

Pasywne systemy bezpieczeństwa stosowane w energetycznych reaktorach jądrowych chłodzonych wodą

Passive safety systems used in water-cooled nuclear power reactors

PAWEŁ MIREK

DOI: 10.17512/INSTAL.2026.06.03

W artykule przedstawiono przegląd rozwiązań stosowanych w pasywnych systemach bezpieczeństwa projektowanych dla energetycznych reaktorów jądrowych chłodzonych wodą, ze szczególnym uwzględnieniem jednostek generacji III i III+. Scharakteryzowano zasadę działania tych systemów oraz dokonano ich kategoryzacji, biorąc pod uwagę stopnie pasywności zdefiniowane przez Międzynarodową Agencję Energii Atomowej. Przedstawiono najważniejsze zalety i ograniczenia rozwiązań w zakresie bezpieczeństwa biernego, wskazując na ich wysoką niezawodność, prostotę konstrukcyjną oraz zdolność do działania w warunkach utraty zasilania, przy jednoczesnym zwróceniu uwagi na ograniczenia wynikające z niewielkich sił napędowych oraz złożoności zjawisk termohydraulicznych.

Słowa kluczowe: pasywne systemy bezpieczeństwa, reaktory jądrowe

The paper presents an overview of passive safety systems designed for water-cooled nuclear power reactors, with particular emphasis on Generation III and III+ reactors. The operating principles of these systems are described, and they are categorized according to the levels of passivity defined by the International Atomic Energy Agency. The most important advantages and limitations of passive safety systems are presented, highlighting their high reliability, structural simplicity, and ability to function under power loss conditions, while also noting the limitations resulting from low driving forces and the complexity of thermohydraulic phenomena.

Keywords: passive safety systems, nuclear reactors

Wprowadzenie

Energetyczne reaktory jądrowe stanowią stabilne, niskoemisyjne oraz wysokoefektywne źródła energii, wyróżniające się wysokim współczynnikiem wykorzystania mocy oraz zdolnością do zapewnienia przewidywalności kosztów wytwarzania energii elektrycznej w długim horyzoncie czasowym. Systemy elektroenergetyczne oparte na technologiach jądrowych spełniają rygorystyczne kryteria stawiane niskoemisyjnym źródłom energii, wykazując odporność na zmienność uwarunkowań geopolitycznych oraz na zakłócenia w dostawach surowców energetycznych. W konsekwencji przyczyniają się do zwiększenia poziomu bezpieczeństwa energetycznego oraz stabilizacji procesów rozwoju gospodarczego, które w znacznym stopniu uzależnione są od kosztów energii.

W ostatnich latach zauważyć można wzrost zainteresowania wykorzystaniem

technologii jądrowych w energetyce wielu krajów europejskich. Przyczyną tego renesansu należy upatrywać nie tylko w licznych zaletach technicznych, ekonomicznych i środowiskowych, ale także w zauważalnym postępie w poprawie bezpieczeństwa pasywnego współcześnie oferowanych reaktorów generacji III+. Kluczowym impulsem do zainteresowania ideą pasywnych systemów bezpieczeństwa była awaria w Czarnobylu, która przyczyniła się do zmiany podejścia w zakresie rozwijania koncepcji defence-in-depth jądrowych obiektów energetycznych. W roku 1991 Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej (MAEA) zorganizowała konferencję pod nazwą "The Safety of Nuclear Power: Strategy for the Future" [1], na której określono rozwój pasywnych systemów bezpieczeństwa jako strategię projektową przyszłych energetycznych reaktorów jądrowych III generacji. W tym samym roku MAEA opublikowała istotny dokument

o charakterze definicyjno-koncepcyjnym pod nazwą "Safety related terms for advanced nuclear plants" [2], w którym wprowadzono i uporządkowano terminologię związaną z systemami pasywnymi oraz określono kategorie pasywności tych systemów. W dokumencie "Technical feasibility and reliability of passive safety systems for nuclear power plants" [3] wykazano, że pasywne systemy bezpieczeństwa mają duży potencjał poprawy bezpieczeństwa reaktorów, lecz ich akceptacja projektowa i licencyjna wymaga wykazania niezawodności funkcjonalnej poprzez połączone ocenę zjawisk termohydraulicznych, niezawodności elementów, analiz deterministycznych oraz walidacji eksperymentalnej. W 1996 r. wiele programów projektowania, rozwoju i testowania systemów bezpieczeństwa biernego dla elektrowni jądrowych osiągnęło etap dojrzały, a niektóre projekty wykorzystujące systemy pasywne do realizacji wymaganych funkcji bezpie-

czeństwa znajdowały się na etapie opracowania dokumentacji warsztatowej. W 2009 roku MAEA opublikowała bardzo istotny raport techniczny pod nazwą "Passive Safety Systems and Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants" [4], w którym stwierdzono, że pasywne systemy bezpieczeństwa w reaktorach wodnych mogą skutecznie realizować kluczowe funkcje bezpieczeństwa, ale ich działanie jest silnie uzależnione od zjawisk cyrkulacji naturalnej i wymaga bardzo starannego projektowania, modelowania i walidacji eksperymentalnej. Po awarii w elektrowni Fukushima Daiichi nastąpiło wyraźne przyspieszenie prac nad wypracowaniem rozwiązań w zakresie pasywnego systemu bezpieczeństwa. Bezpośrednim efektem tych działań był m.in. dokument pn. "Passive Safety Systems in Advanced Water Cooled Reactors: Case Studies" [5], w którym stwierdzono, że z uwagi na fakt, że skuteczność pasywnych systemów bezpieczeństwa w zaawansowanych reaktorach wodnych zależy przede wszystkim od przewidywalności i stabilności zjawisk termohydraulicznych [6], zwłaszcza naturalnej cyrkulacji [7] i stratyfikacji cieplnej [5], ich ocena wymaga szczegółowych analiz projektowych oraz walidacji eksperymentalnej. W efekcie w reaktorach generacji III+ implementuje się obecnie takie elementy bezpieczeństwa pasywnego, które potrafią wykonać kluczowe funkcje bezpieczeństwa bez długotrwałego wsparcia zasilania zewnętrznego, pomp i intensywnej ingerencji operatora, wykorzystując grawitację, sprężony gaz, naturalną cyrkulację, kondensację i naturalne odprowadzanie ciepła.

Definicja i kategoryzacja pasywnych systemów bezpieczeństwa stosowanych w elektrowniach jądrowych

Zgodnie z zapisami zawartymi w dokumencie [2] pasywnym systemem bezpieczeństwa elektrowni jądrowej jest układ składający się w całości z pasywnych elementów i struktur, lub układ, który wykorzystuje aktywne komponenty w bardzo ograniczonym zakresie do inicjowania kolejnych działań pasywnych. Elementem pasywnym jest każdy komponent, który do działania nie potrzebuje żadnego zewnętrznego sygnału. Z kolei przez komponent aktywny należy rozumieć każdy element, który nie jest pasywny. Pasywny system bezpieczeństwa zapewnia chłodzenie rdzenia jądrowego z wykorzystaniem procesów takich jak konwekcja naturalna, kondensacja pary wodnej, odparowywanie cieczy, a także wtrysk chłodziwa pod ciśnieniem lub grawitacyjnie [8]. W dokumencie „Advanced light water reactor utility requirements

document” [9] pasywny system bezpieczeństwa definiowany jest jako układ, który jest zasadniczo samowystarczalny lub samopodtrzymujący się, wykorzystujący naturalne siły fizyczne takie jak grawitacja lub cyrkulacja naturalna, ewentualnie energię zmagazynowaną w bateriach, siłę bezwładności ruchu obrotowego oraz sprężone płyny, ewentualnie energię własną, a także zawory zwrotne oraz zawory niezasilane w sposób ciągły (tj. takie, które mogą zmieniać stan w celu wykonania zamierzonych funkcji, ale nie wymagają kolejnej zmiany stanu ani ciągłej dostępności zasilania do utrzymania zamierzonych funkcji).

