Nierówności Społeczne a Wzrost Gospodarczy, nr 57 (1/2019)
DOI: 10.15584/nsawg.2019.1.20 **ISSN 1898-5084**

dr inż. Grzegorz Niewiński[1]

Politechnika Warszawska
Wydział Mechaniczny Energetyki i Lotnictwa
Instytut Techniki Cieplnej

mgr inż. Michał Stępień[2]

Politechnika Warszawska
Wydział Mechaniczny Energetyki i Lotnictwa
Instytut Techniki Cieplnej

Energetyka jądrowa. Bezpieczna technologia czy zagrożenie dla ludzkości?

Wprowadzenie

Energia elektryczna uważana jest za najdoskonalszą formę energii, która wykorzystywana jest w codziennym życiu człowieka. Można ją użyć w sposób bezpośredni lub pośredni poprzez konwersję na inną formę energii i ciepła. Jedyną jej wadą jest brak możliwości magazynowania w skali przemysłowej, co wymaga, aby konsumpcja była pokrywana przez bieżącą produkcję. Dlatego też zapewnienie nieprzerwalnych dostaw energii elektrycznej jest jednym z najwyższych priorytetów Systemów Elektroenergetycznych. Dodatkowo istotne jest, aby jej produkcja nie wiązała się z nadmiernymi kosztami, nie wpływała negatywnie na otaczające środowisko poprzez emisję gazów cieplarnianych i substancji szkodliwych, nie była uzależniona od pory dnia i roku, oraz była w pełni kontrolowana przez człowieka. Wszystkie powyższe kryteria spełniane są przez energetykę jądrową. Ponadto zapewnia ona stabilną w długiej perspektywie cenę energii elektrycznej, umożliwia uniezależnienie się od dostaw surowców energetycznych z państw niestabilnych politycznie oraz przyczynia się do rozwoju technologicznego danego kraju.

[1] Adres korespondencyjny: Instytut Techniki Cieplnej, Wydział Mechaniczny Energetyki i Lotnictwa, Politechnika Warszawska, ul. Nowowiejska 21/25, 00-665 Warszawa; e-mail: grzegorz.niewinski@pw.edu.pl. ORCID: 0000-0002-3185-5250.

[2] Adres korespondencyjny: Instytut Techniki Cieplnej, Wydział Mechaniczny Energetyki i Lotnictwa, Politechnika Warszawska, ul. Nowowiejska 21/25, 00-665 Warszawa; e-mail: michal.stepien@itc.pw.edu.pl.

Historia energetyki jądrowej

Za „ojca" technologii jądrowej uważa się niemieckiego laureata Nagrody Nobla w dziedzinie chemii – Otto Hahna. W 1938 roku wraz ze swoim współpracownikiem – Fritzem Strassmannem – dokonał udanego rozszczepienia jądra atomu Uranu-235 przy pomocy neutronu. Temu zjawisku towarzyszyło wydzielenie się dużej ilości energii. Podczas II wojny światowej obie strony konfliktu, dążąc do szybkiego zwycięstwa, inwestowały czas i środki również w rozwój niekonwencjonalnych technologii bojowych, w tym – w energię jądrową.

Pierwszy reaktor jądrowy, który osiągnął stan krytyczny, powstał w ramach programu naukowo-badawczego – „Projekt Manhattan" – w Chicago (Chicago Pile-1). Miał on postać stosu naprzemiennie ułożonych kostek uranowych i grafitowych z miejscami na ręcznie wsuwane kadmowe pręty kontrolne (Jezierski, 2006).

Przez długi czas reaktory jądrowe służyły jedynie do celów militarnych – głównie do produkcji izotopów plutonu, jednak produktem odpadowym były znaczne ilości ciepła. W 1954 roku, wzbogacając reaktor o moduł turbogeneratora, uruchomiono w Obnińsku, ZSRS, pierwszą elektrownię jądrową chłodzoną wodą z grafitem jako moderatorem neutronów. Zapoczątkowało to pokojowy proces wykorzystania energii rozszczepienia atomu – Calder Hall (Wielka Brytania, 1956 r.), Shippingport (USA, 1957 r.) (Stępień i in., 2017).

Reaktory pierwszej generacji były testem kilku koncepcji konstrukcyjnych i sposobów eksploatacji, a ich główną cechą była możliwość przeładunku paliwa w czasie pracy bez konieczności ich wyłączania.

Drugą generację reaktorów stanowią w większości najbardziej rozpowszechnione reaktory lekkowodne typu PWR (ang. *Pressurized Water Reactor* – Reaktor Wodny Ciśnieniowy) i BWR (ang. *Boiling Water Reactor* – Reaktor Wodny Wrzący), w których lekka woda (H_2O) pełni podwójną funkcję – czynnika chłodzącego oraz moderatora (spowalniacza neutronów).

