

Bierne (pasywne) systemy bezpieczeństwa reaktorów jądrowych

Passive nuclear reactor safety systems

Andrzej G. Chmielewski¹, Antoni Rozeń²

¹ Instytut Chemii i Techniki Jądrowej, Warszawa

² Politechnika Warszawska, Wydział Inżynierii Chemicznej i Procesowej

Streszczenie: Nowe projekty reaktorów coraz częściej wykorzystują bierne¹ (inaczej pasywne) elementy bezpieczeństwa w różnych celach, na przykład do chłodzenia rdzenia podczas przejściowych stanów pracy, awarii projektowych, a nawet ciężkich awarii. Również mogą być wykorzystane do chłodzenia obudowy bezpieczeństwa, przyjmując, że systemy pasywne są wysoce niezawodne i zmniejszają koszty związane z instalacją oraz konserwacją systemów wymagających stosowania wielu urządzeń, a także redundantnych źródeł zasilania. Jednym z ważnych zagadnień jest ocena niezawodności biernych systemów bezpieczeństwa. W odróżnieniu od systemów aktywnych, w których przepływ jest wymuszany przez urządzenia mechaniczne, ruch czynnika roboczego w systemach pasywnych wynika z istnienia gradientów wielkości fizycznych, takich jak temperatura, gęstość, ciśnienie oraz skład mieszaniny. Na całym świecie organy regulujące bezpieczeństwo jądrowe (organy dozoru bezpieczeństwa jądrowego) stoją przed istotnymi wyzwaniami w licencjonowaniu nowych biernych systemów bezpieczeństwa i nowych rozwiązań innowacyjnych projektów reaktorów.

Słowa kluczowe: Reaktory jądrowe, bierne systemy bezpieczeństwa, pasywne elementy, ocena niezawodności.

Abstract: New reactor designs increasingly use passive safety systems for various purposes, for example, to cool down the core during transient operating conditions, design-basis accidents, and even severe accidents. They are also used to cool down the containment, assuming that passive systems are highly reliable and reduce costs associated with installing and maintaining systems that require multiple devices, as well as redundant power sources. Unlike active systems, in which the flow is forced by mechanical devices, the movement of the working medium in passive systems results from the existence of gradients of physical quantities, such as temperature, density, pressure, and mixture composition. One important issue is the assessment of the reliability of passive safety systems. Nuclear safety regulators worldwide face significant challenges in licensing new passive safety systems and new innovative design solutions for reactors.

Keywords: Nuclear reactors, passive safety systems, passive components, reliability assessment.

1. Wstęp

Projekt elektrowni jądrowej musi uwzględniać specyficzne cechy lokalizacji, aspekty eksploatacyjne oraz przyszłe plany likwidacji, tak aby osiągnąć najwyższy poziom bezpieczeństwa. Obowiązkowa jest kompleksowa i dokładna ocena bezpieczeństwa, mająca na celu zapewnienie właściwej ochrony pracowników, społeczeństwa i środowiska. Celem projektu jest zapewnienie bezpiecznej i skutecznej pracy elektrowni jądrowej, minimalizując prawdopodo-

bieństwo awarii i zapewniając, że ich skutki mogą być bezwzględnie ograniczone.

Głównym sposobem osiągnięcia tego celu jest podejście „obrony w głąb” (ang. *defence in depth*), polegające na wdrożeniu kolejnych i niezależnych poziomów ochrony. W odniesieniu do projektowania przepisy bezpieczeństwa wynikające z podejścia „obrony w głąb” obejmują: odpowiedni projekt uwzględniający charakterystykę lokalizacji i stosowanie wielu fizycznych barier uniemożliwiających uwolnienie substancji zawierających izotopy promienio-

¹ „element bierny” to określenie obowiązujące, przyjęte w polskich przepisach (zob. Dz.U. 2012 poz. 1048) w języku polskim są to synonimy.

twórcze. Niezbędne jest stosowanie rygorystycznych wymagań bezpieczeństwa i sprawdzonych praktyk inżynierskich w celu zapewnienia odpowiednich marginesów bezpieczeństwa oraz wysokiej niezawodności cech projektowych, które zachowują integralność tych barier.

Bierne systemy bezpieczeństwa, tzn. te, które wykorzystują siły występujące w naturze, takie jak grawitacja, różnice ciśnienia czy konwekcja naturalna, były już w części stosowane w elektrowniach jądrowych od wielu dziesięcioleci w celu realizacji funkcji bezpieczeństwa bez konieczności użycia aktywnego źródła energii. Tradycyjnie jednak stosowanie takich cech biernych, na przykład do zatrzymania pracy reaktora, było ograniczone, a systemy bezpieczeństwa w dużej mierze opierały się na aktywnych urządzeniach napędowych, np. silnikach elektrycznych.

Ostatnio jednak nowe projekty reaktorów coraz częściej wykorzystują bierne elementy bezpieczeństwa w różnych celach, na przykład do chłodzenia rdzenia podczas przejściowych stanów pracy, przewidywanych stanów eksploatacyjnych i awarii projektowych, a nawet ciężkich awarii. Wykorzystują je również do chłodzenia obudowy bezpieczeństwa, przyjmując, że systemy pasywne są wysoce niezawodne i zmniejszają koszty związane z instalacją oraz konserwacją systemów wymagających stosowania wielu urządzeń, w tym kosztownych pomp, silników i innych systemów, a także redundantnych źródeł zasilania. Jednak słabe gradienty napędowe wielu takich biernych elementów bezpieczeństwa, oparte na przykład na konwekcji naturalnej i małych różnicach ciśnienia, stanowią znaczące wyzwania dla projektowania i demonstracji bezpieczeństwa systemów biernych w szerokim zakresie warunków awarii, a także dodatkowych zdarzeń, które mogą być wywołane przez zagrożenia wewnętrzne lub zewnętrzne [1].

2. Nowe wyzwania dla regulatora bezpieczeństwa jądrowego

Naczelnym organem regulującym zasady bezpieczeństwa jądrowego i kontrolującym ich przestrzeganie w Polsce (naczelny organ dozoru jądrowego, określanym dalej w skrócie jako regulator) jest Prezes Państwowej Agencji Atomistyki (PAA). PAA jest odpowiedzialna za nadzór i kontrolę zapewnienia bezpiecznego i zgodnego z przepisami wykorzystania tego źródła wytwarzania energii cieplnej i elektrycznej przez posiadacza zezwolenia na jego budowę i eksploatację. Regulatorzy bezpieczeństwa jądrowego na całym świecie stoją również przed istotnymi wyzwaniami w ocenie bezpieczeństwa nowych biernych systemów i nowych rozwiązań innowacyjnych projektów reaktorów. Aby wykazać niezawodność systemów biernych lub ich cech zapewnienia bezpieczeństwa eksploatacji reaktora, a także uwzględnić niezależność różnych poziomów „obrony w głąb”, zasadnicze znaczenie mają wymagania dotyczące projektowania, metod i narzędzi oblicze-

niowych do analiz zjawisk fizycznych, a również testów eksperymentalnych do weryfikacji.

Bezpieczeństwo jądrowe bloku musi być wykazane na wszystkich etapach całego jego okresu eksploatacji, a w szczególności w okresie przed załadunkiem paliwa jądrowego i rozpoczęciem jego eksploatacji. Należy przeprowadzić kompleksową ocenę bezpieczeństwa, obejmującą deterministyczne i probabilistyczne analizy bezpieczeństwa dla wypadków wewnętrznych i zdarzeń zewnętrznych, aby zapewnić warunki, w których wszystkie wymagania bezpieczeństwa, ustalone w projekcie, są spełnione i zgodne z odpowiednimi krajowymi oraz międzynarodowymi normami i przepisami prawa, a także warunkami zezwolenia.

Ze względu na fakt, że systemy bierne (ang. *Passive Safety Systems*) opierają się na siłach natury, można zmniejszyć liczbę aktywnych komponentów i (lub) systemów wspomagających. W związku z tym ilość źródeł awarii może zostać również zmniejszona. Jednak stosowanie takich systemów rodzi nowe pytania, na przykład dotyczące testowalności, określania niezawodności, specyfikacji wymaganych warunków brzegowych, zastosowania kodów cieplno-przepływowych oraz stosowalności koncepcji pojedynczej awarii. Dodatkowo bierny system bezpieczeństwa może zmienić rozumienie niektórych koncepcji „obrony w głąb”.

Dlatego istotne jest, aby regulatorzy dzielili się swoją wiedzą i omawiali, jak można przeprowadzić przegląd i ocenę systemów biernych w sposób dokładny. Jest to szczególnie ważne ze względu na to, że istniejące przepisy często były opracowywane dla elektrowni jądrowych (EJ) z zastosowanymi głównie aktywnymi systemami bezpieczeństwa.

Niektóre kraje przyjęły formalną definicję systemów pasywnych w swoim ramach regulacyjnych, podczas gdy inne kraje takiej definicji nie posiadają [2]. Definicje pasywnych systemów bezpieczeństwa (dla tych krajów, które posiadają taką formalną definicję) w pewnym stopniu różnią się w zależności od kraju (np. niektóre kraje zakładają istnienie ruchomych części jako cechę wyłącznie systemów aktywnych, podczas gdy inne kraje uważają, że ruchome części mogą należeć zarówno do systemów aktywnych, jak i pasywnych). Niemniej jednak ogólne rozumienie, czym jest system pasywny, jest podobne wśród wielu krajów. Ramowe przepisy regulacyjne w wielu krajach przedkładają stosowanie systemów pasywnych nad aktywnymi i kraje te wprowadziły wyraźne wymagania dotyczące ich stosowania. Inne kraje zachęcają do stosowania systemów pasywnych.