Biorąc pod uwagę złożoną strukturę zabezpieczeń biernych stosowanych w elektrowniach jądrowych, wprowadzono klasyfikację stopni pasywności, które pogrupowano w cztery kategorie A, B, C i D, pokazane w Tabeli 1. Przykładami elementów bezpieczeństwa zaliczanych do kategorii A są [2, 4]:

- fizyczne bariery zapobiegające uwolnieniu produktów rozszczepienia, w tym osłony paliwa jądrowego i systemy obudowy ciśnieniowej,
- wzmocnione konstrukcje budowlane służące do ochrony elektrowni przed zdarzeniami sejsmicznymi i/lub innymi zdarzeniami zewnętrznymi,
- systemy chłodzenia rdzenia oparte wyłącznie na promieniowaniu cieplnym i/lub przewodzeniu ciepła z paliwa jądrowego do zewnętrznych elementów konstrukcyjnych (w przypadku gorącego wyłączenia reaktora),
- elementy statyczne pasywnych systemów związanych z bezpieczeństwem (np. rury, urządzenia utrzymujące ciśnienie, akumulatory i zbiorniki wyrównawcze), a także elementy konstrukcyjne (np. podpory i osłony).

W kategorii B uwzględniane są:

- systemy wyłączania reaktora oraz awaryjnego chłodzenia rdzenia oparte na wodzie z kwasem borowym, włączanej w wyniku naruszenia równowagi hydrostatycznej między przegrodą ciśnieniową a zewnętrznym basenem chłodziwa,
- systemy awaryjnego chłodzenia reaktora oparte na naturalnej cyrkulacji powietrza lub wody w wymiennikach ciepła zanurzonych w basenach wodnych (wewnątrz obudowy bezpieczeństwa), do których bezpośrednio przenoszone jest ciepło resztkowe,
- systemy chłodzenia obudowy bezpieczeństwa oparte na naturalnej cyrkulacji powietrza opływającego ściany obudowy bezpieczeństwa, z wlotem i wylotem przez komin lub w rurach pokrywających wewnętrzne ściany silosów reaktorów podziemnych,

Tabela 1. Stopnie pasywności systemów bezpieczeństwa elektrowni jądrowej

Table 1. Degrees of passivity of nuclear power plant safety systems

Kategoria A
<ul style="list-style-type: none"> • Brak sygnałów wejściowych świadczących o „inteligencji” • Brak zewnętrznych źródeł zasilania lub sił • Brak ruchomych części mechanicznych • Brak ruchomego płynu roboczego
Kategoria B
<ul style="list-style-type: none"> • Brak sygnałów wejściowych świadczących o „inteligencji” • Brak zewnętrznych źródeł zasilania lub sił • Brak ruchomych części mechanicznych • Ruchomy płyn roboczy
Kategoria C
<ul style="list-style-type: none"> • Brak sygnałów wejściowych świadczących o „inteligencji” • Brak zewnętrznych źródeł zasilania lub sił • Ruchome elementy mechaniczne, niezależnie od tego, czy występują także ruchome płyny robocze
Kategoria D
<ul style="list-style-type: none"> • Wymagane „inteligentne” sygnały sterujące w celu uruchomienia procesu pasywnego • Energia potrzebna do uruchomienia procesu musi pochodzić ze źródeł magazynujących, takich jak baterie lub ciecze pod ciśnieniem • Elementy aktywne ograniczone do elementów sterujących, oprzyrządowania i zaworów służących do uruchomienia systemu pasywnego • Wykluczone uruchamianie ręczne

- bramki fluidalne między układami procesowymi, np. linie kompensacyjne reaktorów PWR.

Do kategorii C zaliczane są:

- awaryjne systemy wtryskowe składające się z akumulatorów lub zasobników wyposażonych w przewody wylotowe z zamontowanymi zaworami zwrotnymi,
- urządzenia zabezpieczające przed przekroczeniem ciśnienia dopuszczalnego oraz/lub awaryjne urządzenia chłodzące w systemach obwodów ciśnieniowych, działające na zasadzie uwalniania płynu przez zawory bezpieczeństwa,
- systemy wentylacji z filtrem w obudowach zabezpieczających, uruchamiane przez membrany bezpieczeństwa,
- zawory zwrotne i sprężynowe zawory nadmiarowe, a także niektóre mechanizmy wyzwalające (np. siłowniki temperatury, ciśnienia i poziomu).

Przykładami zabezpieczeń zaliczanych do kategorii D są:

- awaryjne systemy chłodzenia rdzenia i wtrysku oparte na grawitacji, inicjowane przez zasilane baterijne zawory elektryczne lub elektropneumatyczne,
- awaryjne systemy wyłączania reaktora oparte na prętach sterujących napędzanych grawitacją lub ciśnieniem statycznym.

Wady i zalety pasywnych systemów bezpieczeństwa elektrowni jądrowych

Istnieje szereg korzyści ze stosowania pasywnych systemów bezpieczeństwa w elektrowniach jądrowych. Do najważniejszych z nich należą:

- poprawa niezawodności systemów bezpieczeństwa,
- brak wymagań co do interwencji operatora w celu ograniczenia ryzyka awarii projektowych, jak również aktywnych systemów wsparcia [10],
- prostsza, w porównaniu z systemami aktywnymi, konfiguracja zawierająca znacznie mniej komponentów,
- mniejsza, w porównaniu z systemami aktywnymi, liczba wymaganych testów, przeglądów i konserwacji,
- łatwość nadzorowania stanu gotowości operacyjnej,
- znacznie mniejsze koszty związane z instalacją, konserwacją i eksploatacją systemów aktywnych, które wymagają wielu pomp z niezależnymi i redundantnymi źródłami zasilania elektrycznego [4].

Wyeliminowanie pomp wyklucza powstawanie awarii związanych z utratą przepływu, pęknięciem uszczelnienia oraz awariami typu SBLOCAs (ang. Small Break Loss-of-Coolant-Accidents), natomiast wykorzystanie cyrkulacji naturalnej znacznie poprawia charakterystykę przepływu, zwłaszcza w układach przewodów równoległych.

Zasadniczą wadą systemów pasywnych opartych na obiegu grawitacyjnym jest niewielka wartość siły wywołującej ruch płynu. Narzuca to konieczność optymalizowania tras rurociągów oraz stosowania dużych średnic. Dodatkowym problemem są liczne niestabilności termo-hydrauliczne, Ledinegga, związane z kryzysem wrzenia i zmianą struktury przepływu, które próbuje się eliminować, prowadząc badania eksperymentalne i obliczenia symulacyjne [11].