W trzeciej generacji reaktorów jądrowych położono szczególny nacisk na zwiększenie bezpieczeństwa eksploatacji oraz podwyższenie efektywności ekonomicznej. Obiekty wyposażono w szereg pasywnych, redundantnych systemów zabezpieczeń mających zapobiec oraz ograniczyć skutki ewentualnych ciężkich awarii reaktora (Stępień i in., 2017).

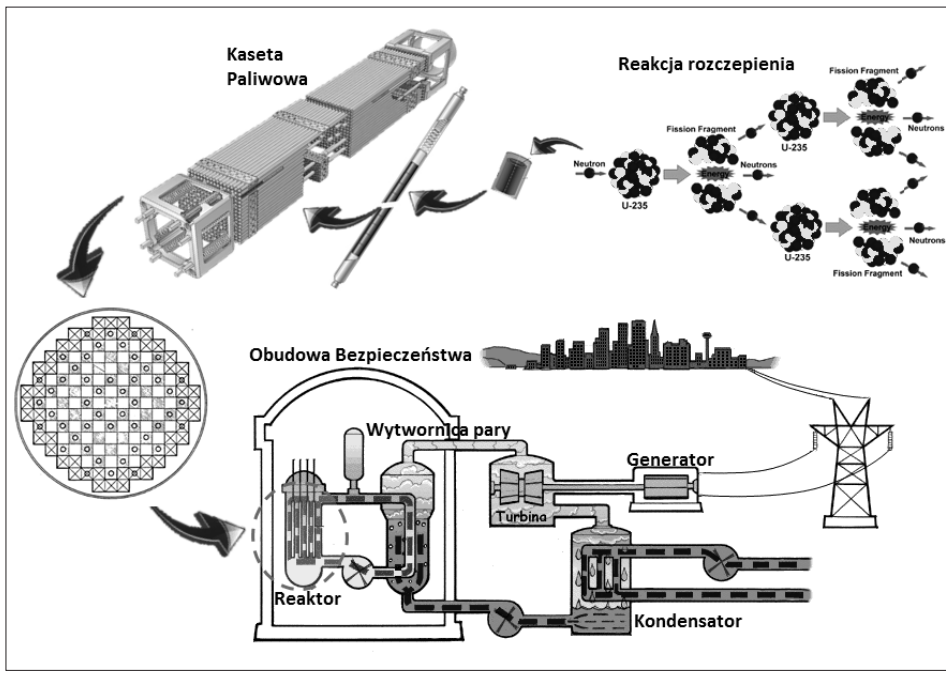
Obecnie na świecie prowadzone są prace nad reaktorami IV generacji. Cechuje je podwyższone bezpieczeństwo oraz nowe koncepcje i istotne zmiany w działaniu reaktorów w porównaniu do obecnie pracujących (Stępień i in., 2018).

Działanie elektrowni jądrowej

Istotą działania elektrowni jądrowej jest reakcja rozszczepienia ciężkiego jądra atomu, która posiada następujące cechy:

• jest w stanie sama podtrzymać proces rozszczepienia jąder w paliwie, a zatem jest reakcją łańcuchową,
• ilość energii otrzymanej w wyniku rozszczepienia przewyższa ilości energii użytej do zaistnienia reakcji – dodatni bilans energetyczny.

Zasada działania najczęściej budowanych EJ z reaktorem typu PWR przedstawiona została na rys. Rys. 1. Zasada działania elektrowni jądrowej



Rys. 1. Zasada działania elektrowni jądrowej

Źródło: opracowanie własne.

Zawarty w paliwie rozszczepialny izotop uranu 235 oraz sztucznie wytworzone izotopy plutonu 239 i 241 pod wpływem bombardowania neutronami ulegają rozbiciu na nowe izotopy. Reakcji rozszczepienia towarzyszy emisja wolnych neutronów w ilości 2 do 3 oraz promieniowania gamma i beta.

Wydzielona w reakcji rozszczepienia energia przejmowana jest przez przepływającą przez reaktor wodę o ciśnieniu ok. 160 bar (obieg pierwotny). Podgrzana woda od temperatury ok. 290 do 320°C kierowana jest do wytwornicy pary, gdzie oddając ciepło pobrane w reaktorze wytwarzana jest para wodna. Wytworzona para (obieg wtórny) przepływa do turbiny, gdzie następuje zamiana jej entalpii na energię kinetyczną (ruch obrotowy turbiny), a następnie w generatorze energia kinetyczna obracającego się wału zamieniana jest na energię elektryczną.

Koncepcja bezpieczeństwa elektrowni jądrowej

Reaktory jądrowe projektowane są zgodnie z zasadą tzw. obrony w głąb (ang. *Defense in Depth*), polegającej na wprowadzeniu szeregu niezależnych od siebie poziomów zabezpieczeń. W przypadku elektrowni jądrowych strategia obrony w głąb składa się z pięciu pojęć powodujących określone skutki (Stępień i in., 2017).