Jednakże nie istnieją różnice w traktowaniu regulacyjnym systemów niezależnie od tego, czy są one uznawane za pasywne, czy aktywne w krajach odpowiadających w następujących obszarach:

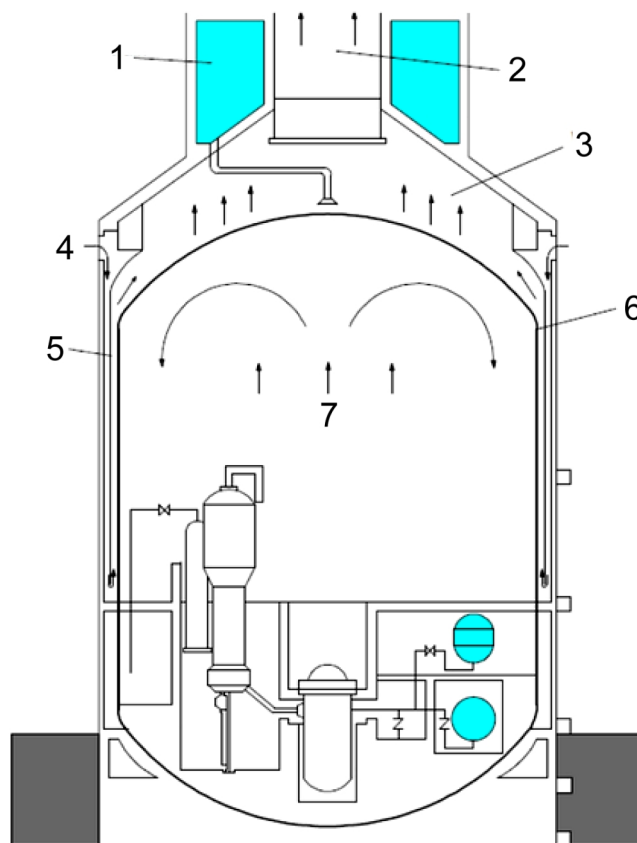
- dostarczanie opisów systemu w raporcie analizy bezpieczeństwa;
- zabezpieczenia przed naruszeniami ustawień eksploatacyjnych;

- ustalanie ograniczeń i warunków eksploatacyjnych;
- klasyfikacja bezpieczeństwa;
- ochrona przed zdarzeniami zewnętrznymi;
- identyfikacja i uwzględnianie awarii funkcjonalnych;
- uzasadnienie parametrów systemu;
- przyrządy i sterowanie;
- demonstracja maksymalnej liczby uruchomień pasywnego systemu bezpieczeństwa (w tym fałszywych uruchomień) oraz wzięcie pod uwagę okresu eksploatacji urządzeń i środowiska, w którym pracują;
- uwzględnienie fałszywych uruchomień i unieruchamiania systemu;
- testowanie podczas rozruchu;
- testowanie podczas eksploatacji.

Mimo to, że nie ma różnic w ramach regulacyjnych dotyczących zasad bezpieczeństwa jądrowego, które należy wykazać dla systemów aktywnych i biernych (pasywnych), warto zauważyć, że wykazanie wydajności systemów biernych (pasywnych) koncentruje się bardziej na uzasadnieniu eksperymentalnym. Jeśli istnieje możliwość wystąpienia negatywnych skutków w wyniku równoczesnego działania kilku biernych (pasywnych) systemów bezpieczeństwa jądrowego (lub ich ciągów), skutki te powinny zostać przeanalizowane i w razie potrzeby zweryfikowane eksperymentalnie [3].

3. Podstawowe siły i gradienty wykorzystywane w biernych (pasywnych) systemach bezpieczeństwa reaktorów jądrowych

Na rysunku 1 przedstawiono schematycznie niektóre elementy biernych (pasywnych) systemów bezpieczeństwa dla reaktora AP1000, jest to reaktor PWR zaprojektowany przez Westinghouse Electric Corporation. Stosuje on bierne (pasywne) systemy bezpieczeństwa, które opierają się na wykorzystaniu grawitacji, sprężonego gazu, zjawisk naturalnej cyrkulacji i parowania w celu zapewnienia długoterminowego chłodzenia rdzenia i obudowy bezpieczeństwa w przypadku awarii. Do pasywnych systemów bezpieczeństwa w AP1000 należą: pasywne systemy usuwania ciepła powyłączeniowego (PRHRs – ang. *Passive Residual Heat Removal systems*); zbiornik uzupełniający zalanie rdzenia (CMT); system cyrkulacji wody ze zbiornika awaryjnego (CSR – ang. *Containment Sump Circulation*); pasywny system chłodzenia obudowy (PCCS – ang. *Passive Containment Cooling System*). Komercyjna eksploatacja reaktora AP1000 w chińskiej elektrowni jądrowej Sanmen pokazuje praktyczną możliwość budowy reaktorów z zaawansowanymi, działającymi pasywnymi systemami bezpieczeństwa. Jednak jako pierwszy obiekt tego rodzaju (FOAK – ang. *first-of-a-kind*), wymagał on



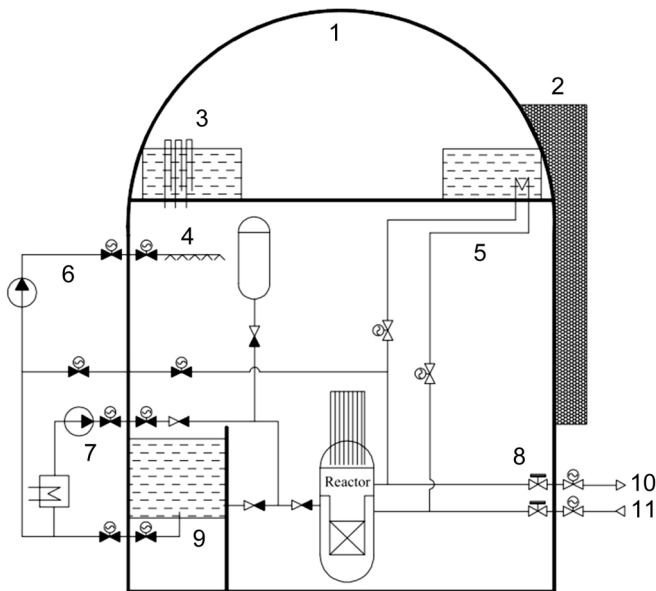
Rys. 1. Schemat niektórych elementów biernych (pasywnych) systemów bezpieczeństwa dla reaktora AP1000 [5]. 1 – zbiornik wody systemu PCCS opróżnianego grawitacyjnie, 2 – odprowadzanie powietrza na drodze konwekcji naturalnej, 3 – parowanie filmu wodnego, 4 – dopływ powietrza chłodzącego z zewnątrz, 5 – przegroda powietrzna, 6 – stalowa obudowa bezpieczeństwa, 7 – kondensacja wewnętrzna i naturalna cyrkulacja.

Fig. 1. 1-PCCS gravity drain water tank, 2 – Natural convection air discharge, 3 – Water film evaporation, 4 – Outside cooling air uptake, 5 – Air baffle, 6 – Steel containment vessel, 7 – Internal condensation and natural circulation.

solidnej, różnorodnej i niezależnej oceny bezpieczeństwa komponentów i systemów elektrowni [4, 5].

Podobne systemy pasywnego bezpieczeństwa są prezentowane również dla Gen IV. Przykładem jest system proponowany dla zaawansowanego reaktora chłodzonego wodą przy nadkrytycznym ciśnieniu (VVER-SKD² lub SCWR – ang. *Super Critical Water Reactor*). Praca reaktora w warunkach nadkrytycznych ($P = 25 \text{ MPa}$, $t = 540^\circ\text{C}$) może zapewnić wzrost efektywności elektrowni jądrowej do 44–45% w porównaniu do uzyskiwanej dla klasycznych PWR wynoszącej 33–34%, przy jednoczesnym obniżeniu kosztów kapitałowych i eksploatacyjnych. Celem opracowania VVER-SKD jest zapewnienie bezpieczeństwa instalacji w warunkach normalnych, przejściowych i awaryjnych (rys. 2). Na obecnym etapie rozwiązanie takiego problemu nie może być osiągnięte bez pewnego minimum działań eksperymentalnych, które stanowiłyby podstawę do dalszych obliczeń i prac projektowych [6].

² VVER-SKD (ros. ВВЭР-СКД – Водо-водяной энергетический реактор с суперкритическими параметрами) to projekt rosyjskiego reaktora wodnego ciśnieniowego IV generacji, chłodzonego wodą o parametrach nadkrytycznych. Charakteryzuje wyższą sprawnością (powyżej 40–45%) w porównaniu do tradycyjnych VVER, dzięki pracy w wyższym ciśnieniu i temperaturze.



Rys. 2. Pasywny system bezpieczeństwa, chłodzenie reaktora i obudowy reaktora [5]. 1 – obudowa bezpieczeństwa; 2 – usuwanie ciepła z obudowy bezpieczeństwa (CECS – Containment Emergency Cooling System); 3 – zapobieganie wzrostowi ciśnienia w obudowie bezpieczeństwa (PPDS – Passive Pressure Decrease System, system natryskowy); 4 – natrysk; 5 – pasywny system usuwania ciepła resztkowego z rdzenia (PHRS – Passive Heat Removal System); 6 – pompa natryskowa; 7 i 9 – system awaryjnego chłodzenia rdzenia i uzupełniania chłodziwa reaktora (akumulatory i zbiorniki PCFS – Passive Cooling Feedwater System, pompy ECCS – Emergency Core Cooling System); 8 – główne zawory izolacyjne pary (MSI – Main Steam Isolation Valves); 10 – rura do turbiny; 11 – rura z pompy wody świeżej (FWP – Fresh Water Pump).

Fig. 2. VVER-SCP (SCP – *Supercritical Parameters*.) safety systems [5]. 1 – Containment; 2 – Heat removal from the containment (CECS); 3 – prevention of pressure increase in the containment (PPDS, spray system); 4 – Spray; 5 – Passive Residual Heat Removal System from the core (PHRS); 6 – Spray pump; 7 & 9 – Emergency core cooling system and reactor makeup (PCFS accumulators and tanks, ECCS pumps); 8 – Main Steam Isolation Valves (MSIVs); 10 – Pipe to Turbine; 11 – Pipe from Fresh Water Pump (FWP).