Przegląd pasywnych systemów bezpieczeństwa stosowanych w elektrowniach jądrowych do odprowadzania ciepła powyłączeniowego reaktora

Zasadniczym celem współcześnie projektowanych pasywnych systemów bezpieczeństwa energetycznych reaktorów jądrowych jest skuteczne odprowadzenie ciepła powyłączeniowego reaktora. Zadanie to realizowane jest z wykorzystaniem urządzeń pozostających:

- w obrębie obudowy bezpieczeństwa, których głównym przeznaczeniem jest bezpośrednie chłodzenie rdzenia reaktora oraz

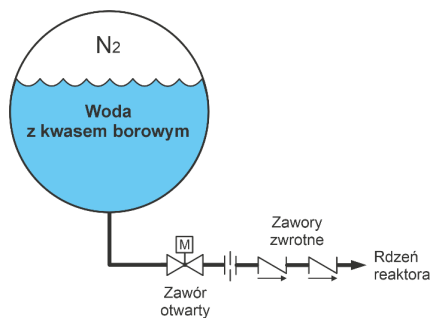
- poza obudową bezpieczeństwa, dla których celem jest ograniczenie ciśnienia wewnątrz oraz chłodzenie płaszcza obudowy bezpieczeństwa.

W przypadku urządzeń należących do pierwszej grupy wykorzystuje się następujące systemy bezpieczeństwa pasywnego:

- zbiorniki ciśnieniowe z poduszką gazową wypełnione wodą z kwasem borowym (tzw. akumulatory),
- układ cyrkulacji naturalnej współpracujący z wysoko usytuowanymi zbiornikami uzupełniającymi wody z kwasem borowym (tzw. CMT – ang. Core Makeup Tanks),
- zbiorniki z odpływem grawitacyjnym,
- Układ pasywnego chłodzenia generatora pary,
- układ pasywnego odprowadzenia ciepła powyłączeniowego w wymiennikach ciepła,
- układ pasywnego chłodzenia skraplaczy izolacyjnych rdzenia,
- układ naturalnej cyrkulacji studzienki zbiorczej.

Akumulatory (zbiorniki z poduszką gazową pod ciśnieniem)

Akumulatory (zwane także SIT – ang. Safety Injection Tanks) to walcowe lub sferyczne zbiorniki ciśnieniowe z poduszką gazową, wypełnione wodą z kwasem borowym, zaliczane do kategorii C pasywnych systemów bezpieczeństwa. Urządzenia te spełniają funkcję awaryjnych układów chłodzenia rdzenia reaktora, w których siłą napędową jest ciśnienie gazu sprężonego nad powierzchnią swobodną cieczy wypełniającego najczęściej 25% objętości zbiornika. Rolę gazu zwykle pełni azot lub inny gaz obojętny. W normalnej pracy reaktora zbiornik odizolowany jest od układu chłodzenia rdzenia za pomocą zestawu zaworów zwrotnych połączonych szeregowo (rys. 1). Zawory te uruchamiane są automatycznie, gdy ciśnienie w układzie chłodzenia reaktora spadnie poniżej wartości występującej w akumulatorze.



Rys. 1. Zbiornik z poduszką gazową pod ciśnieniem (akumulator)
Fig. 1. Pre-pressurized core flooding tank (accumulator)

Otwarcie zaworów powoduje opróżnienie zbiornika w ciągu kilku/kilkunastu minut oraz wtrysk wody z kwasem borowym do układu chłodzenia rdzenia reaktora.

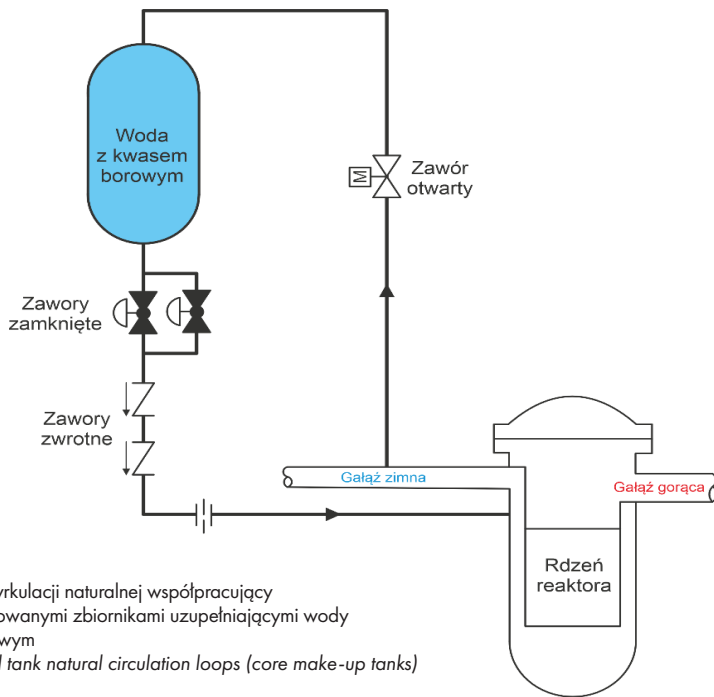
Z uwagi na to, że ścianki zbiorników nie są izolowane, temperatura wody z kwasem borowym w akumulatorach jest na podobnym poziomie jak temperatura otoczenia w obudowie bezpieczeństwa. Każdy akumulator jest podłączony do jednej z linii bezpośredniego wtrysku do obudowy, w której znajduje się rdzeń. Urządzenia projektowane są w taki sposób, aby dostarczać wodę z kwasem borowym do układu chłodzenia reaktora w przypadku awarii skutkującej znaczną utratą chłodziwa [12].

Układ cyrkulacji naturalnej współpracujący z wysoko usytuowanymi zbiornikami uzupełniającymi wody z kwasem borowym (tzw. CMT – ang. Core Makeup Tanks)

Systemy pasywne, zbudowane na bazie naturalnej cyrkulacji, stanowią efektywny sposób chłodzenia rdzenia reaktora. Układy tego typu tworzą zamkniętą pętlę, integrując poprzez system rurociągów zbiorniki usytuowane na odpowiedniej wysokości, wypełnione wodą z kwasem borowym z układem chłodzenia reaktora (rys. 2).

W normalnym stanie pracy zbiorniki są odizolowane od układu chłodzenia reaktora za pomocą zaworu odcinającego zlokalizowanego na przewodzie wylotowym wychodzącym z dolnej części zbiornika. Medium robocze znajduje się jednak pod ciśnieniem panującym w układzie chłodzenia dzięki otwartemu zaworowi znajdującemu się w górnym przewodzie połączeniowym.

