorach Gen III, to zwiększenie bezpieczeństwa eksploatacji, skutkujące obniżeniem możliwości zaistnienia poważnego uszkodzenia rdzenia reaktora, oraz podwyższenie efektywności ekonomicznej. Obecnie na świecie prowadzone są prace nad reaktorami IV generacji. Cechuje je otwartość na nowe koncepcje i istotne zmiany w działaniu reaktorów w porównaniu do obecnie pracujących. Rozważa się zastosowanie paliwa plutonowego lub opartego na torze, czy reaktorów powielających lub gazowych. Do tej grupy reaktorów należą: reaktory małej i średniej mocy SMR (ang. Small and Medium Reactors), bardzo wysokotemperaturowe VHTR (ang. Very High Temperature Reactors), na parametry nadkrytyczne SCWR (ang. Supercritical Water Cooled Reactor), chłodzone stopioną solą MSR (ang.

¹ Obnińsk – miasto na terenie Federacji Rosyjskiej, w odległości ok. 100 km od Moskwy w kierunku południowo-zachodnim.

² PWR – Reaktor Wodny Ciśnieniowy (ang. Pressurized Water Reactor).

³ BWR – Reaktor Wodny Wrzący (ang. Boiling Water Reactor).

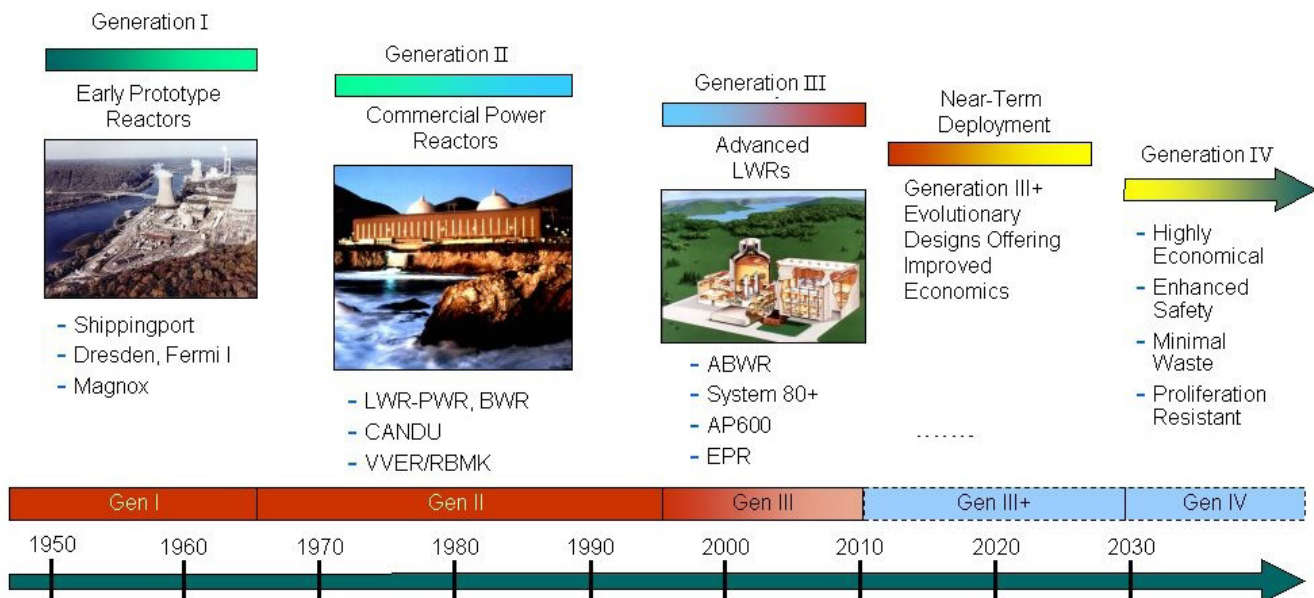
⁴ Moderator – substancja, której rolą jest spowolnienie neutronów prędkich powstałych w wyniku reakcji rozszczepienia jądra do neutronów termicznych. Neutrony termiczne w 99,9% reaktorów powodują reakcję rozszczepienia.

Molten Salt Reactor) i prędkie powielające FBR (ang. Fast Breeding Reactors), chłodzone gazem GFR (ang. Gas-cooled Fast Reactor), chłodzone sodem SFR (ang. Sodium-cooled Fast Reactor) oraz chłodzone ołowiem LFR (ang. Lead-cooled Fast Reactor) [1] (Rys. 1).