3.1. Siły napędowe procesów i gradienty

Działanie pasywnych systemów bezpieczeństwa reaktorów jądrowych opiera się na zjawiskach transportu pędu, ciepła i masy zachodzących pod wpływem naturalnych sił napędowych. W odróżnieniu od systemów aktywnych, w których przepływ jest wymuszany przez urządzenia mechaniczne, ruch czynnika roboczego w systemach pasywnych wynika z istnienia gradientów wielkości fizycznych, takich jak temperatura, gęstość, ciśnienie oraz skład mieszaniny. Opis tych procesów bazuje na klasycznych prawach transportu [7].

W ujęciu ogólnym transport pędu, ciepła i masy opisują równania zachowania w postaci różniczkowej. Równanie pędu można zapisać jako:

$$\frac{\partial \vec{u}}{\partial t} + \vec{u} \cdot \nabla \vec{u} = -\frac{1}{\rho} \nabla p + \nu \nabla^2 \vec{u} + \vec{g}$$

gdzie ρ oznacza gęstość, $\vec{u}$ prędkość, ν lepkość dynamiczną, a $\vec{g}$ przyspieszenie ziemskie. Równanie bilansu energii, zapisane w postaci entalpii właściwej h , przyjmuje postać:

$$\frac{\partial h}{\partial t} + \vec{u} \cdot \nabla h = k_T \nabla^2 T + S_h$$

gdzie k_T jest przewodnością cieplną, a S_h obejmuje źródła energii, w tym ciepło powyłaczeniowe oraz efekty przemian fazowych. Transport składnika mieszaniny opisuje równanie:

$$\frac{\partial C_i}{\partial t} + \vec{u} \cdot \nabla C_i = D_i \nabla^2 C_i + R_i + S_i$$

gdzie C_i oznacza stężenie i -tego składnika, D_i współczynnik dyfuzji, a człony R_i i S_i to odpowiednio lokalne szybkości powstawania lub zaniku składnika w wyniku reakcji chemicznych i międzyfazowego transportu masy, związanego np. z parowaniem lub kondensacją.

Równania te są ze sobą sprzężone. Rozkład temperatury wpływa na gęstość i właściwości fizyczne płynu, co modyfikuje pole prędkości, a tym samym transport masy i energii. Z kolei procesy dyfuzji i przemiany fazowe zmieniają lokalny skład mieszaniny i warunki wymiany ciepła. W konsekwencji analiza działania pasywnych systemów bezpieczeństwa wymaga jednoczesnego uwzględnienia transportu pędu, ciepła i masy.

Jednym z podstawowych mechanizmów napędowych jest gradient temperatury. Zależność gęstości od temperatury można przybliżyć relacją:

$$\rho = \rho_0 (1 - \beta_0 (T - T_0))$$

gdzie β_0 jest współczynnikiem rozszerzalności cieplnej. Powstające różnice gęstości prowadzą do działania siły wyporu:

$$\vec{F}_b = \rho_0 \beta_0 (T - T_0) V \vec{g}$$

W układach przepływowych odpowiada to różnicy ciśnień:

$$\Delta p = \rho_0 \beta_0 (T - T_0) (z - z_0) g$$

która napędza cyrkulację naturalną. Zjawisko to występuje zarówno w cieczach, jak i w gazach. W obudowie bezpieczeństwa prowadzi do powstawania cyrkulacji powietrza i pary wodnej, odpowiedzialnej za transport ciepła i masy.

Przepływ ustala się w wyniku równowagi między siłami napędowymi a oporami. Straty ciśnienia można zapisać jako:

$$P_{strat} = \sum_j \frac{L_j}{d_h} \frac{\rho \bar{u}_j^2}{2}$$

gdzie L_j oznacza współczynnik strat liniowych, d_h współczynniki strat miejscowych, a L i d_h to odpowiednio długość i średnica zastępcza przewodu [8]. Warunek istnienia przepływu ma postać:

$$P_{nap} > P_{strat}$$

Istotnym mechanizmem odbioru ciepła jest kondensacja pary wodnej. Gęstość strumienia ciepła można zapisać jako:

$$q_{kond} = k_{kond} \frac{T_{sat} - T_w}{L_w}$$

a współczynnik wymiany ciepła dla skraplania błonowego można oszacować zależnością:

$$k_{kond} = \frac{g_L L_L}{L_w} \frac{k_T^3 h}{T_{sat} T_w}^{0,25}$$

Gdzie h to ciepło kondensacji, L_L i L_V oznaczają odpowiednio gęstość cieczy i pary, T_{sat} i T_w to temperatura pary nasyconej i ścianki, a L_w jest charakterystyczną skalą długości strefy kondensacji [6]. Obecność gazów niekondensujących wprowadza dodatkowy opór dyfuzyjny $1/k_m$, który wpływa na gęstość strumienia masy kondensującego i -tego składnika:

$$m_i = k_{m,i} C_i - C_{sat,i}$$

co ogranicza intensywność wymiany ciepła.

W wielu nowoczesnych konstrukcjach stosuje się pasywne chłodzenie zewnętrznej powierzchni obudowy bezpieczeństwa poprzez spływ cienkiej warstwy wody pod wpływem grawitacji. Odbiór ciepła odbywa się poprzez sprzężenie przewodzenia, konwekcji i parowania:

$$q_{eff} = k_{eff} (T_w - T_e)$$

gdzie k_{eff} uwzględnia wszystkie mechanizmy wymiany ciepła [9], a T_e to temperatura otoczenia. Para wodna powstająca w wyniku parowania jest następnie transportowana przez konwekcję naturalną.

Przy wysokich temperaturach istotny udział w bilansie cieplnym ma również promieniowanie:

$$q_{eff} = \epsilon \sigma (T_w^4 - T_e^4)$$

gdzie ϵ to emisyjność powierzchni emitującej promieniowania, σ to stała Stefana–Boltzmanna. Promieniowanie cieplne wpływa na rozkład temperatury i pośrednio na siły wyporu [10].

Należy również pamiętać, że właściwości fizyczne czynnika roboczego, takie jak lepkość, przewodność cieplna i ciepło właściwe, zależą od temperatury i składu [11], co nadaje układowi równań bilansowych opisujących procesy transportu charakter silnie nieliniowy.

Przedstawione zależności pokazują, że siły napędowe w pasywnych systemach bezpieczeństwa wynikają z gradientów temperatury, gęstości, ciśnienia i składu, natomiast ich skuteczność jest determinowana przez równowagę między tymi siłami a oporami przepływu oraz intensywnością procesów wymiany ciepła. Charakterystyczną cechą tych układów jest niewielka wartość sił napędowych, co powoduje dużą wrażliwość ich pracy na zmiany warunków termicznych i hydraulicznych. W konsekwencji opis pracy pasywnych systemów bezpieczeństwa wymaga uwzględnienia sprzężonych procesów transportowych zachodzących w warunkach nieliniowych, w których niewielkie zmiany parametrów mogą prowadzić do utraty stabilności przepływu oraz istotnych zmian charakteru przepływu i intensywności wymiany ciepła.

W takich warunkach klasyczne termohydrauliczne kody systemowe, takie jak TRACE, CATHARE, ATHLET czy nadal szeroko stosowany RELAP5, pozwalają na analizę globalnego zachowania układu, w tym przebiegu ciśnienia, temperatury, przepływu i bilansu energii podczas stanów przejściowych i awaryjnych. Ze względu na stosowane w nich modele oparte głównie na elementach jedno- i zerowymiarowych oraz uśrednionym opisie przepływu, ich możliwości szczegółowego odwzorowania lokalnych zjawisk wielowymiarowych są jednak ograniczone. Fakt ten ma znaczenie w przypadku pasywnych systemów bezpieczeństwa, w których wielowymiarowa konwekcja naturalna, mieszanie i stratyfikacja termiczna lub stężeniowa, lokalna kondensacja pary w obecności gazów niekondensujących oraz niestabilności przepływu mogą wpływać na działanie całego układu. Z tego względu coraz częściej stosuje się metody numerycznej mechaniki płynów (CFD – ang. *Computational Fluid Dynamics*), które umożliwiają szczegółową analizę pól przepływu, temperatury i stężenia oraz ocenę sprzężonych procesów transportowych i ich wpływu na stabilność, a także skuteczność działania pasywnych systemów bezpieczeństwa. Współczesne opracowania wskazują, że podejście CFD stanowi istotne uzupełnienie analiz systemowych, szczególnie w odniesieniu do zjawisk wielowymiarowych oraz sprzężonych procesów transportu pędu, ciepła i masy, a jego rola rośnie wraz z rozwojem metod wieloskalowych, łączących modele systemowe z modelami CFD [12, 13].

3.2. Systemy pasywne kategorii A, B, C i D

IAEA-TECDOC-626 „Safety-Related Terms for Advanced Nuclear Plants” to wydany przez International Atomic Energy Agency raport techniczny uporządkował i zdefiniował kluczowe pojęcia z zakresu bezpieczeństwa jądrowego, ze szczególnym uwzględnieniem projektów reaktorów nowej generacji [14].

Kategoria A

W tej kategorii systemy bierne nie mają ruchomych komponentów mechanicznych ani części i żadnych przemieszczających się czynnych płynów. Ponadto te systemy nie zależą od żadnych zewnętrznych źródeł energii ani od żadnego zewnętrznego sygnału do aktywacji [15]. Przykładami tej kategorii biernych cech bezpieczeństwa są bariery fizyczne przeciwko uwalnianiu produktów rozszczepienia, takie jak powłoki paliwowe oraz elementy i systemy granicy ciśnienia; systemy chłodzenia rdzenia wykorzystujące transfer ciepła przez promieniowanie, konwekcję i przewodzenie od paliwa jądrowego do zewnętrznych części konstrukcyjnych itd.