W przypadku awarii następuje otwarcie dolnego zaworu odcinającego i zamknięcie pętli cyrkulacji naturalnej zimnej wody z kwasem borowym dopływającej do rdzenia. W celu ograniczenia liczby rurociągów podłączonych do zbiornika ciśnieniowego reaktora, przewód tłoczny (dolny) zbiornika CMT jest wspólny z przewodem wtrysku awaryjnego chłodziwa do rdzenia. W niektórych scenariuszach awaryjnych podawanie wody z kwasem borowym ze zbiornika CMT może rozpocząć się przed uruchomieniem akumulatorów i zakończyć po ich opróżnieniu. W takich sytuacjach natężenie przepływu chłodziwa ze zbiornika CMT może być w istotnym stopniu zależne od przepływu wody z kwasem borowym z akumulatorów. Ponadto w sytuacji, gdy przewód tłoczny zbiornika CMT jest podłączony do zimnej lub gorącej gałęzi zbiornika reaktora

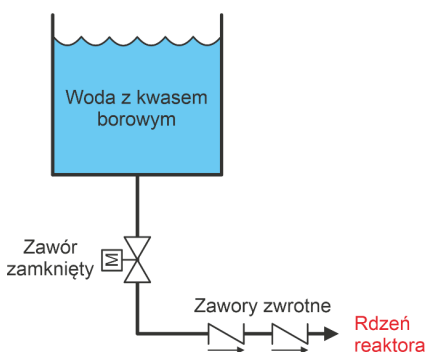


Rys. 2. Układ cyrkulacji naturalnej współpracujący z wysoko usytuowanymi zbiornikami uzupełniającymi wody z kwasem borowym
Fig. 2. Elevated tank natural circulation loops (core make-up tanks)

(tj. bez bezpośredniego wtrysku do zbiornika reaktora), zachodzi niebezpieczeństwo odwrócenia kierunku przepływu i skierowania chłodziwa do wytwornicy pary zamiast do rdzenia reaktora. Przypadek ten narzuca konieczność starannej weryfikacji współpracy zastosowanych systemów pasywnych działających w obrębie jednego rdzenia reaktora. Układy bazujące na zbiornikach CMT należą do kategorii D pasywnych systemów bezpieczeństwa.

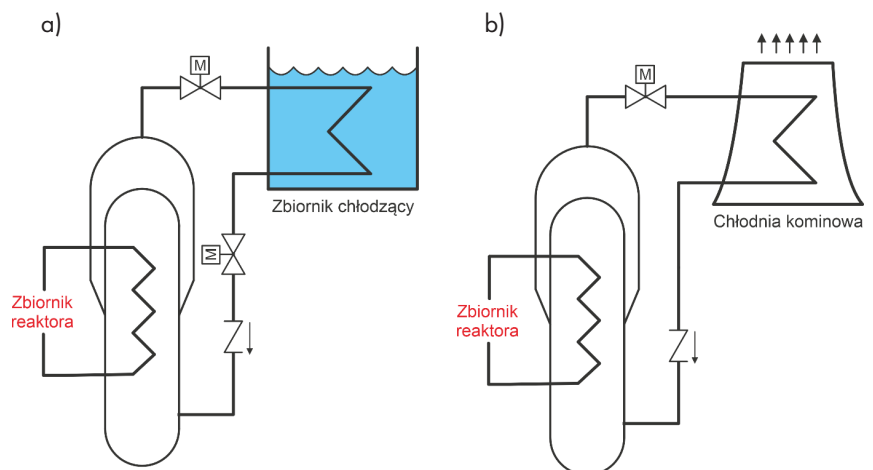
Zbiorniki z odpływem grawitacyjnym

Zbiorniki z odpływem grawitacyjnym to urządzenia niskociśnieniowe wypełnione wodą z kwasem borowym zlokalizowane na określonej wysokości względem rdzenia reaktora, których praca jest inicjowana niższym ciśnieniem po stronie rdzenia powodującym otwarcie zaworów zwrotnych (rys. 3).



Rys. 3. Zbiornik z odpływem grawitacyjnym
Fig. 3. Elevated gravity drain tank

W niektórych rozwiązaniach ilość wody w zbiorniku jest na tyle duża, aby zalać całą objętość zbiornika, w którym znajduje się reaktor. Wydajność zbiornika grawitacyjnego może być ograniczona w przypadku odsłonięcia rdzenia wskutek wytwarzania pary w jego obszarze. W przypadku reaktorów PWR (np. APR1000) rolę zbiorników z odpływem grawitacyjnym pełnić mogą układy PCCWS (ang. Passive Containment Cooling Water Storage), których podstawowym zadaniem jest pasywne chłodzenie obudowy bezpieczeństwa, umożliwiające transfer ciepła ze stalowego zbiornika bezpieczeństwa do otoczenia. Zbiorniki z odpływem grawitacyjnym zaliczane są do kategorii D pasywnych systemów bezpieczeństwa.



Rys. 4. Układ pasywnego chłodzenia generatora pary: a – z wykorzystaniem zbiornika chłodzącego, b – z wykorzystaniem chłodni kominowej
Fig. 4. Passive steam generator cooling system: (a) with a cooling tank; (b) with a cooling tower

Układ pasywnego chłodzenia generatora pary

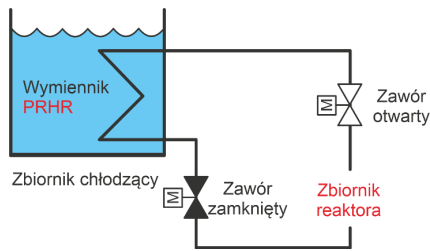
Układy pasywnego chłodzenia generatorów pary stosuje się w niektórych konstrukcjach reaktorów PWR. Ciepło powyłączeniowe z reaktora odprowadzane jest w obiegu wtórnym na dwa sposoby:

- poprzez kondensację pary wodnej z wykorzystaniem wymiennika ciepła zanurzonego w zbiorniku z wodą (rys. 4a),
- poprzez kondensację pary wodnej w chłodni kominowej (układ chłodzenia powietrzem) (rys. 4b).

Oznacza to, że układ jest projektowany w taki sposób, aby podczas chłodzenia możliwe było wrzenie i odparowanie cieczy, jak również kondensacja pary wodnej. W przypadku reaktora VVER-1200/V-491 pasywne chłodzenie wytwornicy pary realizowane jest w układzie SG PHRS (ang. Steam Generator Passive Heat Removal System) z wykorzystaniem otwartego zbiornika wody oraz rurowych wymienników ciepła. Układy pasywnego chłodzenia generatorów pary zaliczane są do kategorii D pasywnych systemów bezpieczeństwa.

Układ pasywnego odprowadzenia ciepła powyłączeniowego w wymiennikach ciepła

Wymienniki ciepła z pasywnym odprowadzaniem ciepła resztkowego (PRHR – ang. Passive Residual Heat Removal) są stosowane w kilku zaawansowanych konstrukcjach reaktorów PWR. Ich podstawową funkcją jest zapewnienie długotrwałego odprowadzania ciepła powyłączeniowego z wykorzystaniem obiegu cyrkulacji naturalnej wody (rys. 5). Obieg wymiennika ciepła PRHR pracuje pod ciśnieniem



Rys. 5. Układ pasywnego odprowadzenia ciepła powyłączeniowego w wymienniku ciepła PRHR
Fig. 5. Passive residual heat removal system with a PRHR heat exchanger

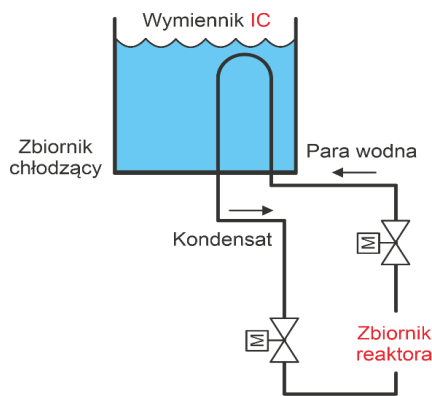
panującym w obiegu pierwotnym. Przepływ cieczy inicjowany jest otwarciem zaworu odcinającego znajdującego się na dnie wymiennika. Działanie układu PRHR jest projektowane pod kątem transportu ciepła wyłącznie przez ciecz (bez możliwości wrzenia i kondensacji pary). Jest to szczególnie przydatne w łagodzeniu skutków całkowitej awarii zasilania elektrowni.