- Pierwszym jest tzw. wbudowane bezpieczeństwo (ang. *Inherent Safety*), które w odniesieniu do obiektów jądrowych polega na zaprojektowaniu reaktora w taki sposób, aby był on układem samoregulującym się.
- Drugim i trzecim pojęciem są ostrożność (ang. *Precaution*) oraz zapobieganie niepożądanym zjawiskom (ang. *Prevention*) podczas standardowej pracy reaktora. Służą do tego systemy kontroli i regulacji oraz układy zabezpieczeń.
- Dwa ostatnie terminy – złagodzenie skutków zaistniałej awarii (ang. *Mitigation*) oraz reagowanie na awarie pozaprojektowe (ang. *Beyond Design Basis Accidents*) – to obecność systemów bezpieczeństwa oraz systemów na wypadek ciężkich awarii, mających na celu zmniejszenie skutków, jakie mogły powstać.

Układy zabezpieczeń reaktora

Bezpieczna eksploatacja reaktora ma zasadnicze znaczenie dla bezpieczeństwa elektrowni jądrowej. W celu jej osiągnięcia monitoruje się szereg kluczowych parametrów instalacji, zapewniając ich utrzymywanie w pewnych określonych przedziałach. Układy odpowiadające za to, by występujące odchylenia parametrów od normalnych warunków pracy nie spowodowały awarii lub w przypadku jej wystąpienia rozpoczęły działanie mające na celu ograniczenie jej skutków, nazywane są układami zabezpieczeń reaktora (RPS, ang. *Reactor Protection System*). Układ zabezpieczeń reaktora musi zatem składać się z systemów pomiarowych i kontroli wartości granicznych dla monitorowanych parametrów oraz układów automatycznego wyłączenia reaktora (RTS, ang. *Reactor Trip System*) poprzez zrzut prętów kontrolnych i zalanie reaktora kwasem borowym. W zakresie ograniczenia skutków zaistniałej awarii rolą układu zabezpieczeń jest uruchomienie specjalnie zainstalowanych systemów bezpieczeństwa.

Każdy z reaktorów wyposażony jest układ zabezpieczeń składający się z dwóch niezależnych od siebie podsystemów pierwotnego (PPS – ang. *Primary Protection System*) i wtórnego (SPS – ang. *Secondary Protection System*). Autonomiczność w tym przypadku oznacza całkowite odseparowanie każdego z podukładów pod względem wykorzystywanych komponentów (jeden jest układem cyfrowym a drugi układem analogowym) oraz stosowanych układów i parametrów. Wyboru parametrów kontrolnych oraz limitów, których przekroczenie spowoduje zadziałanie układów zabezpieczeń, dokonuje się wg (Ackermann, 1987) z uwagi na:

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

SYSTEMY BEZPIECZEŃSTWA

Systemy bezpieczeństwa są to specjalne układy, których rolą jest ograniczenie do minimum skutków powstałej awarii. Układy te uruchamiane są w przypadku, gdy nie zadziałały układy zabezpieczeń lub zadziałały, ale pomimo tego doszło do awarii. W pierwszych konstrukcjach reaktorów jądrowych były to głównie systemy związane z awaryjnym wtryskiem wody lub kwasu borowego do obiegu pierwotnego reaktora, do awaryjnego odbioru ciepła czy obudowa bezpieczeństwa.

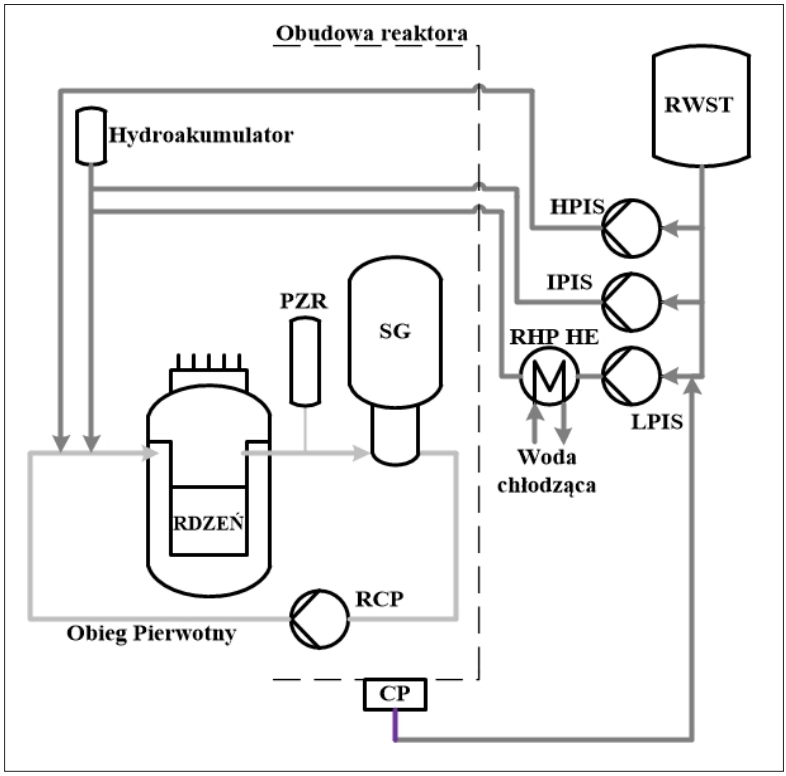
W wyniku uwzględniania nowych zdarzeń inicjujących lub niebranych pod uwagę możliwych do zaistnienia awarii projektowych (patrz przyczyny awarii np. EJ TMI, Fukushima, Czarnobyl) wprowadzono redundancję, dokonano modyfikacji istniejących rozwiązań lub też wprowadzono zupełnie nowe systemy bezpieczeństwa.