Kategorie B i C

Systemy pasywne kategorii B i C, powszechnie stosowane w bezpieczeństwie jądrowym (definicje MAEA), różnią się

wykorzystaniem ruchomych części. Systemy kategorii B obejmują ruchome płyny robocze bez ruchomych części mechanicznych (np. chłodzenie w obiegu naturalnym). Systemy kategorii C zawierają ruchome części mechaniczne (np. zawory zwrotne, akumulatory), ale nie mają zewnętrznego zasilania ani inteligentnego systemu sterowania.

Systemy pasywne kategorii B

Definicja: Brak inteligencji/mocy wejściowej, brak ruchomych części mechanicznych, ale opierają się na ruchomych cieczach roboczych ze względu na warunki termohydrauliczne (np. naturalna konwekcja).

Charakterystyka: Działanie opiera się na prawach natury (grawitacja, konwekcja).

Przykłady:

- Wymienniki ciepła z naturalnym obiegiem: Odprowadzanie ciepła rozpadu z rdzenia.
- Pasywne chłodzenie obudowy: Systemy wykorzystujące parowanie/naturalną cyrkulację powietrza.
- Linia wyrównawcza: Podłączenie gorącej odnogi obiegu chłodzenia (*hot leg*) do stabilizatora ciśnienia.

Systemy pasywne kategorii C

Definicja: Brak inteligencji – sterowania/zasilania elektrycznego, ale zawierają ruchome części mechaniczne.

Charakterystyka: Komponenty poruszają się pod wpływem ciśnienia systemowego lub grawitacji, bez ingerencji operatora ani ingerencji elektrycznej.

Przykłady:

- Zawory zwrotne: Otwierane w celu umożliwienia przepływu bez zasilania zewnętrznego.
- Akumulatory/zbiorniki wody uzupełniającej rdzeń (CMT – ang. *Core Make-up Tank*): Wykorzystujące zmagazynowane ciśnienie azotu lub grawitację do wtryskiwania wody.
- Zawory bezpieczeństwa: Otwierane pod wysokim ciśnieniem.

Systemy kategorii B są na ogół uważane za bardziej niezawodne ze względu na mniejszą liczbę typów możliwych awarii, podczas gdy w systemach kategorii C konieczna jest ocena niezawodności komponentów mechanicznych (np. awaria zaworu przy otwieraniu).

Kategoria D

Ta kategoria systemów pasywnych charakteryzuje się pasywnym wykonaniem i aktywnym inicjowaniem ich działania. Oznacza to, że do uruchomienia procesu wymagana jest zewnętrzna inteligencja. Działanie, realizowane po inicjacji procesu, odbywa się środkami pasywnymi. Ta kategoria wyznacza granicę między systemami aktywnymi a pasywnymi. Niektóre przykłady tej kategorii pasywnych funkcji bezpieczeństwa to systemy awaryjnego chłodzenia rdzenia (ECCS – ang. *Emergency Core Cooling System*), które są aktywowane przez elektropneumatyczne zawory

i działają na zasadzie przepływu wody napędzanego grawitacją, oraz systemy awaryjnego wyłączenia oparte na prętach kontrolnych napędzanych grawitacją lub ciśnieniem statycznym, które są uruchamiane przez logikę awaryjnego wyłączenia typu *fail-safe*.

3.3. Podstawowe systemy pasywnego zapewnienia bezpieczeństwa eksploatacji reaktora jądrowego

Zaawansowane koncepcje reaktorów w dużym stopniu wykorzystują pasywne zabezpieczenia w połączeniu z aktywnymi systemami bezpieczeństwa lub systemami eksploatacyjnymi. Zgodnie z definicjami Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej [14] system pasywny nie wymaga zewnętrznego zasilania, zwłaszcza energii, aby działać. Dlatego też oczekuje się, że systemy pasywne będą łączyć w sobie między innymi zalety prostoty, zmniejszenia potrzeby interakcji z człowiekiem oraz redukcji lub wyeliminowania zewnętrznego zasilania elektrycznego lub sygnałów.

W pracach nad oceną tych systemów należy wziąć pod uwagę takie aspekty ich działania, jak brak danych na temat niektórych zjawisk, brak doświadczenia eksploatacyjnego w szerokim zakresie warunków oraz siły napędowe procesów wymiany pędu, masy oraz ciepła, które w większości przypadków są mniejsze niż w przypadku aktywnych systemów bezpieczeństwa. Istnieją znaczne niepewności związane z czynnikami, które zależą od wielkości tych sił i sił przeciwnych (np. wartości współczynników przenikania ciepła i strat ciśnienia). Ponadto, wielkość takich naturalnych sił napędowych zależy od specyficznych warunków i konfiguracji instalacji, które mogą występować w momencie, gdy system jest zobowiązany do realizacji funkcji bezpieczeństwa. Wszystkie te niepewności wpływają na wydajność cieplno-hydrauliczną (T-H) systemów pasywnych. Uwaga ta odnosi się w szczególności do pasywnych systemów kategorii B lub C, tj. wykorzystujących ruchomy czynnik roboczy, zgodnie z klasyfikacją MAEA [14], a w szczególności do pasywnych systemów wykorzystujących cyrkulację naturalną.

Ocena niezawodności pasywnych systemów bezpieczeństwa jest jednym z ważnych zagadnień, ponieważ bezpieczeństwo zaawansowanych reaktorów jądrowych opiera się na kilku pasywnych cechach. W tym kontekście w przeszłości opracowano kilka metodologii, takich jak ocena niezawodności pasywnych systemów bezpieczeństwa (REPAS – ang. *Reliability Evaluation of Passive Safety Systems*), metody niezawodności dla pasywnych funkcji bezpieczeństwa (RMPS – ang. *Reliability Methods for Passive Systems*) oraz analiza niezawodności systemów pasywnych (APSRA – ang. *Assessment of Passive System Reliability*). Systemy bezpieczeństwa biernego uważa się za bardziej niezawodne niż systemy bezpieczeństwa czynnego ze względu na wyeliminowanie potrzeby interwencji człowieka, unikanie zewnętrznego zasilania elektrycznego itp. Jednak włączenie tych systemów w reaktorach jądrowych

musi być odpowiednio przetestowane z powodu kilku kwestii technicznych, na przykład: brak doświadczenia operacyjnego bloków wyposażonych w systemy bezpieczeństwa pasywnego; niedobór odpowiednich danych eksperymentalnych ze złożonych obiektów testowych lub z testów efektów oddzielnych wynikających z badań poszczególnych składowych systemu prowadzonych w celu poznania charakterystyk efektywności działania tych pasywnych systemów, nie tylko podczas normalnej pracy, ale również podczas awarii i stanów przejściowych; brak uznanych definicji rodzaju awarii dla tych systemów; trudności w modelowaniu niektórych fizycznych zjawisk będących podstawą działania tych systemów.

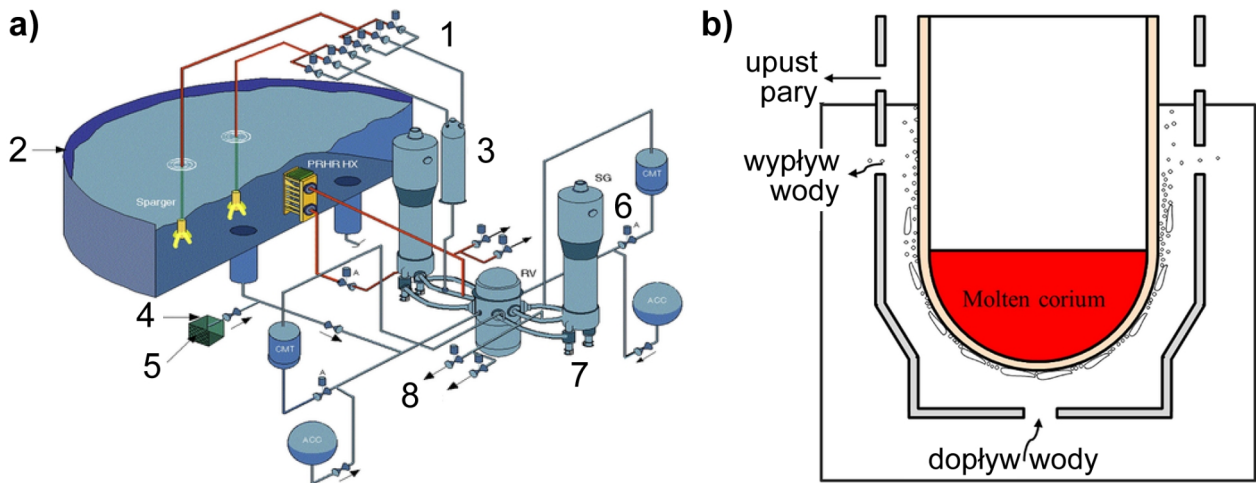
Ocena niezawodności systemu pasywnego jest trudnym zadaniem. Wymaga jasnego zrozumienia fizyki zjawisk i możliwego mechanizmu awarii systemu pasywnego, co projektant musi zrobić przed przewidywaniem jego niezawodności. Obecnie wydajność systemów pasywnych i ich awarie przewiduje się za pomocą tak zwanych „kodów najlepszego oszacowania”. Jednak zastosowanie „kodów najlepszych szacunków” do oceny wydajności i awarii systemów pasywnych nie jest dobrze ugruntowane ze względu na brak wystarczających danych z obiektu/eksperymentalnych. Wprowadza to duże niepewności i błędy, gdy takie kody są stosowane do oceny wydajności systemu pasywnego. Wydajność systemów pasywnych jest w dużym stopniu zależna od odchyień parametrów procesów od ich wartości nominalnych. Podczas ekstremalnych zdarzeń zmiany tych wartości parametrów procesów mogą zwiększać lub zmniejszać prawdopodobieństwo wystąpienia zdarzenia oraz wskaźnik awarii komponentów. Ponadto komponenty systemów pasywnych mogą ulegać awarii w dowolnych pośrednich pozycjach działania zamiast klasycznego założenia awarii w stanach binarnych. Obecne metodyki nie uwzględniają tych dynamicznych cech awarii komponentów systemów pasywnych [16], [17]. Systemy pasywne bazują na prawach fizyki, takich jak grawitacja czy różnica gęstości (konwekcja). W praktyce inżynierskiej rzadko są one jednak w stu procentach odizolowane od urządzeń aktywnych. Projektanci mogą uznać system za w pełni autonomiczny i nie zauważyć, że awaria małego komponentu aktywnego blokuje całą gałąź bezpieczeństwa. Wiele systemów pasywnych wymaga początkowego impulsu, na przykład otwarcia zaworu sterowanego sygnałem elektrycznym lub hydraulicznym. Nowoczesne probabilistyczne analizy bezpieczeństwa (tzw. PSA – *Probabilistic Safety Assessment*) muszą uwzględniać te powiązania, tak, aby poprawnie ocenić realną odporność reaktora na tego typu zjawiska.