W przypadku reaktora AP1000 pasywne chłodzenie wytworzycy pary realizowane jest w układzie PDHR (ang. Passive Decay Heat Removal) z wykorzystaniem zapasowego zbiornika wody IRWST (ang. In-containment Refuelling Water Storage Tank) oraz wymiennika ciepła PRHR (ang. Passive Residual Heat Removal). Układ cyrkulacji naturalnej cieczy z wymiennikiem PRHR zalicza się do kategorii D pasywnych systemów bezpieczeństwa.

Układ pasywnego chłodzenia skraplaczy izolacyjnych rdzenia

Skraplacze izolacyjne rdzenia z chłodzeniem pasywnym są zaprojektowane tak, aby zapewnić chłodzenie rdzenia reaktora wodnego wrzącego (BWR) po jego odłączeniu od głównego odbiornika ciepła, jakim jest zespół turbiny i skraplacza. Jak pokazano na rysunku 6, podczas pracy reaktora jest on zwykle odizolowany od wymiennika ciepła skraplacza izolacyjnego (IC, ang. – Isolation Condenser) za pomocą zamkniętych zaworów. W przypadku konieczności odizolowania rdzenia od głównego odbiornika ciepła zawory znajdujące się w przewodach IC zostają otwarte, a para główna jest kierowana do wymiennika ciepła IC, gdzie ulega skropleniu w pionowej sekcji rur. Ciepło jest odprowadzane do atmosfery poprzez wymiennik ciepła i basen. Kondensat powraca do rdzenia grawitacyjnie, spływając wewnątrz rur.

Na rysunku 7 pokazano schemat typowego układu pasywnego chłodzenia skraplaczy izolacyjnych rdzenia [14]. System składa się z dwóch zestawów urządzeń, wyposażonych w dwa duże wymienniki ciepła, umieszczonych poza obudową



Rys. 6. Układ pasywnego chłodzenia skraplaczy izolacyjnych rdzenia
Fig. 6. Passive cooling system with core isolation condensers

bezpieczeństwa powyżej zbiornika ciśnieniowego reaktora (RPV). W wymiennikach następuje skroplenie pary wytworzonej przez ciepło powyłączeniowe oraz powrót kondensatu do reaktora w obiegu naturalnym.

Obieg pierwotny skraplacza izolacyjnego tworzą:

- rurociąg zasilający doprowadzający parę ze zbiornika RPV oraz
- rurociąg powrotny, który odprowadza kondensat z powrotem do zbiornika RPV przez jeden z rurociągów pompy recyrkulacyjnej, wraz z odpowiednimi zaworami odcinającymi.

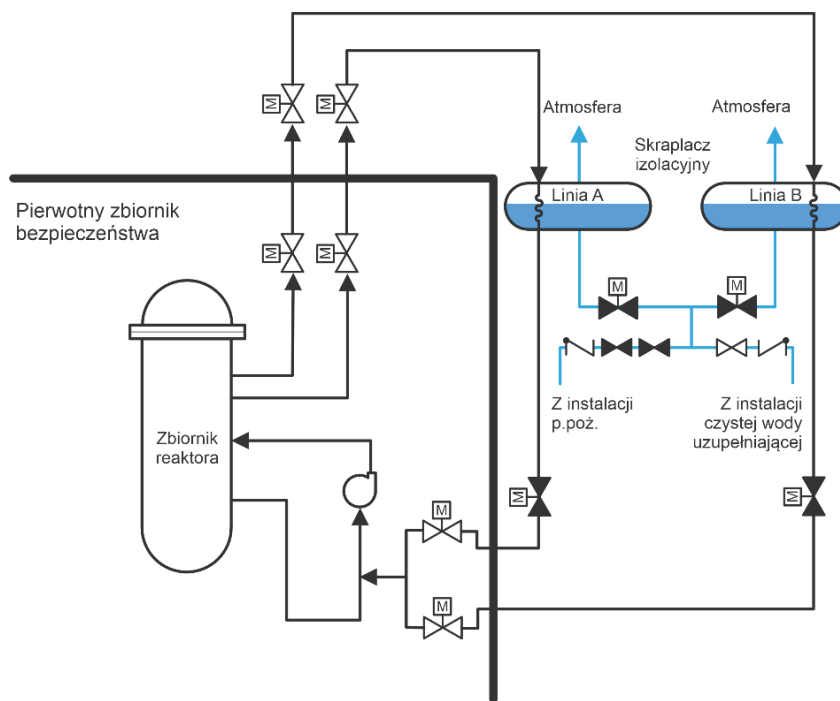
W stanie gotowości rurociąg parowy jest otwarty, a rurociąg powrotny kondensatu zamknięty, co pozwala na utrzymanie ciśnienia w rurociągu wyjściowym i eliminu-

je ryzyko uderzenia hydraulicznego podczas rozruchu. Po otrzymaniu odpowiedniego sygnału wynikającego na przykład z wysokiego ciśnienia w reaktorze, zawór powrotny kondensatu zostaje otwarty. Wywołuje to zamknięcie obiegu cyrkulacji naturalnej. Obieg wtórny skraplacza izolacyjnego tworzy układ, w którym głównym elementem jest duży zbiornik wody o pojemności wystarczającej do ciągłego odprowadzania ciepła powyłączeniowego do atmosfery. Ubytek wody w zbiorniku musi być uzupełniany przez obsługę elektrowni zazwyczaj po upływie kilkunastu lub kilkudziesięciu godzin od momentu pojawienia się awarii w układzie chłodzenia.

Układy pasywnego chłodzenia skraplaczy izolacyjnych rdzenia zaliczane są do kategorii D pasywnych systemów bezpieczeństwa.

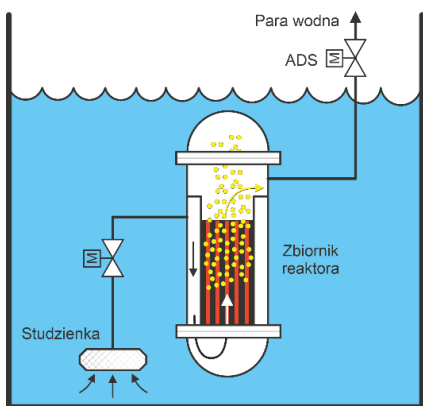
Układ naturalnej cyrkulacji studzienki zbiorczej

Studzienka zbiorcza (ang. Containment sump) stanowi część systemu ECCS (ang. Emergency Core Cooling Systems) elektrowni jądrowej. Studzienki tego typu gromadzą chłodziwo reaktora i chemicznie aktywne roztwory po awarii związanej z nieszczelnością układu chłodzenia, a następnie wykorzystują je do pasywnego i długoterminowego usuwania ciepła powyłączeniowego reaktora. Odprowadzanie ciepła powyłączeniowego następuje poprzez wrzenie w rdzeniu. Para wodna wytworzona tam



Rys. 7. Schemat typowego układu pasywnego chłodzenia skraplaczy izolacyjnych rdzenia. Opracowano na podstawie [14]
Fig. 7. Schematic of a typical isolation condenser cooling system. Adapted from [14]

przemieszcza się ku górze przez zawór automatycznego systemu dekompresji (ADS, ang. Automatic Depressurization System), który odprowadza ją bezpośrednio do obudowy bezpieczeństwa (Rys. 8). Różnica gęstości, jaka tworzy się pomiędzy obszarem rdzenia a cieczą w obudowie bezpieczeństwa, wywołuje naturalny przepływ cyrkulacyjny, który zasysa wodę przez przewód podłączony do zbiornika reaktora. W niektórych konstrukcjach naturalna cyrkulacja wewnątrz zbiornika reaktora może być wystarczająca do odprowadzania ciepła rozpadu bez konieczności uruchamiania systemu ADS.