Redundancja polega na instalowaniu trzech lub czterech identycznych co do funkcji układów, przy czym zadziałanie pojedynczego z nich w zależności od typu awarii powinno doprowadzić do niewydostania się materiału promieniotwórczego poza obudowę reaktora lub obudowę bezpieczeństwa. Zwielokrotnione układy bezpieczeństwa są odseparowane od siebie i rozmieszczone w oddzielnych budynkach tak, by awaria jednego z układów lub całkowite zniszczenie budynku w wyniku uderzenia samolotu nie spowodowało utraty funkcjonalności pozostałych systemów.

Systemy bezpieczeństwa można podzielić na dwie podstawowe grupy aktywne i pasywne. Aktywne systemy załączane są w odpowiedzi na nieprawidłowe działanie lub awarię reaktora i wymagają zewnętrznego zasilania (np. energia elektryczna do napędu pomp). Pasywne systemy zabezpieczeń nie wymagają zewnętrznego zasilania, a ich działanie wynika z działania naturalnych praw fizyki (np. przepływ wywołany siłą grawitacji lub różnicą ciśnień).

Przykładowe systemy bezpieczeństwa stosowane w elektrowniach jądrowych:

Układ awaryjnego chłodzenia rdzenia (ECCS – ang. *Emergency Core Cooling System*). Główną funkcją system ECCS jest zapewnienie chłodzenia rdzenia w przypadku wystąpienia awarii polegającej na utracie chłodziwa w pierwotnym obiegu reaktora. W tym celu wprowadza się do „reaktora" mieszaninę wody i kwasu borowego. Dodatkową funkcją układu jest zapewnienie bezpiecznego wyłączenia reaktora i dalsze zapewnienie jego chłodzenia w przypadku rozerwania rurociągów w obiegu pierwotnym.



Rys. 2. Schemat układu ECCS w reaktorze typu PWR

Źródło: opracowanie własne.

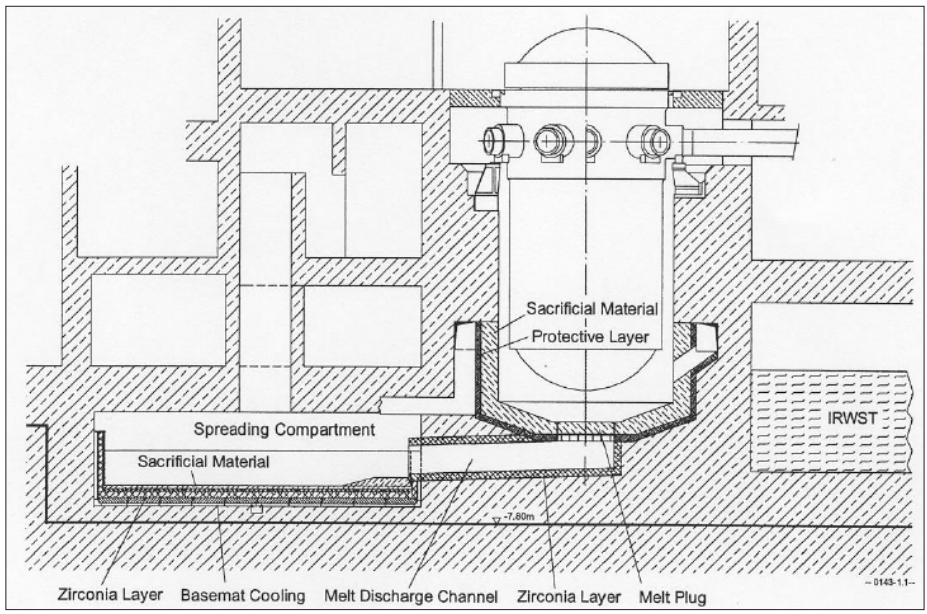
Układ awaryjnego chłodzenia rdzenia w reaktorach typu PWR składa się najczęściej z trzech podsystemów:

- wysoko- i średniociśnieniowego układu wtrysku bezpieczeństwa (HPIS/MPIS – ang. *High/Medium Pressure Injection System*),
- hydroakumulatorów,
- niskociśnieniowego układu wtrysku bezpieczeństwa (LPIS – ang. *Low Pressure Injection System*),
- oraz zbiornika wody (RWST – ang. *Refueling Water Storage Tank*).