4. Przykłady rozwiązań technicznych

AP1000 to reaktor PWR zaprojektowany przez Westinghouse Electric Corporation. Wykorzystuje on pasywne systemy bezpieczeństwa, które opierają się na grawitacji,

sprężonym gazie, naturalnej cyrkulacji i parowaniu, mają za zadanie zapewnić długoterminowe chłodzenie w przypadku awarii. Systemy pasywne zapewniają bezpieczeństwo elektrowni i chronią inwestycje kapitałowe. Utrzymują i zapewniają chłodzenie rdzenia oraz integralność osłony w sposób nieograniczony czasowo, bez wymagań dotyczących obsługi operatora ani zasilania prądem elektrycznym. Systemy pasywne spełniają kryteria zapobiegania pojedynczej awarii (ang. *single failure accident*), a probabilistyczne oceny ryzyka (PRA – ang. *Probabilistic Risk Assessment*, PSA – *Probabilistic Safety Assessment*) stosowane są do weryfikacji ich niezawodności. Pasywne systemy bezpieczeństwa są znacznie prostsze od typowych systemów bezpieczeństwa PWR. Pasywny system chłodzenia rdzenia (PXS), pokazany na rysunku 3a, chroni obiekt przed wyciekami i pęknięciami obiegu chłodzenia reaktora RCS (ang. *Reactor Cooling System*) o różnych rozmiarach oraz lokalizacjach [18]. Pasywny system chłodzenia rdzenia obejmuje pasywny układ odprowadzania ciepła powyłęciennowego RHRS (ang. *Residual Heat Removal System*) oraz system wtrysku bezpieczeństwa i zrzutu ciśnienia, aby zapewnić awaryjne chłodzenie rdzenia i usuwanie ciepła resztkowego w różnych możliwych wypadkach. Wytworznica pary (SG – ang. *Steam Generator*) to wymiennik ciepła, w którym gorąca woda z obiegu pierwotnego (ogrzewana przez rdzeń reaktora) przekazuje ciepło do obiegu wtórnego, zamieniając wodę w parę wodną, która następnie napędza turbinę generatora prądu. Wtrysk wody zawierającej kwas borowy napędzany jest grawitacją. Wymiennik ciepła pasywnego RHRS (ang. *Residual Heat Removal System*) wykorzystuje IRWST (ang. *In-containment Refueling Water Storage Tank*) jako zasobnik chłodziwa zdolnego zapewnić niezbędne chłodzenie w przypadku braku możliwości usuwania ciepła na zewnątrz. W przypadku stopienia rdzenia strategia zatrzymania wytworzonych produktów wewnątrz reaktora opiera się na stosowaniu zewnętrznej obudowy bezpieczeństwa (ang. *Containment*) reaktora (rys. 3b). Osłona ochronna zbiornika reaktora tworzy przestrzeń pierścieniową pomiędzy nią a zbiornikiem reaktora, umożliwiając wodzie chłodzącej bezpośredni kontakt z powierzchnią zbiornika. Przewidziano ujście pary powstającej w tej przestrzeni do obszaru obudowy. Para ta skrapla się na powierzchni obudowy bezpieczeństwa, a skropliny są zawracane z powrotem do obszaru konstrukcji zapewniającej usadowienia reaktora.

PXS zapewnia usuwanie resztkowego ciepła z rdzenia, wtrysk wody oraz dekompresję. Analizy bezpieczeństwa (przy użyciu kodów zatwierdzonych przez amerykańską Komisję dozoru jądrowego US-NRC (*United States Nuclear Regulatory Commission*)) wykazują skuteczność PXS w ochronie rdzenia po różnych zdarzeniach przerwania obiegu chłodzenia reaktora RCS (ang. *Reactor Cooling System*). Nawet w przypadku pęknięć tak poważnych jak 20,0 cm (8 cali) nie dochodzi do odsłonięcia



Rys. 3. (a) Pasywny system chłodzenia rdzenia PXS (*Passive Core Cooling System*). 1 – zawory odpężania ciśnienia; 2 – zbiornik IRWST (*In-containment Refueling Water Storage Tank*) stanowi część pasywnego układu usuwania ciepła powyłłączeniowego; 3 – stabilizator ciśnienia; 4 – studnia sphywowa; 5 – ostona; 6 – wytownica pary (SG); 7 – główne pompy cyrkulacyjne (MCP); 8 – węzeł cyrkulacyjny. **(b)** Konstrukcja osłony zbiornika reaktora. W przypadku stopienia rdzenia woda ze zbiornika IRWST (2 na rys 3a.) zostaje wykorzystana do zalania studni reaktora i chłodzenia zewnętrznej powierzchni zbiornika reaktora.

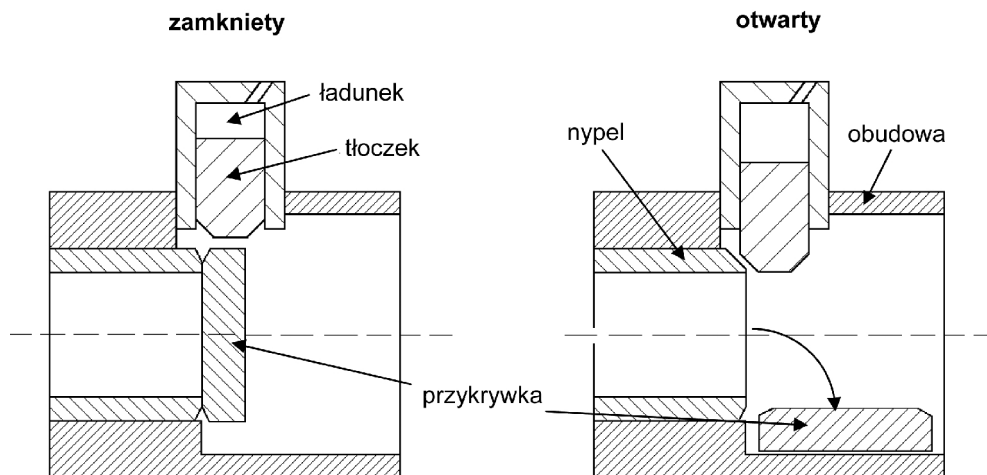
Fig. 3. (a) *Passive core cooling system (PXS)*. 1 – The *In-containment Refueling Water Storage Tank (IRWST)* is part of the passive residual heat removal system; 2 – Pressure relief valves; 3 – Pressure stabilizer; 4 – Sump; 5 – Shield; 6 – Steam Generator (SG); 7 – Main circulation pumps (MCP); 8 – Circulation node. **(b)** Reactor vessel shielding construction. In the event of core meltdown, water from the IRWST tank (2 in Fig. 3a.) is used to flood the reactor sump and cool the external surface of the reactor vessel.

rdzenia. Po podwójnym pęknięciu głównej rury chłodziwa reaktora PXS chłodzi reaktor z dużym marginesem względem limitu maksymalnej temperatury stopienia koszulek prętów paliwowych [18].

W roku 1988 NRC zaktualizowała przepisy dotyczące systemu awaryjnego chłodzenia rdzenia (ECCS), dopuszczając stosowanie kodów komputerowych opartych na metodzie „najlepszego szacunku” (*best-estimate*) i ustanawiając tym samym standardowe ramy walidacji nowoczesnego oprogramowania z zakresu bezpieczeństwa. W końcu lat 90-tych firma Westinghouse opracowała i przetestowała te kody bezpieczeństwa dla reaktora AP600 (poprzednika modelu AP1000). NRC zatwierdziła te bazowe metodyki w trakcie procesu certyfikacji AP600 w 1999 roku. Komputerowe kody do analizy bezpieczeństwa, wykorzystywane do oceny pasywnego systemu chłodzenia rdzenia (PXS), zostały formalnie zatwierdzone przez NRC w grudniu 2005 roku w ramach procesu certyfikacji projektu reaktora AP1000.

Projekt elektrowni AP1000 obejmuje zawory otwierane wybuchowo, ze względu na ich wysoką niezawodność i przydatność takiego systemu wyposażonego w zapalnik, w sytuacji gdy istnieje jednorazowa potrzeba otwarcia zaworu. To rozwiązanie jest potwierdzone zastosowaniem tego typu zaworów wybuchowych w wielu projektach, w których zawór nie może zawieść w wypełnieniu swojej funkcji. Przykłady takich zastosowań obejmują systemy uzbrojenia i systemy kosmiczne. Konstrukcja zaworu wybuchowego jest prosta (rys. 4) i istnieje niewiele rozwiązań gwarantujących zadziałanie zaworu, jak jest to w tym przypadku.

Projekt elektrowni AP1000 obejmuje zawory otwierane wybuchowo, ze względu na ich wysoką niezawodność i przydatność takiego systemu wyposażonego w zapalnik, w sytuacji gdy istnieje jednorazowa potrzeba otwarcia zaworu. To rozwiązanie jest potwierdzone zastosowaniem tego typu zaworów wybuchowych w wielu projektach, w których zawór nie może zawieść w wypełnieniu swojej funkcji. Przykłady takich zastosowań obejmują systemy uzbrojenia i systemy kosmiczne. Konstrukcja zaworu wybuchowego jest prosta (rys. 4) i istnieje niewiele rozwiązań gwarantujących zadziałanie zaworu, jak jest to w tym przypadku.