Rys. 8. Układ pasywnego chłodzenia rdzenia reaktora z wykorzystaniem studzienki zbiorczej
Fig. 8. Passive reactor core cooling system based on sump natural circulation

Układy z wykorzystaniem naturalnej cyrkulacji studzienki zbiorczej zaliczane są do kategorii D pasywnych systemów bezpieczeństwa

Przegląd pasywnych systemów bezpieczeństwa stosowanych w elektrowniach jądrowych do chłodzenia i obniżania ciśnienia w obudowie bezpieczeństwa reaktora

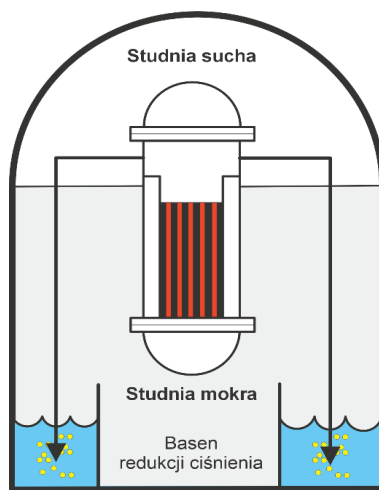
Do pasywnych systemów bezpieczeństwa stosowanych w elektrowniach jądrowych do chłodzenia i obniżania ciśnienia w obudowie bezpieczeństwa reaktora należą:

- baseny redukcji ciśnienia w obudowie bezpieczeństwa,
- pasywne systemy odprowadzania ciepła i redukcji ciśnienia w obudowie bezpieczeństwa,
- pasywny system zraszania obudowy bezpieczeństwa.

Jak wspomniano wcześniej podstawowym celem tych układów jest ograniczenie ciśnienia wewnątrz oraz chłodzenie płaszcza obudowy bezpieczeństwa.

Baseny redukcji ciśnienia

Baseny redukcji ciśnienia (ang. Containment Pressure Suppression Pools) to kluczowe systemy bezpieczeństwa stosowane szczególnie w reaktorach BWR. Ich głównym celem jest ochrona obudowy bezpieczeństwa przed nadmiernym wzrostem ciśnienia i temperatury w przypadku awarii obiegu chłodzenia (LOCA, ang. Loss of Coolant Accident). W takim stanie do wnętrza suchej komory obudowy uwalniana jest ogromna ilość pary wodnej o wysokiej energii (rys. 9). System zaprojektowany jest w taki sposób, aby para skierowana została przez rury do komory mokrej, w której znajduje się basen z wodą. Gorąca para, przepływając przez wodę w basenie, ulega szybkiej kondensacji.



Rys. 9. Układ do pasywnej redukcji ciśnienia w obudowie bezpieczeństwa wykorzystujący baseny do kondensacji pary wodnej
Fig. 9. Passive containment pressure reduction system using steam condensation in suppression pools

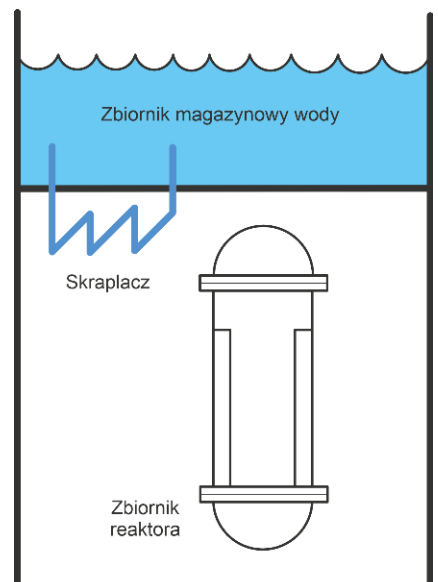
Ponieważ para zajmuje znacznie większą objętość niż woda, jej kondensacja drastycznie obniża ciśnienie wewnątrz obudowy bezpieczeństwa, co zapobiega jej uszkodzeniu. Baseny redukcji ciśnienia działają na zasadzie „gąbki energetycznej” pochłaniając ciepło uwolnione z rdzenia reaktora podczas awarii LOCA [13]. Systemy tego typu zaliczane są do kategorii B i C pasywnych systemów bezpieczeństwa.

Pasywne systemy odprowadzania ciepła i redukcji ciśnienia w obudowie bezpieczeństwa

Ten typ pasywnego systemu bezpieczeństwa powoduje usuwanie ciepła oraz redukcję ciśnienia w obudowie bezpieczeństwa po awarii układu chłodzenia z wykorzystaniem kondensacji pary na rurach skraplacza (lub powierzchniach

chłodzących). Stanowi on kluczowy mechanizm bezpieczeństwa pasywnego, szczególnie w reaktorach generacji III i III+. Podstawowym elementem układu jest wymiennik ciepła, którego funkcję pełni zewnętrzny atmosferyczny zbiornik z wodą umieszczony powyżej rdzenia reaktora. Para odprowadzana do obudowy bezpieczeństwa skrapla się na powierzchniach rur skraplacza obudowy, zapewniając jednocześnie obniżenie ciśnienia i chłodzenie obudowy. Taka koncepcja odprowadzenia ciepła może być realizowana w trzech różnych wariantach, przedstawionych na rys. 10-12.

W wariantcie pierwszym (rys. 10), powietrzny wymiennik ciepła (HEX – ang. Air Heat Exchanger) połączony jest z basenem umieszczonym na szczycie obudowy bezpieczeństwa. Przepływ wody od strony basenu jest wymuszany cyrkulacją naturalną wynikającą z odbioru ciepła przez wymiennik w obudowie bezpieczeństwa reaktora.



Rys. 10. Układ ograniczenia ciśnienia i odprowadzenia ciepła z obudowy bezpieczeństwa po awarii utraty chłodziwa (LOCA) z wykorzystaniem kondensacji pary wodnej na rurach skraplacza
Fig. 10. Containment pressure reduction and heat removal system following a loss-of-coolant accident (LOCA), using steam condensation on condenser tubes

W wariantcie drugim (rys. 11) zamknięta pętla wypełniona cieczą łącząca powietrzny wymiennik HEX z wymiennikiem zanurzonym w basenie. Cyrkulacja naturalna i zdolność do odprowadzania ciepła następują wówczas, gdy wymiennik powietrzny odbiera ciepło z obudowy. Powoduje to ogrzewanie czynnika transportującego ciepło w rurociągu oraz stratyfikację wody w basenie wywołującą różnicę gęstości czynnika.