2. KONCEPCJA BEZPIECZEŃSTWA REAKTOROWEGO

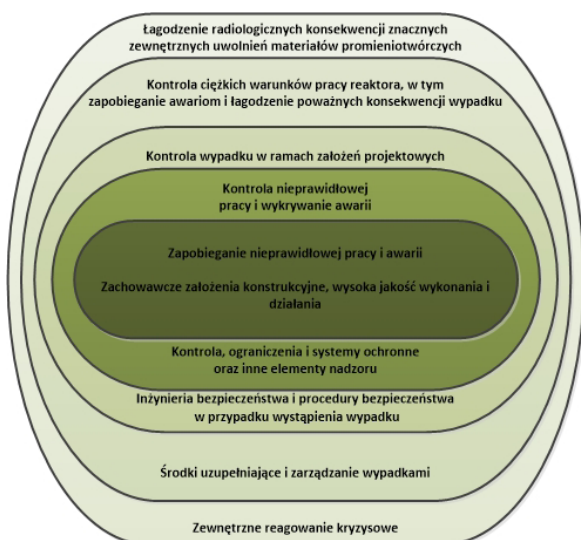
Reaktory jądrowe projektowane są zgodnie z zasadą stosowaną w obiektach wymagających najwyższego zaufania, czyli strategią tzw. „obrony w głąb” (ang. *Defense in Depth*), polegającej na wprowadzeniu wielu niezależnych warstw zabezpieczeń, co pokazano na Rysunku 2. Koncepcja „obrony w głąb” składa się z pięciu pojęć wywołujących określone skutki. Podstawowym jest tzw. „wbudowane bezpieczeństwo” (ang. *Inherent Safety*), które w odniesieniu do obiektów jądrowych polega na zaprojektowaniu reaktora w taki sposób, aby był on układem samoregulującym się (np. ujemny współczynnik reaktywności⁵, chłodzenie konwekcją naturalną). Kolejnymi pojęciami są ostrożność (ang. *Precaution*) oraz zapobieganie niepożądanym zjawiskom (ang. *Prevention*) podczas standardowej pracy reaktora. Służą do tego systemy kontroli i regulacji oraz układy zabezpieczeń. Dwa ostatnie terminy – złagodzenie skutków zaistniałej awarii (ang. *Mitigation*) oraz reagowanie na awarie pozaprojektowe (ang. *Beyond Design Basis Accidents*) – to obecność systemów bezpieczeństwa oraz systemów na wypadek ciężkich awarii, mających na celu zmniejszenie zagrożenia na zewnątrz instalacji. Powyższa zasada jest stopniowana. W raporcie WASH-1400 dowiedziono, że im większe jest prawdopodobieństwo wystąpienia danej awarii, to jej skutki dla otoczenia są mniejsze. Dywersyfikacja i redundancja (zwielokrotnienie) znacząco podnoszą poziom bezpieczeństwa, ograniczając tym samym skutki błędów i awarii [4, 9].

⁵ Reaktywność jest wielkością określającą odchylenie stanu reaktora od stanu krytycznego. Intensyfikacja reakcji rozszczepienia skutkuje zwiększoną produkcją ciepła odbieranego przez chłodziwo, które pełni jednocześnie rolę moderatora – wodę. Pobierając ciepło, woda zmniejsza swoją gęstość, przez co pogarsza się moderacja strumienia neutronów, a tym samym spada moc termiczna.



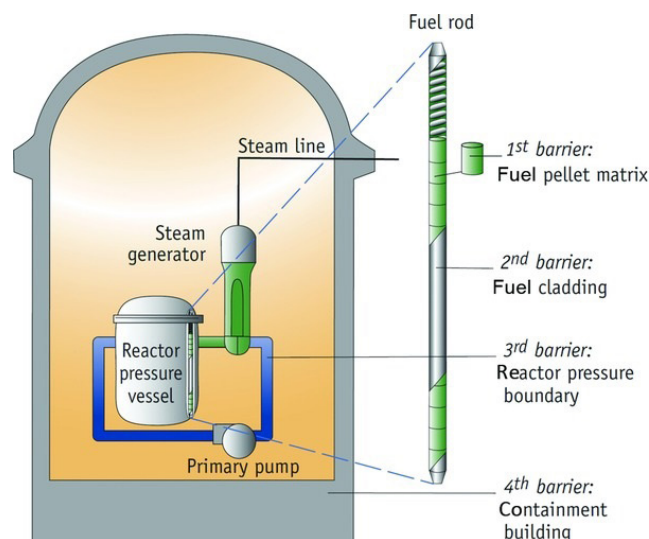
Rysunek 1 Ewolucja energetyki jądrowej [10]