Rys. 4. Konstrukcja zaworu otwieranego wybuchowo.

Fig. 4. Valve explosion opening.

Tego typu konstrukcja konkuruje z sukcesem z innymi rozwiązaniami, jak np. stosowanie zaworów sterowanych pneumatycznie lub silnikiem, które mają więcej ruchomych części, mogących zawieść i uniemożliwić uruchomienie zaworu. Pasywny system chłodzenia rdzenia elektrowni AP1000TM wymaga jednorazowego ustawienia zaworów do ich uruchomienia. W systemach, w których potrzebna jest bardzo duża niezawodność, w jednorazowym otwarciu w połączeniu ze szczelnością i wysoką niezawodnością zapobiegającą przypadkowemu uruchomieniu, stosuje się zawory otwierane wybuchowo z wykorzystaniem zapalników [19]. Trzeba pamiętać, że zawory zwrotne lub zawory strzałowe (uruchamiane ładunkiem pirotechnicznym) mogą zaciąć się w wyniku nagromadzenia osadów lub produktów korozji, jeśli nie są regularnie testowane.

W przypadku AP1000 przyjmuje się, że stopiony rdzeń nie przetopi zbiornika reaktora. Jednak w przypadku reaktora EPR (ang. *European Power Reactor*) ze względu na jego wysoką moc nominalną konieczne było zastosowanie innego podejścia projektowego, niż w przypadku reaktorów APR-1400 czy AP1000. Zatrzymanie stopionego rdzenia (*corium*) wewnątrz zbiornika poprzez chłodzenie zewnętrzne jest uważane za bardzo mało prawdopodobne. Reaktor EPR wyposażony jest w zaawansowaną konstrukcję łapacza rdzenia, która w sposób pasywny zatrzymuje i chłodzi korium w komorze jego rozprzestrzeniania. Osiąga się to dzięki przepływowi wody z systemu IRWST (ang. *In-containment Refueling Water Storage Tank*) pod wpływem siły grawitacji (patrz rys. 5). Woda chłodząca jest następnie odparowywana pod wpływem ciepła wydzielonego przez materiał rdzenia, a następnie skraplana przez zraszacze. System odprowadzania ciepła z obudowy bezpieczeństwa CHRS (ang. *Containment Heat Removal System*) działa w trybie aktywnym i zapewnia ograniczenie ciśnienia wewnątrz obudowy bezpieczeństwa,

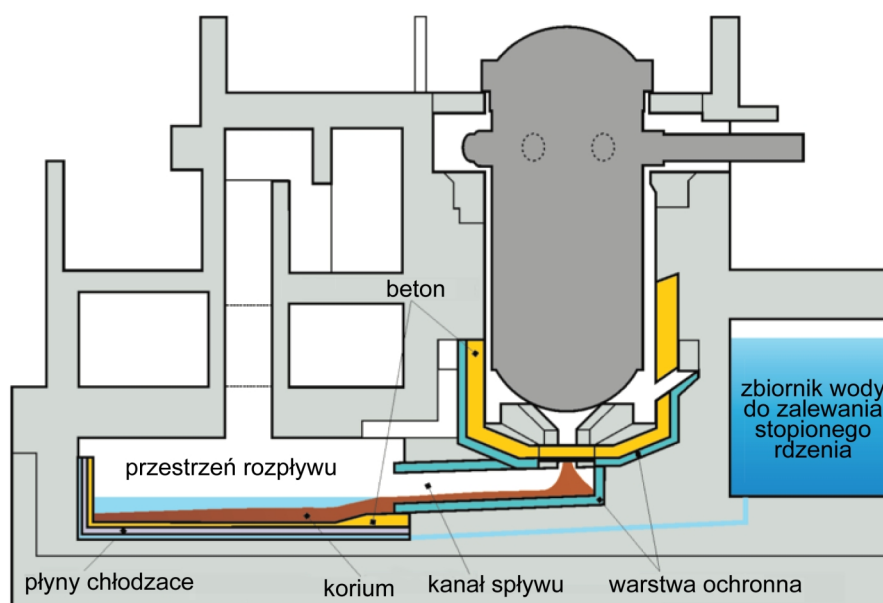
z jednoczesnym zachowaniem integralności konstrukcji w perspektywie długoterminowej konieczności chłodzenia systemu [20].

5. Badania modelowe

Tak naprawdę systemy pasywne zostały zaproponowane w odniesieniu do istniejących projektów reaktorowych nieco intuicyjne, na podstawie obserwacji istniejących praw natury. Podobnie jak Isaac Newton odkrył prawo ciężenia, obserwując spadające jabłko. Jednak istniejące rozwiązania niekoniecznie ze względów geometrycznych, czy też konstrukcyjnych, muszą być optymalne dla pełnego wykorzystania znanych nam z fizyki i inżynierii zjawisk. I tu wkracza modelowanie z wykorzystaniem narzędzi obliczeniowych lub metod doświadczalnych. Poniżej przykłady tych działań.

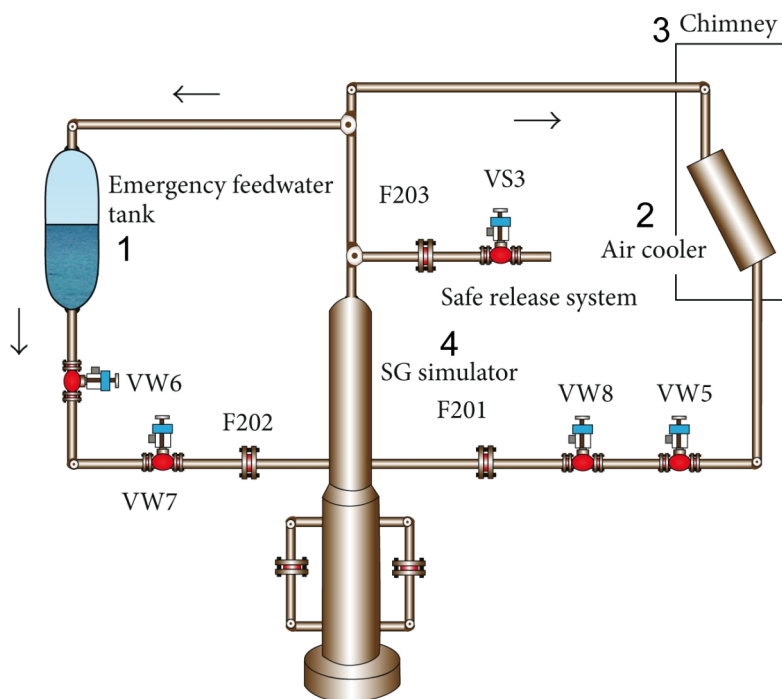
Aby poprawić bezpieczeństwo i niezawodność reaktora, niektóre reaktory ewolucyjne i innowacyjne, takie jak AP600/1000, WWER640/407, APR+, SBWR i SMART, wykorzystują pasywne systemy odprowadzania ciepła resztkowego [21]. Jednak większość z tych systemów to podstawowe pasywne systemy chłodzenia, z wyjątkiem WWER640/407 i APR+.

Pasywny system odprowadzania ciepła resztkowego (PRHRS – ang. *Passive Residual Heat Removal System*) dla obiegu wtórnego jest jedną z ważnych cech chińskiego zaawansowanego reaktora wodnego ciśnieniowego (CAPWR – ang. *China Advanced Pressurised Water Reactor*). Aby udowodnić bezpieczeństwo CAPWR, przeprowadzono szereg eksperymentów na specjalnie zaprojektowanym stanowisku testowym PRHRS (ang. *Passive Residual Heat Removal System*). Instalacja testowa została zbudowana zgodnie z zasadami metodyki skalo-



Rys. 5. Widok przekroju chwytacza rdzenia EPR.

Fig. 5. Cross section view of the EPR core catcher.



Rys. 6. Schemat stanowiska testowego pasywnego odbioru ciepła powyłączeniowego wyk(PRHS). 1- zbiornik wody zasilającej stosowany w przypadku awarii; 2 – chłodnica powietrza; 3 – komin; 4 – wytwornica pary (symulator); VS – zawór bezpieczeństwa (Safe release system); VW – zawory wodne; F – złącza kołnierzowe.

Fig. 6. Schematic diagram of passive residual heat removal system (PRHRS) test facility. SG – Steam Generator; VS – Safety Valve; VW – Water Valve; F – Flange.

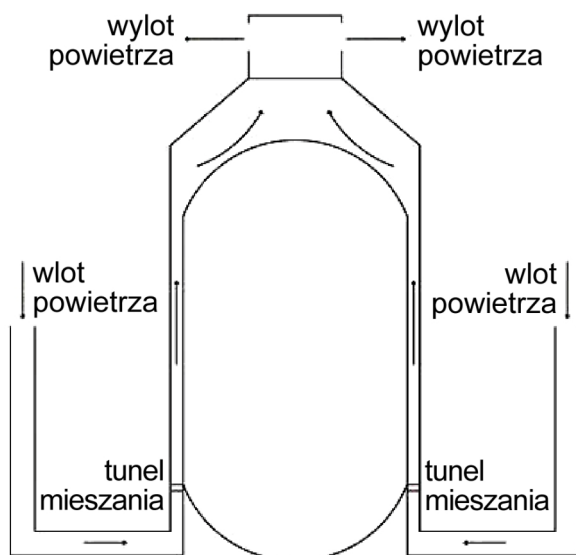
wania z dwufazową cyrkulacją naturalną. Do ważnych grup podobieństwa należą: podobieństwo geometryczne, współczynnik tarcia, stosunek gęstości, liczba Froude'a, liczba przemian fazowych oraz liczba strumieni konwekcyjnych. Instalacja pilotowa składa się z następujących elementów: pętli cyrkulacji parowo-wodnej, pętli awaryjnego zasilania wodą, pętli cyrkulacji naturalnej powietrza, systemu bezpiecznego upustu pary. [22]. Główne elementy obejmują generator pary, chłodnicę powietrza, awaryjny zbiornik wody zasilającej (EFWT -ang. *Emergency Feed Water Tank*) oraz komina. Obiekt charakteryzuje się współczynnikiem skalowania geometrycznego wynoszącym 1/390 w odniesieniu do objętości, a całkowita wysokość od szczytu komina z regulowaną wysokością do powierzchni dna generatora pary wynosi około 23 m. Maksymalne ciśnienie w obiekcie wynosi 8,6 MPa, a ciepło wydzielane przez stopiony rdzeń jest symulowane przez grzejniki elektryczne o mocy 400 kW (DC). Schemat instalacji przedstawiono na rysunku 6. Jak wspomniano, stanowisko testowe zbudowano zgodnie z prawami skalowania, aby zachować podobieństwo do CAPWR [22].