W wariantcie trzecim, pokazanym na rysunku 12, dwie różne strefy obudowy bezpieczeństwa, w których w przypadku awarii układu chłodzenia występują różne ciśnienia, połączone są z rurociągami zasilającym i powrotnym wymiennika zanurzonego w basenie zewnętrznym. W tym rozwiązaniu czynnikiem roboczym w rurociągu wznoszącym jest mieszanina pary wodnej i powietrza, a w rurociągu opadającym kondensat. W porównaniu z wariantami przedstawionymi na rysunkach 10 i 11, siły napędowe wywołujące ruch płynów mogą być mniejsze, a pracę samego wymiennika ciepła może charakteryzować niestabilność [4].

Z uwagi na niewielkie wartości sił napędowych pasywne systemy odprowadzania ciepła i redukcji ciśnienia w obudowie bezpieczeństwa wymagają starannego zaprojektowania. Systemy te należą do kategorii B i D.

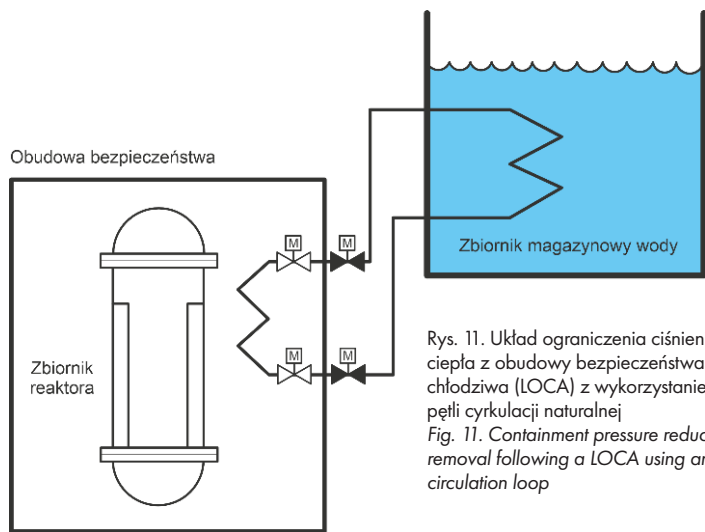
Pasywne systemy zraszające obudowy bezpieczeństwa

Na rysunku 13 pokazano schemat pasywnego systemu chłodzącego obudowy bezpieczeństwa reaktora jądrowego. Po wystąpieniu nieszczelności w układzie chłodzenia i wypływie pary, ulega ona kondensacji na skutek kontaktu z chłodną powierzchnią stalowej obudowy bezpieczeństwa.

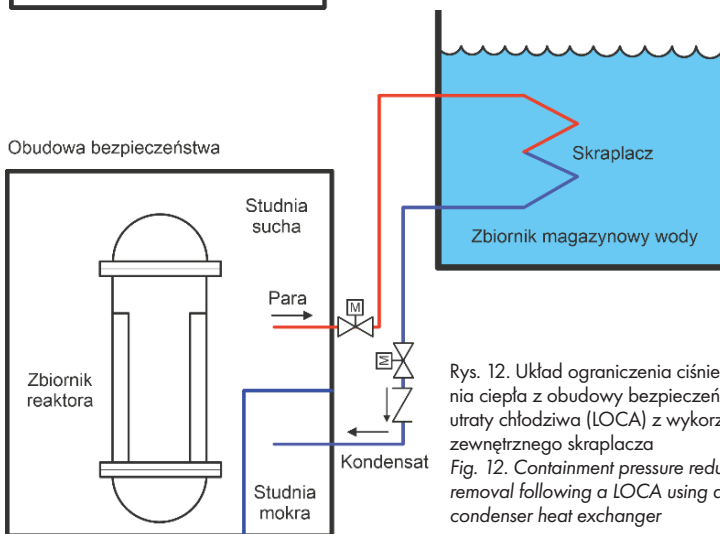
Ciepło przekazywane jest na zewnątrz obudowy do powietrza zewnętrznego, omywającego konwekcyjnie jej ściany. Intensyfikacja procesu chłodzenia może nastąpić poprzez system zraszający zasilany ze zbiorników umieszczonych na szczycie obudowy. Układ chłodzenia powietrzem omywającym ściany obudowy zaliczany jest do kategorii B pasywnego systemu bezpieczeństwa, natomiast system zraszający do kategorii D.

Podsumowanie

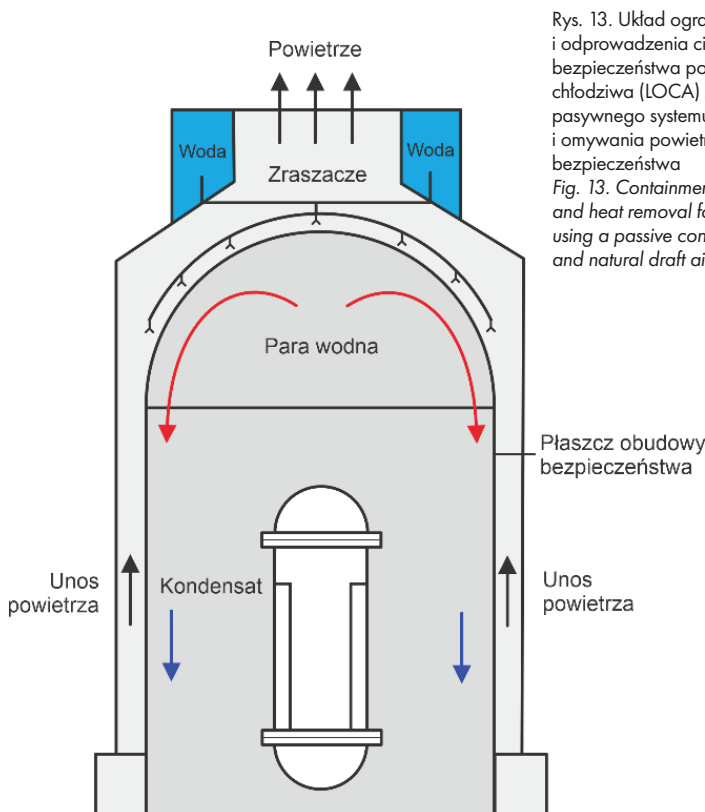
Przeprowadzony przegląd pasywnych systemów bezpieczeństwa stosowanych w energetycznych reaktorach jądrowych chłodzonych wodą pozwala jednoznacznie stwierdzić, że stanowią one kluczowy element bezpieczeństwa projektowanych obecnie układów generacji III i III+. Ich rozwój jest bezpośrednio związany z dążeniem do minimalizacji skutków potencjalnych awarii, ograniczenia zależności i kosztów związanych z instalacją, konserwacją i eksploatacją systemów aktywnych, a przede wszystkim zwiększenia poziomu bezpieczeństwa jądrowego. Zasadniczym celem realizowanych przez pasywne systemy bezpieczeństwa zadań jest skuteczne odprowadzenie ciepła powyłaczeniowego



Rys. 11. Układ ograniczenia ciśnienia i odprowadzenia ciepła z obudowy bezpieczeństwa po awarii utraty chłodziwa (LOCA) z wykorzystaniem zewnętrznej pętli cyrkulacji naturalnej
Fig. 11. Containment pressure reduction and heat removal following a LOCA using an external natural circulation loop



Rys. 12. Układ ograniczenia ciśnienia i odprowadzenia ciepła z obudowy bezpieczeństwa po awarii utraty chłodziwa (LOCA) z wykorzystaniem zewnętrznego skraplacza
Fig. 12. Containment pressure reduction and heat removal following a LOCA using an external steam condenser heat exchanger



Rys. 13. Układ ograniczenia ciśnienia i odprowadzenia ciepła z obudowy bezpieczeństwa po awarii utraty chłodziwa (LOCA) z wykorzystaniem pasywnego systemu zraszania i omywania powietrzem obudowy bezpieczeństwa
Fig. 13. Containment pressure reduction and heat removal following a LOCA using a passive containment spray and natural draft air

reaktora. Zadanie to realizowane jest z wykorzystaniem urządzeń pozostających:

- w obrębie obudowy bezpieczeństwa, których głównym przeznaczeniem jest bezpośrednie chłodzenie rdzenia reaktora oraz
- poza obudową bezpieczeństwa, dla których celem jest ograniczenie ciśnienia wewnątrz oraz chłodzenie płaszcza obudowy bezpieczeństwa.