Figure 1 The evolution of nuclear power [10]



Rysunek 2 Koncepcja „obrony w głąb”: cele, metody i znaczenie [4]

Figure 2 The defense in depth concept: purposes, methods and means [4]



Rysunek 3 Typowe bariery zatrzymujące radioaktywne materiały w elektrowni jądrowej [11]

Figure 3 Typical barriers confining radioactive materials in nuclear power plants [11]

Istotę „obrony w głąb” doskonale obrazuje wielokrotnienie barier przeciw wydostawaniu się substancji promieniotwórczych. Są to kolejno: koszulka paliwowa, pręt paliwowy, pierwotny obieg chłodzenia reaktora oraz budynek obudowy reaktora (Rys. 3) [11].

3. UKŁADY ZABEZPIECZEŃ REAKTORA (RPS)

Bezpieczna eksploatacja reaktora ma zasadnicze znaczenie dla bezpieczeństwa elektrowni jądrowej. W celu jej osiągnięcia monitoruje się szereg kluczowych parametrów instalacji, zapewniając

ich utrzymywanie w pewnych określonych przedziałach. Ograniczenia te są sformułowane przez dokładną analizę poszczególnych scenariuszy awarii i wybrane zostały w taki sposób, aby zapewnić odpowiedni margines pomiędzy granicą bezpiecznej eksploatacji a rzeczywistym limitem bezpieczeństwa [2]. Układy odpowiadające za to, by występujące odchylenia parametrów od normalnych warunków pracy nie spowodowały awarii lub w przypadku jej wystąpienia rozpoczęły działanie mające na celu ograniczenie jej skutków, określane są układami zabezpieczeń reaktora (RPS, ang. *Reactor Protection System*).

Układ zabezpieczeń reaktora zatem musi składać się z systemów pomiarowych i kontroli wartości granicznych dla monitorowanych parametrów oraz układów automatycznego wyłączenia reaktora (RTS, ang. *Reactor Trip System*) poprzez zrzut prętów kontrolnych i zalanie reaktora kwasem borowym. W zakresie ograniczenia skutków zaistniałej awarii rolą układu zabezpieczeń jest uruchomienie specjalnie zainstalowanych układów lub systemów bezpieczeństwa (SS, ang. *Safety Systems*).

Obecnie stosowane układy zabezpieczeń reaktora składają się z dwóch niezależnych i autonomicznych podsystemów: podstawowego (PPS, ang. *Primary Protection System*) i wtórnego (SPS, ang. *Secondary Protection System*). Każdy z nich pełni tę samą funkcję, ale pracuje w oparciu o inne komponenty (np. PPS jest układem cyfrowym, a SPS – układem analogowym) i różne układy pomiarowe. Dla lepszego zobrazowania podano przykład kontroli pracy pompy cyrkulacyjnej w obiegu pierwotnym reaktora. Układ PPS dokonuje pomiaru napięcia zasilania pompy i wyśle sygnał do wyłączenia reaktora, jeżeli pomiar napięcia spadnie poniżej wcześniej zdefiniowanej wartości. Równocześnie układ SPS dokonuje pomiaru prądu zasilającego pompę; w przypadku spadku wartości poniżej granicznej, układ SPS niezależnie od PSP wyśle sygnał do wyłączenia reaktora.

Układy zabezpieczeń reaktora projektowane są według zasady wyboru logicznego 2 z 3 lub 2 z 4. Oznacza to, że zabezpieczenia zadziałają, gdy pojawią się dwa niezależne sygnały pochodzące z różnych układów pomiarowych, świadczące o zaistniałej usterce lub awarii. Wyboru parametrów kontrolnych oraz limitów, których przekroczenie spowoduje zadziałanie układów zabezpieczeń, dokonuje się z uwagi na [3, 14]:

- Przerwanie niekontrolowanej reakcji łańcuchowej i wzrostu mocy reaktora,
- Zapewnienie wymaganego marginesu bezpieczeństwa od stanu kryzysu wrzenia błonowego i stopienia paliwa w rdzeniu,
- Ograniczenia obciążenia ciśnieniowego elementów obiegu pierwotnego.