Łączenie przeprowadzono ponad 300 testów na stanowisku testowym, w 90% przypadków w stanie ustalonym i 10% przypadków w stanie nieustalonym [22]. Na podstawie wyników eksperymentalnych dla przypadków w stanie ustalonym wygenerowano model półempiryczny w celu wyznaczenia funkcji pasywnego odprowadzania ciepła. Charakterystyka dynamiczna i niezawodność pasywnego systemu bezpieczeństwa CAPWR zostały jednoznacznie potwierdzone w przypadkach nieustalonych. Podobne

testy prowadzono dla analogicznego reaktora APR+ (ang. *Advanced Power Reactor Plus*). Jest to elektrownia jądrowa generacji III+, rozwijana w Korei. Pasywny pomocniczy system zasilania wodą (PAFS – ang. *Passive Auxiliary Feedwater System*) jest jednym z zaawansowanych rozwiązań bezpieczeństwa wdrażanych w APR+. PAFS ma całkowicie zastąpić konwencjonalny aktywny pomocniczy system zasilania wodą [23]. Pojedynczy układ PAFS jest wymagany do usunięcia maksymalnej mocy cieplnej 129,8 MW przez 240 rur kondensacyjnego wymiennika ciepła PCHX (ang. *Passive Condensation Heat Exchanger*). Badania przeprowadzono na instalacji testowej wykorzystującej konwencjonalne źródło ciepła. W związku z tym dostarczono 540 kW mocy cieplnej, aby wygenerować przepływ pary do pojedynczej rury instalacji badawczej, zgodnie ze współczynnikiem skalowania obiektu (1/240). Poprzedni [22] i ten przykład [23] wskazują, jaki jest wymóg dotyczący skalowania instalacji badawczych (1/240–1/390).

Oczywiście podobne zasady obowiązują w rozwijanych rozwiązaniach SMR. ACP100 to innowacyjny mały reaktor modułowy (SMR) zaprojektowany przez CNNC (*China National Nuclear Corporation*). Pasywny układ chłodzenia powietrza (PAS – ang. *Passive Air-cooling System*) jest jedną z kluczowych cech technicznych zapewniających bezpieczeństwo w konstrukcji ACP100 [24].

Zgodnie z zasadami skalowania obiekt testowy (rys. 7) został zaprojektowany w taki sposób, aby wymiana ciepła wewnątrz i na zewnątrz zbiornika bezpieczeństwa oraz cyrkulacja/rozwarstwienie gazu w dużej, wolnej przestrzeni w obiekcie testowym były podobne do tych w prototypie



Rys. 7. Schemat dróg przepływu powietrza w urządzeniu ACP100 PAS (po lewej), zdjęcie modelu fizycznego (po prawej).

Fig. 7. Schematic diagram of ACP100 PAS air flow path (left), physical model photo (right).

PAS. Po przygotowaniu ogólnego projektu obiektu testowego przeprowadza się analizę skalowania polegającą na zmniejszeniu skali obiektu, opartą na przewidywanej reakcji ciśnieniowej systemu w obudowie bezpieczeństwa, magazynowaniu i przewodzeniu ciepła w stalowym zbiorniku bezpieczeństwa, naturalnej cyrkulacji powietrza przepływającego przez kanał na zewnątrz obudowy bezpieczeństwa. Ponadto uwzględnia się cyrkulację/rozpływ gazu w dużej wolnej przestrzeni wewnątrz zbiornika bezpieczeństwa, konwekcyjne i kondensacyjne przenoszenie ciepła wewnątrz zbiornika bezpieczeństwa oraz naturalne przenoszenie ciepła przez konwekcję na zewnątrz obudowy bezpieczeństwa. W ten sposób można uzyskać cechy konstrukcyjne obiektu testowego, uwzględniając podobieństwo parametrów tych ważnych zjawisk. Zgodnie z analizą skalowania prototypu i biorąc pod uwagę ograniczenia finansowe obiektu testowego, zaprojektowano wymiary geometryczne symulatora obudowy bezpieczeństwa. Całkowita wysokość stalowego zbiornika wynosi 9,5 m, co stanowi 1/4,9 prototypu. Średnica stalowego zbiornika wynosi 6 m. Aby uzyskać podobny stosunek powierzchni do objętości obiektu testowego w zmniejszonej skali, wewnętrzna powierzchnia zbiornika poniżej platformy operacyjnej obiektu testowego jest pokryta materiałami termoizolacyjnymi, tak aby wysokość powierzchni wymiany ciepła pionowej części obiektu wynosiła 5,2 m prototypu. Ponadto, w warunkach testu weryfikacyjnego awarii, aby spełnić wymagania dotyczące wolnej objętości obiektu, komory poniżej platformy operacyjnej są częściowo zablokowane, tak by wolna objętość obiektu wynosiła 225 m³, co stanowi 1/80 skali prototypu.

6. Podsumowanie

Pasywne systemy bezpieczeństwa, zaprojektowane do wyłączania i chłodzenia reaktorów jądrowych przy użyciu sił naturalnych, takich jak grawitacja i konwekcja, zamiast napędzanych pomp, stanowią znaczącą zmianę w projektowaniu reaktorów. Poprawiają bezpieczeństwo poprzez zmniejszenie zależności od elementów aktywnych i interwencji człowieka, stwarzają nowe wyzwania dla operatorów i regulatorów, w tym konieczność wykazania/zweryfikowania niezawodności bez danych operacyjnych, modelowania skomplikowanych zjawisk termohydraulicznych oraz aktualizacji tradycyjnych ram regulacyjnych. MAEA zwraca uwagę na kluczowe kwestie, w tym weryfikację twierdzeń dotyczących bezpieczeństwa, zapewnienie niezawodności, zarządzanie słabymi siłami napędowymi oraz uzyskiwanie licencji na nowatorskie rozwiązania. Kluczowe wyzwania regulacyjne obejmują weryfikację wydajności w szerokim zakresie warunków awaryjnych, ocenę niskich sił napędowych oraz sprawdzanie niezawodności bez udziału człowieka lub aktywnych komponentów. Organy regulacyjne, takie jak we Francji (ASNR)³, Kanadzie (CNSC)⁴ oraz w USA (NRC), aktywnie dokonują przeglądu technik oceny, aby poradzić sobie z oceną bezpieczeństwa wprowadzania tych systemów, koncentrując się na szukaniu rozwiązania problemu braku danych eksploatacyjnych i identyfikacji potencjału wystąpienia awarii o wspólnej przyczynie w zjawiskach naturalnych. Zasady UE dotyczące biernych systemów bezpieczeństwa w reaktorach jądrowych są głównie regulowane przez Dyrektywę o bezpieczeństwie jądrowym (2009/71/Eur-

³ Francuski urząd ds. bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej ASNR (*Autorité de sûreté nucléaire et radioprotection*) działa od 1 stycznia 2025; powstał w wyniku scalenia organizacji regulatora – urzędu dozoru jądrowego ASN (*Autorité de sûreté nucléaire*) z instytutem ochrony radiologicznej i bezpieczeństwa jądrowego IRSN (*Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire*) pełniącym poprzednio rolę TSO dla ASN (przyp. red).

⁴ Kanadyjski urząd dozoru bezpieczeństwa jądrowego CNSC (*Canadian Nuclear Safety Commission*).

atom, zmienioną w 2014 roku), która ustanawia ogólne, prawnie wiążące wymagania dla państw członkowskich w celu zwiększenia bezpieczeństwa, szczególnie po wypadku w Fukushima Daiichi. Chociaż nie nakładają one obowiązku stosowania konkretnych technologii, przepisy te podkreślają znaczenie wdrażania zaawansowanych funkcji bezpieczeństwa, w tym systemów biernych, w celu zapewnienia długoterminowego chłodzenia i utrzymania układu bez aktywnego, działania ludzkiego lub systemu zasilania elektrycznego. Dużą rolę w ocenie skuteczności i prawidłowości zastosowanych systemów odgrywają zarówno metody obliczeniowe, jak i eksperyment, które są niezbędne do określenia właściwego zastosowania rozwiązań w przypadku wykorzystania pasywnych systemów bezpieczeństwa. Bardzo aktywne w tych działaniach w zakresie wdrażania następnej generacji reaktorów jądrowych (Gen III+ i SMR) są Chiny i Korea Południowa. W Polsce istnieją ośrodki, które są w stanie weryfikować modele i kody przekazywane przez ewentualnych dostawców technologii i takie działania powinny być prowadzone w ramach wsparcia regulatora przez dobrze zorganizowaną strukturę wsparcia technicznego (TSO) [25].

7. Wnioski

- Nowe projekty reaktorów coraz częściej wykorzystują pasywne elementy bezpieczeństwa w różnych celach, na przykład do chłodzenia rdzenia podczas przejściowych stanów pracy, awarii projektowych, a nawet poważnych awarii, a także do chłodzenia obudowy bezpieczeństwa, przyjmując, że systemy pasywne są wysoce niezawodne i zmniejszają koszty związane z instalacją oraz konserwacją systemów wymagających stosowania wielu urządzeń, w tym kosztownych pomp, silników i innych systemów, a też redundantnych źródeł zasilania energią elektryczną.