W wyniku ubytku chłodziwa w obiegu pierwotnym reaktora spada ciśnienie. Po przekroczeniu zadanej wielkości uruchamiany jest poszczególny z podsystemów. Doprowadzenie wody ma na celu odbiór ciepła z rdzenia, a przez to niedopuszczenie do sytuacji, w której rdzeń ulegnie zniszczeniu. Uproszczony schemat układu ECCS przedstawiono na rys. Rys. 2. Schemat układu ECCS w reaktorze typu PWR

Chwytacz rdzenia (CC – ang. *Core Catcher*) w reaktorze EPR – rys. 3. Główną funkcją układu jest opanowanie awarii pozaprojektowych. Jest stosowany w celu uniknięcia uwolnień materiałów radioaktywnych poza obudowę bez-

pieczeństwa w wyniku przetopienia zbiornika reaktora. Stopiony rdzeń wycieka do specjalnie do tego przeznaczonego miejsca pokrytego grubą warstwą betonu na dnie studni reaktora. Pasywny układ zalewa gorący materiał wodą z wewnętrznego zbiornika zapasowego, a po 12 godzinach – system odprowadzania ciepła z obudowy bezpieczeństwa schładzając obszar wycieku.

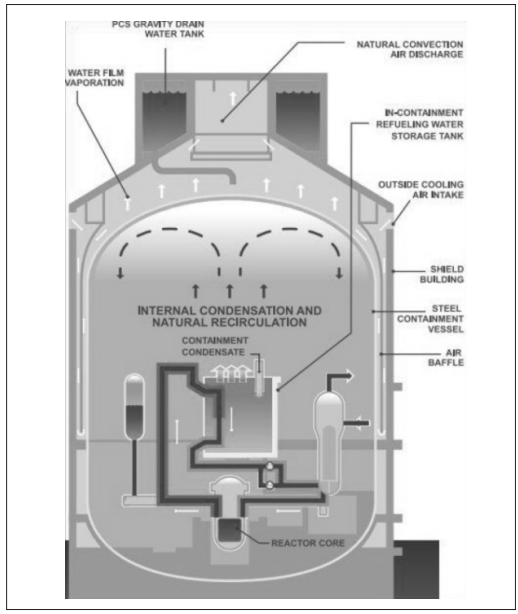


Rys. 3. Chwytacz rdzenia reaktora ERP

Źródło: (Pikkarainen i in., 2009).

Pasywne chłodzenie obudowy bezpieczeństwa (PCCS – ang. *Passive Containment Cooling System*) w reaktorze AP1000. Rolą system PCCS jest zapewnienie skutecznego odprowadzenia wytworzonego ciepła na zewnątrz obudowy bezpieczeństwa w przypadku wystąpienia awarii, gdy ciśnienie wewnętrzne nie przekroczy projektowego. W wyniku wystąpienia awarii typu LOCA (awaria polegająca na rozszczelnieniu obiegu i utracie chłodziwa reaktora, ang. *Loss of Cooling Accident*), przy której chłodziwo reaktora wydostając się do obudowy bezpieczeństwa rozpręża się i zamienienia się w parę wodną podwyższając ciśnienie, które może doprowadzić do rozerwania obudowy bezpieczeństwa.

Para wodna, w kontakcie z wewnętrzną, stalową powierzchnią obudowy bezpieczeństwa kondensuje, co powoduje szybkie obniżenie ciśnienia. Ciepło kondensacji odbierane jest przez strumień rozpylonej zimnej wody ze zbiorników zlokalizowanych na szczycie budynku bezpieczeństwa. Chłodzenie wodne jest połączone z naturalną cyrkulacją powietrza wewnątrz obudowy tworzącą tzw. efekt kominowy – rys. 4.



Rys. 4. Pasywny system chłodzenia obudowy bezpieczeństwa w AP1000

Źródło: (Westinghouse, 2017).

Analizy bezpieczeństwa

W elektrowniach jądrowych już na etapie projektowania i procesu licencjonowania przeprowadza się analizy bezpieczeństwa. Ocena bezpieczeństwa obejmuje symulacje możliwych uszkodzeń struktur, systemów i elementów systemów, a także identyfikacje skutków takich uszkodzeń w celu wykrycia wszystkich istotnych słabości rozwiązań projektowych. Wyniki analiz zbierane są w szczegółowe raporty, tak aby umożliwić niezależnym audytorom ich weryfikację. Obecnie przeprowadza się dwa rodzaje analiz, tj. deterministyczne i probabilistyczne (Borysiewicz, 2012).

W analizie deterministycznej rozważa się pewne zdarzenia inicjujące awarię i bada się odpowiedź całego układu na to zdarzenie. W analizie przyjmuje się określony sposób i zakres działania wybranych układów i systemów bezpieczeństwa. Na podstawie zdefiniowanej liczby awarii (awarie projektowe) dokonuje się oceny bezpieczeństwa całego obiektu.