4. SYSTEMY BEZPIECZEŃSTWA

W przypadku gdy układy zabezpieczeń nie zadziałają, lub pomimo ich działania dojdzie do uszkodzenia reaktora lub jego elementów, uruchamiane są systemy bezpieczeństwa. Rolą układów

bezpieczeństwa jest ograniczenie do minimum skutków powstałej awarii. We współczesnych reaktorach jądrowych generacji III/III+ stosuje się ich zwielokrotnienie. Zazwyczaj są to trzy lub cztery układy, przy czym zadziałanie pojedynczego układu w zależności od typu awarii powinno doprowadzić do niewydostania się materiału promieniotwórczego poza obudowę reaktora lub obudowę bezpieczeństwa.

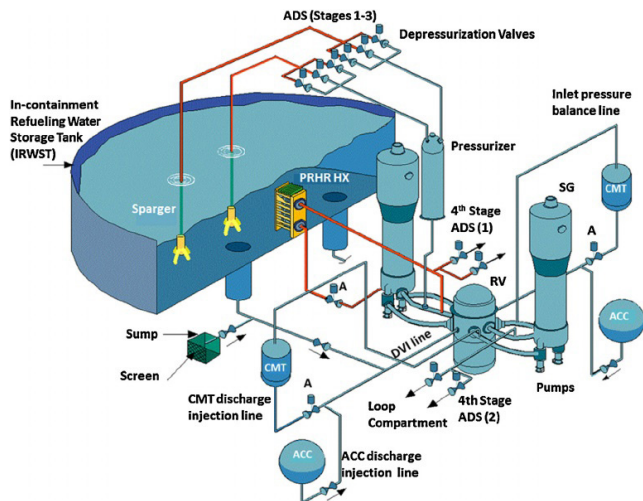
We współczesnych elektrowniach jądrowych zwielokrotnione układy bezpieczeństwa są odseparowane od siebie i rozmieszczone w oddzielnych budynkach, tak by awaria jednego z układów lub całkowite zniszczenie budynku w wyniku uderzenia samolotu nie spowodowało utraty funkcjonalności pozostałych układów [6, 7, 12]. Systemy bezpieczeństwa można podzielić na dwie podstawowe grupy: aktywne i pasywne. Aktywne systemy załączane są w odpowiedzi na nieprawidłowe działanie lub awarię reaktora i wymagają zewnętrznego zasilania (np. praca pomp wymaga zasilania w energię elektryczną lub awaryjnymi agregatami diesla). Pasywne systemy zabezpieczeń nie wymagają zewnętrznego zasilania, a ich działanie wynika z działania naturalnych praw fizyki (np. przepływ wywołany siłą grawitacji lub różnicą ciśnień).

W niniejszym artykule autorzy postanowili skupić się jedynie na systemach pasywnych, które wydają się być rozwiązaniami bezpieczniejszymi i nie wymagającymi ingerencji człowieka w ich działanie.

4.1 Pasywny układ chłodzenia rdzenia w reaktorach AP600 oraz AP1000

Za standardowe warunki pracy reaktora uważa się pracę przy pełnej mocy w pełnym wymiarze czasowym i dla takich warunków termohydraulicznych jest on projektowany.

W przypadku wystąpienia awarii usunięcie ciepła do otoczenia z obiegu pierwotnego następuje przez pasywne chłodzenie obudowy bezpieczeństwa reaktora. Układ wykorzystuje grawitację, konwekcję naturalną oraz energię sprężonych gazów. Działa on samoczynnie i nie wymaga obecności pomp obiegowych, a czynnikiem napędzającym cyrkulację jest ciepło reakcji jądrowych w rdzeniu. Pasywny system chłodzenia rdzenia i PCCS zapewniają bezpieczeństwo reaktora przez ok. 72 godziny bez udziału operatora oraz w przypadku braku zasilania elektrycznego [5].