Najwięcej rozwiązań projektuje się obecnie w zakresie bezpośredniego chłodzenia rdzenia reaktora. W tym celu wykorzystywane są: akumulatory, układy cyrkulacji naturalnej współpracujące z wysoko usytuowanymi zbiornikami uzupełniającymi wodą z kwasem borowym, zbiorniki z odpływem grawitacyjnym, układy pasywnego chłodzenia generatora pary, układy pasywnego odprowadzenia ciepła powyłączeniowego w wymiennikach ciepła, układy pasywnego chłodzenia skraplaczy izolacyjnych rdzenia oraz układy naturalnej cyrkulacji studzienki zbiorczej. W przypadku systemów bezpieczeństwa biernego stosowanych do chłodzenia obudowy bezpieczeństwa reaktora stosuje się: baseny redukcji ciśnienia w obudowie bezpieczeństwa, pasywne systemy odprowadzania ciepła i redukcji ciśnienia w obudowie bezpieczeństwa oraz pasywne systemy zraszania.

Kluczową cechą systemów pasywnych jest zdolność do realizacji funkcji bezpieczeństwa bez konieczności zewnętrznego zasilania oraz bez ingerencji operatora, przy wykorzystaniu naturalnych zjawisk fizycznych, takich jak grawitacja, naturalna cyrkulacja czy kondensacja. Istotne znaczenie odgrywa także wysoka niezawodność wynikająca z prostoty konstrukcji oraz eliminacji wielu potencjalnych źródeł awarii charakterystycznych dla systemów aktywnych, jak np. problemy ze startem generatorów diesla, awarie sterowania armaturą, awarie pomp etc. Jednocześnie systemy te

nie są pozbawione ograniczeń – ich skuteczność zależy od stosunkowo niewielkich sił napędowych oraz złożonych zjawisk termohydraulicznych, co wymaga bardzo starannego projektowania, modelowania i walidacji eksperymentalnej.

Podziękowania

Badania naukowe zostały sfinansowane z subwencji statutowej Wydziału Infrastruktury i Środowiska Politechniki Częstochowskiej.

Literatura

- [1] International Atomic Energy Agency. (1991). The safety of nuclear power: Strategy for the future: Proceedings of a conference, Vienna, 2–6 September 1991 (STI/PUB/880). <https://www.iaea.org/publications/3751/the-safety-of-nuclear-power-strategy-for-the-future>
- [2] International Atomic Energy Agency. (1991). Safety related terms for advanced nuclear plants: Report of a Technical Committee Meeting, Västerås, Sweden, 30 May–2 June 1988 (IAEA-TEC-DOC-626). https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_626_web.pdf
- [3] International Atomic Energy Agency. (1996). Technical feasibility and reliability of passive safety systems for nuclear power plants: Proceedings of an Advisory Group meeting held in Jülich, Germany, 21–24 November 1994 (IAEA-TEC-DOC-920). https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_920_web.pdf
- [4] International Atomic Energy Agency. (2009). Passive safety systems and natural circulation in water cooled nuclear power plants (IAEA-TEC-DOC-1624). https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_1624_web.pdf
- [5] International Atomic Energy Agency. (2013). Passive safety systems in advanced water cooled reactors (AWCRs): Case studies (IAEA-TEC-DOC-1705). https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1705_web.pdf
- [6] Aksan, N., D'Auria, F., & Glaeser, H. (2018). Thermal-hydraulic phenomena for water-cooled nuclear reactors. *Nuclear Engineering and Design*, 330, 166–186. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2018.01.035>
- [7] International Atomic Energy Agency. (2014). Progress in methodologies for the assessment of passive safety system reliability in advanced reactors: Results from the coordinated research

- project on development of advanced methodologies for the assessment of passive safety systems performance in advanced reactors (IAEA-TEC-DOC-1752). https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1752_web.pdf
- [8] International Atomic Energy Agency. (2005). Environmental impact assessment for the site specific assessment of radioactive waste disposal facilities (IAEA-TECDOC-1474).
 - [9] Electric Power Research Institute. (1999). Advanced light water reactor utility requirements document: Volume III—ALWR passive plant, Chapter 1: Overall requirements (Rev. 8; TR-016780-V3R8). <https://www.epri.com/research/products/TR-016780-V3R8>
 - [10] Westinghouse Electric Co., LLC. (2003). The Westinghouse AP1000 advanced nuclear plant: Plant description [Brochure]. <https://www.apcnean.org.ar/arch/3e139fc91e2e675db-2194460badc7c.pdf>
 - [11] Kok, K. D. (Ed.). (2016). *Nuclear engineering handbook* (2nd ed.). CRC Press.
 - [12] Westinghouse Electric Company LLC. (2004). AP1000 design control document (Rev. 14; APP-GW-GL-700). <https://www.nrc.gov/docs/ML0507/ML050750282.pdf>
 - [13] Blanch, P. M., & Lochbaum, D. (2004, May 3). BWR containment overpressure [Backgrounder]. Union of Concerned Scientists. <https://www.ucs.org/sites/default/files/2022-05/20040503-ucs-bg-bwr-containment-overpressure.pdf>
 - [14] American Nuclear Society. (n.d.). Appendix F: Safety system descriptions for station blackout mitigation: Isolation condenser, reactor core isolation cooling, and high-pressure coolant injection [PDF]. Retrieved April 21, 2026, from https://www.ans.org/file/3418/Fukushima_Appendix_F.pdf
 - [15] Westinghouse Electric Company LLC. (2004). AP1000 design control document (Rev. 14; APP-GW-GL-700). <https://www.nrc.gov/docs/ML0507/ML050750282.pdf>
 - [16] American Nuclear Society. (n.d.). Appendix F: Safety system descriptions for station blackout mitigation: Isolation condenser, reactor core isolation cooling, and high-pressure coolant injection [PDF]. Retrieved April 21, 2026, from https://www.ans.org/file/3418/Fukushima_Appendix_F.pdf
 - [17] Blanch, P. M., & Lochbaum, D. (2004, May 3). BWR containment overpressure [Backgrounder]. Union of Concerned Scientists. <https://www.ucs.org/sites/default/files/2022-05/20040503-ucs-bg-bwr-containment-overpressure.pdf>

XII PODLASKA KONFERENCJA CIEPŁOWNICZA

8–9 październik 2026 / Warchały



POLSKIE ZRZESZENIE
INŻYNIERÓW I TECHNIKÓW
SANITARNYCH
Oddział Białystok