W analizie probabilistycznej zamiast jednej lub kilku wybranych awarii rozważa się wszystkie możliwe do zajścia zdarzenia inicjujące i wszystkie możliwe scenariusze rozwoju i przebiegu awarii. Ocena stopnia bezpieczeństwa R odbywa się na podstawie wskaźnika ilościowego, określonego jako suma iloczynów prawdopodobieństwa wystąpienia określonego zdarzenia p_s oraz stopnia szkodliwości skutków wywołanych tym zdarzeniem C_s dla wszystkich zdarzeń.

$$R=\Sigma\, p_s \cdot C_s$$

Oba typy analiz można przeprowadzić się na trzech poziomach:

- poziom pierwszy odnosi się do oceny awarii prowadzących do zniszczenia, tj. stopienia rdzenia oraz wyznaczenia częstości tego zdarzenia,
- poziom drugi wyznacza ilość oraz sposób uwolnienia materiału promieniotwórczego z instalacji oraz dokonuje oceny działania układów mających minimalizować skutki awarii np. obudowy bezpieczeństwa,
- poziom trzeci odpowiada za analizy rozprzestrzeniania się uwolnionego materiału promieniotwórczego oraz obliczanie dawek, skutków zdrowotnych oraz skażeń środowiska.

Jako przykładowe obliczenia i wyniki analizy bezpieczeństwa przedstawiono symulację skutków awarii projektowej elektrowni jądrowej zlokalizowanej w okolicach miejscowości Lubiatowo w województwie pomorskim. Analizowany obszar obejmował niemal 71 000 km^2 i około 2 980 tys. mieszkańców. Jako obiekt rozważania wybrano reaktor wodny ciśnieniowy typu AP-1000, a przyjęta w symulacji awaria sklasyfikowana została jako CLF (*Late Containment Failure – Large Release*). Taki typ awarii występuje jedynie w przypadku uwolnienia materiału rozczepianego nie wcześniej niż 24 h od stopienia rdzenia na skutek awarii pasywnego układu chłodzenia rdzenia. Prawdopodobieństwo wystąpienia tego typu awarii szacowane jest na poziomie $3{,}5 \cdot 10^{-13}$. Uwolnione do środowiska izotopy promieniotwórcze przypisane zostały do grup charakteryzujących się podobnymi własnościami radiotoksyczności, a sam proces uwolnienia przebiegał dwuetapowo (Niewiński, 2017).

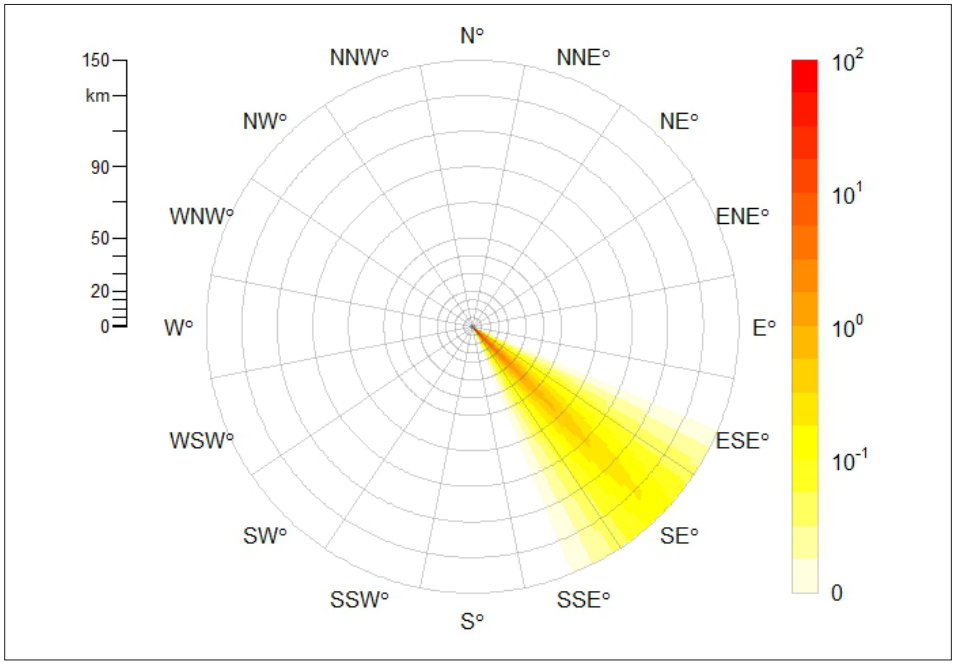
Szczegółowe informacje dotyczące przebiegu uwolnienia zamieszczono w tabeli 1.