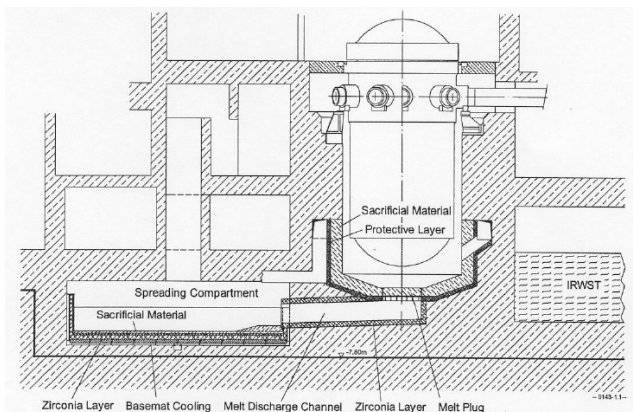
Rysunek 4 Pasywny system chłodzenia rdzenia w reaktorze AP600 [5]

Figure 4 AP600 Passive Core Cooling System [5]

4.2 Pasywny chwytacz rdzenia w reaktorze EPR

Pasywny chwytacz stopionego rdzenia w reaktorze EPR jest układem służącym do opanowania awarii pozaprojektowych, stosowanym w celu uniknięcia uwolnień materiałów radioaktywnych poza obudowę bezpieczeństwa, tak by nie utraciła ona szczelności.

W wyniku braku odbioru ciepła od paliwa następuje stopienie rdzenia, który może przetopić dno zbiornika reaktora, niszcząc go. Stopiony rdzeń wycieka do specjalnie do tego przeznaczonego pomieszczenia pokrytego grubą warstwą betonu i umieszczonego na dnie studni reaktora, czyli chwytacza rdzenia. Szybkie zestalenie i schłodzenie stopionego rdzenia odbywa się za pomocą konstrukcji chłodzącej. Zapobiega to również erozji betonu. Pasywny układ zaworów zalewa gorący materiał wodą z wewnętrznego zbiornika zapasowego, a po 12 godzinach – system odprowadzania ciepła z obudowy bezpieczeństwa schładza obszar wycieku [8].

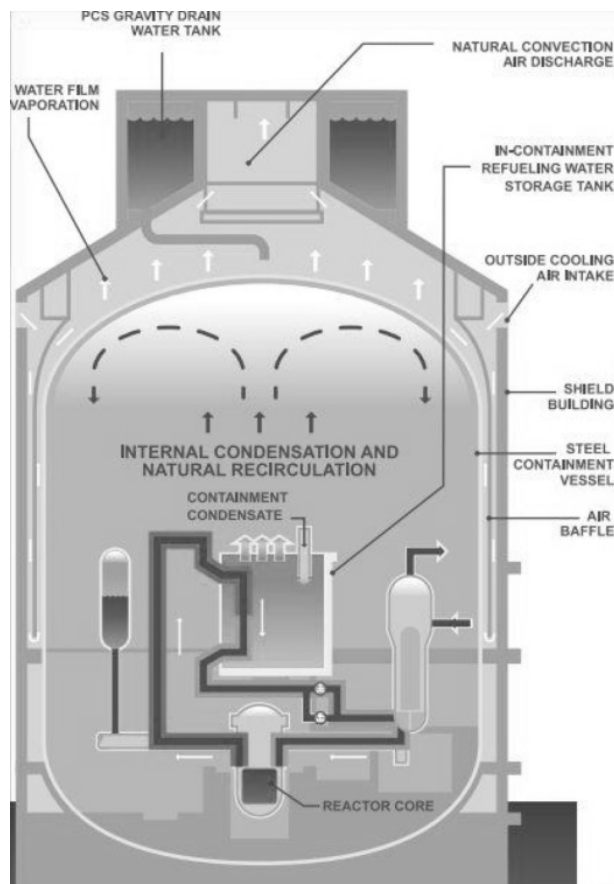


Rysunek 5 Chwytacz rdzenia reaktora ERP [8]

Figure 5 Core catcher [8]