- Ocena niezawodności systemu pasywnego jest trudnym zadaniem. Wymaga jasnego zrozumienia fizyki zjawisk i możliwego mechanizmu awarii systemu pasywnego, co projektant musi zrobić przed przewidywaniem jego niezawodności.
- Regulatorzy bezpieczeństwa jądrowego na całym świecie stoją przed istotnymi wyzwaniami w ocenie bezpieczeństwa nowych biernych systemów i nowych rozwiązań innowacyjnych projektów reaktorów. Aby wykazać niezawodność systemów biernych lub ich cech zapewnienia bezpieczeństwa eksploatacji reaktora, a także uwzględnić niezależność różnych poziomów „obrony w głąb”, wymagania dotyczące projektowania, metod i narzędzi obliczeniowych do analiz zjawisk fizycznych, a również testów eksperymentalnych do weryfikacji mają zasadnicze znaczenie.

Notka o autorach

Prof. dr hab. inż. Andrzej G. Chmielewski jest dyrektorem Instytutu Chemii i Techniki Jądrowej, będącego Collaborating Centre IAEA oraz wiceprzewodniczącym Rady Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej przy Prezesie PAA. Przez wiele lat pracował w Politechnice Warszawskiej, University of Tennessee, USA oraz Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej, Wiedeń, Austria. W latach 1990–2011 był wiceprzewodniczącym i przewodniczącym Rady ds. Atomistyki przy Prezesie PAA. Pełnił funkcje prezesa PTN i SEREN, a także przez szereg lat był członkiem SAGNA, organu doradczego DDG NA IAEA.

Dr hab. inż. Antoni Rozeń jest adiunktem na Wydziale Inżynierii Chemicznej i Procesowej Politechniki Warszawskiej. Stopień doktora nauk technicznych uzyskał w 1996 r., a stopień doktora habilitowanego w dyscyplinie inżynieria chemiczna w 2008 r.. W latach 1997–1998 odbył staże naukowe w DSM Research w Geleen oraz na University of Groningen (Holandia). Istotnym obszarem jego prac jest problematyka bezpieczeństwa jądrowego, w szczególności modelowanie procesów katalitycznej rekombinacji wodoru z tlenem w pasywnych rekombinatorach stosowanych do ograniczania ryzyka wybuchu wodoru w obudowach bezpieczeństwa reaktorów jądrowych. Badania te obejmują analizę sprzężenia zjawisk transportowych, kinetyki reakcji oraz warunków przepływu, mających kluczowe znaczenie dla skuteczności działania systemów bezpieczeństwa.

Literatura

1. IAEA, Use of Passive Safety Features in Nuclear Power Plant Designs and their Safety Assessment, <https://www.iaea.org/topics/design-safety-nuclear-power-plants/passive-safety-features>
2. NEA. Survey on the Regulatory Practice to Assess Passive Safety Systems used in New Nuclear Power Plant Designs. NEA/CNRA/R(2017)3; 11 February 2019. <https://www.oecd-neo.org/upload/docs/application/pdf/2020-01/dir1/cnra-r2017-3.pdf>
3. Samuel Abiodun Olatubosun, Abiodun Ayodeji, Muritala Alade Amidu, Safety assessment of AP1000: Common transients, analysis codes and research gaps, Nuclear Engineering and Design, Volume 375, 2021, 111100, <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2021.111100>.
4. Di Maio, F.; Pedroni, N.; Tóth, B.; Burgazzi, L.; Zio, E. Reliability Assessment of Passive Safety Systems for Nuclear Energy Applications: State-of-the-Art and Open Issues. Energies, 2021, 14, 4688. <https://doi.org/10.3390/en14154688>
5. S. Ali, K. Qureshi, Rab Nawaz. Safety Assessment of Advanced, 2018 International Conference on Power Generation Systems and Renewable Energy Technologies (PGSRET). <https://doi.org/10.1109/PGSRET.2018.8686022>, <https://www.semanticscholar.org/paper/Safety-Assessment-of-Advanced-PWR-Ali-Qureshi/9a143d342c00557c589b2b3ccdde15673a90c5d7>
6. Novikova G.S. and Bogoslovskaya G.P., Development of an Experimental Reactor VVER-SKD 30 MW on Supercritical Water. AtomFuture-2017, XIII International Youth Scientific and Practical Conference "FUTURE OF ATOMIC ENERGY- AtomFuture 2017", Volume 2017, <https://doi.org/10.18502/keg.v3i3.1608>.
7. Bird R.B., Stewart W.E., Lightfoot E.N., Transport Phenomena, 2nd ed., John Wiley & Sons, New York, 2002.
8. Idelchik I.E., Handbook of Hydraulic Resistance. Begell House, Inc., NY, 3rd Ed. 1996, <https://www.scribd.com/document/511743280/Handbook-of-Hydraulic-Resistance-by-I-E-Idelchik>
9. Rohsenow W.M., Hartnett J.P., Cho Y.I. (eds.), Handbook of Heat Transfer, 3rd ed., McGraw-Hill, New York, 1998.
10. Incropera F.P., DeWitt D.P., Bergman T.L., Lavine A.S., Fundamentals of Heat and Mass Transfer, 6th ed., John Wiley & Sons, New York, 2007.

11. Poling B.E., Prausnitz J.M., O'Connell J.P., *The Properties of Gases and Liquids*, 5th ed., McGraw-Hill, New York, 2001.
12. NEA (2015), *Best Practice Guidelines for the Use of CFD in Nuclear Reactor Safety Applications – Revision*, OECD Publishing, (NEA/CSNI/R, 2014), Paris, https://www.oecd-neo.org/jcms/pl_19548/best-practice-guidelines-for-the-use-of-cfd-in-nuclear-reactor-s?details=true
13. NEA (2025), *Best Practice Guidelines for the Use of CFD in Nuclear Reactor Safety Applications – 2024 Update*, OECD Publishing, Paris, https://www.oecd-neo.org/jcms/pl_102607/best-practice-guidelines-for-the-use-of-cfd-in-nuclear-reactor-s-upda?details=true
14. International Atomic Energy Agency (1991). *Safety Related Terms for Advanced Nuclear Power Plant*. Vienna: IAEA. https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_626_web.pdf
15. Marcin Karol Rowinski, Jiyun Zhao, Timothy John White, Yeng Chai Soh, *Safety analysis of Super-Critical Water Reactors–A review*, *Progress in Nuclear Energy*, Volume 106, 2018, Pages 87-101, <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2018.03.002> https://www.researchgate.net/publication/345672373_Safety_analysis_of_Super-Critical_Water_Reactors-A_review
16. Arun Kumar Nayak, Amit Chandrakar, Gopika Vinod A Review: *Passive System Reliability Analysis – Accomplishments and Unresolved Issues*, *Front. Energy Res.*, 10 October 2014, Sec. Nuclear Energy Volume 2 – 2014, | <https://doi.org/10.3389/fenrg.2014.00040>
17. *Status Report on Reliability of Thermal-Hydraulic Passive Systems*. Nuclear Safety, NEA/CSNI/R(2021)2, October 2024.
18. Balendra Sutharshan, Meena Mutyala, Ronald P Vijuk and Alok Mishra *The AP1000TM Reactor: Passive Safety and Modular Design*. *Energy Procedia* 7 (2011) 293–302, <https://doi.org/10.1016/j.egypro.2011.06.038>
19. Daniel Freis, Norbert Haspel, Wolfgang Tietsch; *AP1000TM Nuclear Power Plant Passive Safety System Actuation using Explosively Opening “Squib Valves”* International Conference on Opportunities and Challenges for Water Cooled Reactors in the 21st Century. Vienna, Austria, 27–30 October 2009. *BOOK OF EXTENDED SYNOPSES*, IAEA-CN-164-3P10.
20. Daniel Hackl, Eileen Langegger, Helmuth Böck. *Evolution of Safety Concepts in Pressurized Water Reactors*. NENE 2024, 33rd International Conference Nuclear Energy for New Europe, Portož, Slovenia, September 19 – 22, 2024.
21. “Passive safety systems and natural circulation in water cooled nuclear power plants,” IAEA-TECDOC-1624, IAEA, Vienna, Austria, 2009.
22. Zhuo Wenbin, Huang Yanping, Xiao Zejun, Peng Chuanxin, and Lu Sansan. *Experimental Research on Passive Residual Heat Removal System of Chinese Advanced PWR*. *Science and Technology of Nuclear Installations*. Volume 2014, Article ID 325356, 8 pages <http://dx.doi.org/10.1155/2014/325356>
23. Seok Kim a, Byoung-Uhn Bae a, Yun-Je Cho a, Yu-Sun Park a, Kyoung-Ho Kang a, Byong-Jo Yun. *An experimental study on the validation of cooling capability for the Passive Auxiliary Feedwater System (PAFS) condensation heat exchanger*. *Nuclear Engineering and Design* 260 (2013) 54–63, <http://dx.doi.org/10.1016/j.nucengdes.2013.03.016>
24. Xing Ji, Yuan Yidan, Han Xu, Yu Mingrui, Liu Zhuo, Wang Hongliang, Feng Yu. *An Experimental Program for ACP100 Passive Containment Air Cooling System*. International Conference on Topical Issues in Nuclear Installation Safety: Strengthening Safety of Evolutionary and Innovative Reactor Designs. Vienna (Austria), 18-21 Oct 2022, <https://inis.iaea.org/records/2qqj1-0kp36>
25. Sommer S., Palige J., Polkowska H., Zakrzewska-Kołodziej G., Zimek Z., & Chmielewski A. G. (2018). *Technical and Scientific Support Organization (TSO) for nuclear power plant in Poland: the view of Research Institute*. International Conference on Challenges Faced by Technical and Scientific Support Organizations (TSOs) in Enhancing Nuclear Safety and Security, Brussels (Belgium), 15–18 Oct 2018, <https://inis.iaea.org/records/t4khw-dwk36>