Tabela 1. Szczegółowe informacje na temat uwolnienia typu CFL z reaktora AP-1000

Parametr	I etap	II etap
Czas trwania uwolnienia [s]	81640	86400
Emisja ciepła towarzysząca uwolnieniu materiału promieniotwórczego [MW]	3.0	2.0
Udział materiału promieniotwórczego znajdującego się w rdzeniu, który przedostał się do środowiska [%]		
Gazy szlachetne (Xe, Kr)	1.53E-01	9.79E+01
Grupa cezowa (Cs, Rb)	1.15E-03	1.19E-03
Sr Ba Group (Sr, Br)	3.35E-03	5.43E-01
Grupa jodowa (I)	1.21E-03	2.13E-03
Grupa tellurowa (Te, Sb)	1.02E-04	3.67E-03
Metale szlachetne (Ru, Rh, Mo, Tc)	1.71E-03	1.42E-01
Grupa Ceru (Ce, Pu, Np)	4.79E-06	5.34E-02
Grupa Lantanowa (Y, Nb, Zr, La, Pr, Nd, Am, Cm)	1.17E-03	1.41E+01

Źródło: (NRC US).

Ze względu na chęć uzyskania najbardziej pesymistycznych wyników założono, że cały materiał promieniotwórczy przemieszczał się w kierunku południowo-wschodnim, tj. w stronę największej aglomeracji miejskiej (trójmiasto) znajdującej się na analizowanym obszarze. Na rys. 5 przedstawiono rozkład dawki skutecznej, jaką uzyskali mieszkańcy poszczególnych sektorów. Największe wartości dawki na poziomie powyżej 4 Sv uzyskało 400 osób i są to osoby zamieszkujące w najbliższej odległości elektrowni. Dawkę większą niż 0,5 Sv[3] uzyskało ponad 165 tys. osób (Niewiński, 2017).



Rys. 5. Rozkład maksymalnej dawki skutecznej (ICRP60ED) w Sv

Źródło: opracowanie własne.

W tabeli 2 zamieszczono dane na temat śmiertelności w czasie pięćdziesięciu lat, spowodowanej wybranymi chorobami nowotworowymi na skutek awarii elektrowni jądrowej. Jako dane porównawcze zamieszczono śmiertelność w wyniku chorób nowotworowych na 100 tys. mieszkańców w wieku 25–64 lat w województwie pomorskim (Wojtyniak i in., 2016).

[3] Dawka pochodząca od naturalnego promieniowania jonizującego (tła) wynosi 2,7 mSv, 0,5 Sv wynosi maksymalna dawka, jaką może uzyskać osoba uczestnicząca w akcji ratującej życie i nie powoduje ona żadnych trwałych zmian w organizmie człowieka, natomiast dawka śmiertelna dla człowieka wynosi 3,5–5 Sv.

Tabela 2. Porównanie śmiertelności na wybrane choroby nowotworowe w wyniku awarii elektrowni jądrowej i „naturalnych czynników" w województwie pomorskim w okresie 50 lat od awarii w przeliczeniu na 100 tys. mieszkańców

Typ nowotworu	Czynniki naturalne	Awaria EJ
piersi	1110	3,8
płuca	2580	2236,9
okrężnica	1095	11,5
żołądek	545	4,6
Suma*	10 075	2977,8

* sumaryczna wielkość uwzględnia także inne typy nowotworów

Źródło: opracowanie własne.

AWARIE ELEKTROWNI JĄDROWYCH I DZIAŁANIA ZAPOBIEGAWCZE

Pomimo podjętych działań mających zapewnić bezpieczną eksploatacje elektrowni jądrowych, dochodzi w nich do awarii i wypadków. Poważne awarie zdarzają się niezwykle rzadko.

W celu określenia oceny skutków zdarzeń radiacyjnych oraz sprawnego i jednoznacznego informowania opinii publicznej o takich zdarzeniach Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej (ang. *International Atomic Energy Agency*, IAEA) w porozumieniu z Agencją Energii Jądrowej OECD stworzyły siedmiostopniową Międzynarodową Skalę Zdarzeń Jądrowych i Radiologicznych – skalę INES (ang. *International Nuclear and Radiological Event Scale*) (IAEA (http)).

Poziom 1, czyli „anomalie", to zdarzenia powodujące zakłócenie normalnej pracy. Są to np. incydenty ujawniające niedociągnięcia w systemie organizacyjnym, drobne uszkodzenia rurociągów, niedoskonałości procedur podczas transportu materiałów promieniotwórczych itp.

Poziom 2 – „incydenty" – zdarzenia zakłócające normalną pracę, mogące spowodować nadmierne napromieniowanie personelu.

Poziom 3 – „poważne incydenty" – zaliczyć można do nich uwolnienia do otoczenia substancji promieniotwórczych przekraczające ustalone limity, przy czym największa dawka, jaką otrzyma osoba znajdująca się poza obiektem, nie przekroczy 1 mSv.

Poziom 4 – „awarie o skutkach lokalnych" – niewielkie uwolnienie do otoczenia substancji promieniotwórczych, stopienie lub uszkodzenie paliwa, występuje przynajmniej jedna osoba śmiertelna.