4.3 Pasywne chłodzenie obudowy bezpieczeństwa (PCCS) w reaktorach AP600 oraz AP1000

PCCS (PCCS, ang. *Passive Containment Cooling System*) jest systemem zapewniającym skuteczne odprowadzenie wytworzonego ciepła na zewnątrz obudowy bezpieczeństwa w przypadku wystąpienia awarii, gdy ciśnienie wewnętrzne nie przekroczy projektowego. W przypadku wystąpienia awarii typu LOCA (awaria polegająca na rozszczelnieniu obiegu i utracie chłodziwa reaktora, ang. *Loss of Cooling Accident*) – przy której chłodziwo reaktora (gorąca woda pod ciśnieniem rzędu 150 bar), wydostając się do obudowy bezpieczeństwa rozpręża się i zamienia się w parę wodną, podwyższając ciśnienie w obudowie bezpieczeństwa – rolę układu chłodzenia jest zmniejszenie ciśnienia panującego w obudowie poprzez kondensację pary (odbiór od niej ciepła). Rola układu chłodzenia jest zmniejszenie ciśnienia panującego w obudowie poprzez kondensację pary (odbiór od niej ciepła). W kontakcie z wewnętrzną, stalową powierzchnią obudowy bezpieczeństwa para wodna kondensuje, co powoduje szybkie obniżenie ciśnienia.



Rysunek 6 Pasywny system chłodzenia obudowy bezpieczeństwa w AP1000 [12]

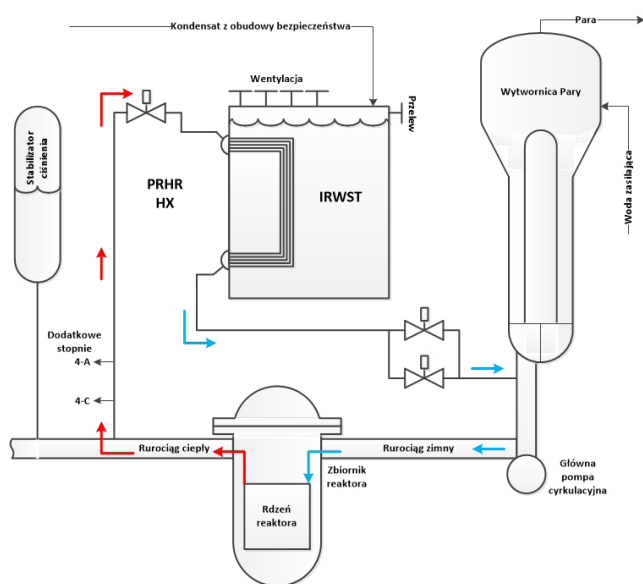
Figure 6 AP1000 Passive Containment Cooling System, PCCS [12]

Ciepło kondensacji odbierane jest przez strumień rozpylonej zimnej wody ze zbiorników zlokalizowanych na szczycie budynku bezpieczeństwa. Chłodzenie wodne jest połączone z naturalną cyrkulacją powietrza wewnątrz obudowy tworzącą tzw. efekt kominowy [12].

Zbiornik z wodą chłodzącą obliczony został na 72 godziny pracy z opcją ponownego napełnienia, jednak w przypadku braku możliwości dostarczenia wody ciśnienie w obudowie zaczyna stopniowo wzrastać (zgodnie z symulacjami – po 14 dniach osiąga 90% ciśnienia projektowego).

4.4 Pasywny układ odprowadzenia ciepła powyłączeniowego (PRHR) w reaktorach AP600 oraz AP1000

Podstawową funkcją wymienników ciepła PRHR (PRHR, ang. *Passive Residual Heat Removal*) jest zapewnienie długotrwałego okresu usuwania ciepła powyłączeniowego, w przypadku gdy odbiór tego ciepła za pośrednictwem wytwornic pary jest niemożliwy. Ciepło przenoszone jest poprzez obieg naturalny. Układ wymiennika podczas standardowej eksploatacji reaktora jest pod ciśnieniem i w każdej chwili może rozpocząć pracę. Przepływ cieczy jest uruchamiany przez otwarcie zaworu odcinającego umieszczonego w dolnej części wymiennika ciepła PRHR. W skład układu odprowadzania ciepła powyłączeniowego wchodzi: wymienniki ciepła PRHR HX i zbiornik wody do przedładunku paliwa IRWST (ang. *In-Containment Refueling Water Storage Tank*) pełniący rolę odbiornika ciepła [5].



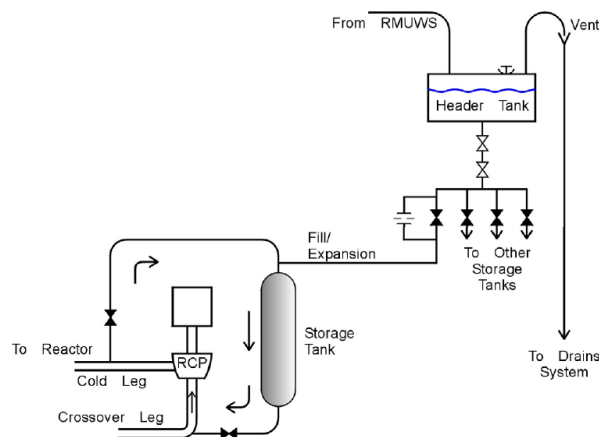
Rysunek 7 Pasywny system odprowadzenia ciepła powyłączeniowego [5]

Figure 7 Passive residual heat removal (PRHR) system [5]

4.5 Awaryjny System Zalania Rdzenia Kwasem Borowym

Awaryjny System Zalania Rdzenia Kwasem Borowym (EBS, ang. *Emergency Boration System*) występuje w brytyjskim reaktorze typu PWR⁶. W przypadku wystąpienia awarii lub konieczności nagłego wyłączenia reaktora do obiegu pierwotnego wprowadzana jest mieszanina wody i kwasu borowego, której rolą jest „wyłączenie reaktora” w wyniku pochłaniania neutronów termicznych. Podczas normalnej pracy instalacji system EBS jest w trybie gotowości. Zawory odcinające we wszystkich czterech pętlach wtryskowych są zamknięte, rurociągi do zbiornika wylotowego są otwarte, a system jest pod niskim ciśnieniem i w niskiej temperaturze. Jeśli w górnej sekcji zbiornika zostanie wykryty wysoki poziom wody, dwa szeregowe zawory odcinające na rurociągach są automatycznie zamykane. Powoduje to utratę chłodziwa z pierwotnego obiegu chłodzenia, która może się pojawić wskutek awarii lub przypadkowego otwarcia głównego zaworu odcinającego EBS.

System wyposażony jest w urządzenia pneumatyczne i hydrauliczne magazynujące energię, posiadające własny zbiornik gazu (azotu) niezależnie od stacji zasilania w powietrze i pompy olejowe. Niewielki spadek ciśnienia azotu jest kompensowany przez uzupełnienie siłownika pneumatycznego dzięki zdalnym liniom ładowania przebiegającym przez drugą ściankę osłony. Płyn hydrauliczny zatrzymuje zawór, a po otrzymaniu sygnału inicjującego dwa zawory pilotowe sterowane elektromagnesem odpowietrzają płyn. Umożliwia to otwarcie zaworu głównego pod wpływem ciśnienia gazu w akumulatorze azotu [3].



Rysunek 8 Awaryjny System Zalania Rdzenia Kwasem Borowym [3]

Figure 8 Emergency Boration System (EBS) [3]

⁶ Elektrownia jądrowa Sizewell B.

4.6 Wysokociśnieniowy Wtrysk Bezpieczeństwa w reaktorach typu PWR

Wysokociśnieniowy wtrysk bezpieczeństwa HPSI (ang. *High Pressure Safety Injection*) stosuje się we wszystkich reaktorach ciśnieniowych. Jest częścią systemu nagłego chłodzenia rdzenia (ECCS, ang. *Emergency Core Cooling System*), który wykonuje awaryjny wtrysk i recyrkulację płynu chłodzącego. Jego celem jest utrzymanie zapasu chłodziwa rdzenia reaktora i odpowiednie usuwanie ciepła po awarii spowodowanej utratą chłodziwa LOCA (ang. *Loss of Cooling Accident*). Funkcja wtrysku płynu chłodzącego jest wykonywana we względnie krótkim okresie po wystąpieniu awarii, a następnie zostaje dostosowana do trybu recyrkulacji w celu utrzymania długoterminowego chłodzenia rdzenia.

Układ uruchamia się automatycznie przy niskim ciśnieniu w stabilizatorze ciśnienia, wysokim ciśnieniu w obudowie bezpieczeństwa lub w przypadku wykrycia nieprawidłowości przepływu w pierwotnym obiegu chłodzenia. Dlatego też, oprócz LOCA, również inne zdarzenia mogą doprowadzić do uruchomienia się układu HPSI [12].

5. WNIOSKI

Rozwój energetyki jądrowej nieustannie wiąże się z zagadnieniem poprawy bezpieczeństwa eksplo-

atacji elektrowni jądrowej. Realizowane to jest dwutorowo, w pierwszej kolejności poprzez rozwiązanie konstrukcyjne zapewniające wewnętrzną stabilność reakcji rozszczepienia (reaktory chłodzone i moderowane wodą). W przeszłości były rozwijane konstrukcje, które na skutek zaistnienia niepożądanych zjawisk, np. gwałtownego wzrostu mocy reaktora, zwiększały intensyfikację reakcji rozszczepienia i pogłębiały jeszcze mocniej zachodzące zmiany, mogące doprowadzić do poważnych awarii reaktorowych. Drugim czynnikiem wpływającym na poprawę bezpieczeństwa jest stosowanie układów bezpieczeństwa występujących jedynie w elektrowniach jądrowych. Wzrost bezpieczeństwa reaktorów generacji III/III+ odbywa się poprzez rozwój różnorodności stosowanych układów oraz poprzez ich zwielokrotnienie. Szczególny nacisk położono na systemy pasywne, które działają w oparciu o naturalne prawa fizyki i nie wymagają zewnętrznego zasilania.

Obecne reaktory jądrowe są tak projektowane, że awaria polegająca na uszkodzeniu rdzenia nie powinna wystąpić częściej niż raz na 100 000 lat, a duże uwolnienie materiału rozszczepialnego do środowiska nie częściej niż raz na 10 000 000 lat. To wszystko sprawia, że współczesne rozwiązania elektrowni jądrowej są bardzo bezpieczne i nawet w przypadku wystąpienia ciężkiej awarii reaktorowej okoliczna ludność nie jest zagrożona.

LITERATURA

- [1] Celiński Z., Przewidywany rozwój energetyki jądrowej. Generacje reaktorów energetycznych. Część II, *Energetyka*, 3/2004.
- [2] EdF Energy, Sizewell B Plant Systems Training Student workbook: Reactor Protection System, Gloucester, 2012.
- [3] EdF Energy, Sizewell B Plant Systems Training Student workbook: Emergency Boration System, Gloucester, 2012.
- [4] INSTITUT DE RADIOPROTECTION ET DE SURETE NUCLEAIRE, Considerations of the performance and reliability of passive safety systems for nuclear reactors, 2016.
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Passive Safety Systems and Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants, IAEA-TECDOC-1624, Vienna, 2009.
- [6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety related terms for advanced nuclear plants, IAEA-TECDOC-626, Vienna, 1991.
- [7] Marques J. G., Environmental characteristics of the current Generation III nuclear power plants, *WIREs Energy Environ.* (2014), 3: 195-212. doi: 10.1002/wene.81.

- [8] Pikkarainen M., Laine J., Purhonen H., Kyrki-Rajamaki R., Sairanen R., Heat transfer analysis of the European Pressurized Water Reactor (EPR) core catcher test facility volley, IYNC (2008), 417.
- [9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessment of safety, Strona internetowa: <https://www.iaea.org/ns/tutorials/regcontrol/assess/assess3213.htm> (Dostęp: 27.06.2017).
- [10] NUCLEAR.PL, Reaktory III generacji (2014), Strona internetowa: <http://www.nuclear.pl/energetyka,genIII,reaktory-iii-generacji.html> (Dostęp: 27.06.2017).
- [11] OECD/NUCLEAR ENERGY AGENCY, Nuclear energy today (2003), Strona internetowa: <http://dx.doi.org/10.1787/9789264103306-en> (Dostęp: 27.06.2017).
- [12] WESTINGHOUSE, Nuclear Safety – Unequaled Design (2017), Strona internetowa: <http://www.westinghousenuclear.com/New-Plants/AP1000-PWR/Safety> (Dostęp: 11.06.2017).
- [13] WORLD NUCLEAR ASSOCIATION, Safety of nuclear power reactors (2016), Strona internetowa: <http://www.world-nuclear.org/information-library/safety-and-security/safety-of-plants/safety-of-nuclear-power-reactors.aspx> (Dostęp: 27.06.2017).
- [14] Eksploatacja elektrowni jądrowych, praca pod redakcją G. Ackermanna, Wydawnictwo Naukowo-Techniczne, Warszawa 1987.