Poziom 5 – „awarie o rozległych skutkach" – ograniczone uwolnienie materiału promieniotwórczego, poważne uszkodzenie rdzenia reaktora, wystąpienie kilku przypadków śmiertelnych.

Poziom 6 – „poważne awarie" – znaczne uwolnienie do otoczenia substancji promieniotwórczych, wdrożenie planów reagowania awaryjnego.

Poziom 7 – „wielkie awarie" – uwolnienie znacznych ilości substancji promieniotwórczych, występują rozległe skutki zdrowotne i środowiskowe wymagające wdrożenia planów postępowania awaryjnego. Dotychczas poziom siódmy przypisano dwóm awariom EJ w Czarnobylu i Fukushimie.

Przebiegi wybranych awarii elektrowni jądrowych

Pierwsza poważna awaria elektrowni jądrowej zdarzyła się w 1979 roku w elektrowni Three Mile Island w stanie Pensylwania. Przyczyną awarii było wyłączenie pompy wody zasilającej we wtórnym obiegu, co doprowadziło do wzrostu ciśnienia w obiegu pierwotnym reaktora. Wzrost ciśnienia wymusił otwarcie zaworu „nadmiarowego", który nie zamknął się po spadku ciśnienia do wartości dopuszczalnej i o czym nie został poinformowany operator za pośrednictwem układu automatyki. W wyniku ubytku chłodziwa z obiegu reaktora doszło do stopienia ok. 2/3 rdzenia (Uzunow, 2014 (http)).

Przyczyn awarii należy upatrywać głównie w konstrukcji układu chłodzenia i systemie automatyki. Przeprojektowano układ w taki sposób, aby konstrukcja obiegu chłodzenia zapewniała ustalenie się cyrkulacji naturalnej, dostatecznie intensywnej do odprowadzenia ciepła powyłączeniowego z rdzenia. Do innych zmian należy zaliczyć zmiany w układzie automatyki (Strupczewski, 1990):

- logiki wyłączenia reaktora i rozszerzenie listy odpowiednich sygnałów,
- wprowadzenia sygnalizowania położenia zaworów,
- wprowadzenia zakazów wyłączania układów bezpieczeństwa.

W wyniku awarii elektrowni TMI powołano w USA do życia INPO (ang. *Institute of Nuclear Power Operations*), którego misją jest promowanie najwyższych poziomów bezpieczeństwa i niezawodności – promowanie doskonałości – w eksploatacji komercyjnych elektrowni jądrowych.

Kolejna poważna awaria zdarzyła się w 26 kwietnia 1986 roku w EJ Czarnobyl zlokalizowanej na Ukrainie. Awaria była splotem kilku następujących po sobie zdarzeń, zarówno błędów konstrukcyjnych – technologia RBMK (ros. Реактор Большой Мощности Канальный) – jak i nieprawidłowego działania operatorów. Na koniec kwietnia planowane były testy skuteczności regulatora pola magnetycznego generatora, podtrzymującego napięcie na właściwym poziomie. Program badań był źle przygotowany i uwzględniał jedynie ogólne informacje o zasadach bezpieczeństwa. W wyniku dłuższej pracy przy obniżonej mocy reaktor się zatruł, stał się niestabilny i powinien zostać wyłączony. Kolejne błędy operatora skutkowały gwałtownym wzrostem temperatury, kryzysem wrzenia, rozerwaniem koszulek i wytryskiem stopionego paliwa do chłodziwa. Awaryjne wyłączenie reaktora nie

powiodło się ze względu na zdeformowane kanały na pręty kontrolne. Gwałtownie parująca woda zaczęła reagować z cyrkonem i grafitem, co skutkowało produkcją wodoru, który po zmieszaniu się z powietrzem stworzył mieszankę wybuchową. Do atmosfery dostał się radioaktywny pył i skaził znaczny obszar (Uzunow, 2016).

W celu ograniczenia skutków awarii przeprowadzono ewakuację ok. 200 tys. mieszkańców w tym miasta Prypiat i Czarnobyl. W wyniku awarii zginęło pięćdziesięciu strażaków uczestniczących w akcji ratunkowej (w tym 31 bezpośrednio), oraz pośrednio, w długim okresie czasu ok. 4000 pracowników i okolicznych mieszkańców w wyniku napromieniowania i otrzymanych dawek (ElBaradei, 2005).

Po katastrofie zaniechano budowy 7 reaktorów RBMK i wyłączono kolejnych 9. Ponadto podwyższono standardy szkoleń i wiedzy pracowników, wprowadzono liczne zmiany technologiczne, opracowano nowe procedury i ograniczono możliwości ingerencji operatora w systemy bezpieczeństwa. Podobnie jak w przypadku awarii TMI, jednym z działań mającym poprawić bezpieczeństwo eksploatacji EJ było powołanie organizacji WANO (ang. *World Association of Nuclear Operators*), skupiającej w swych strukturach operatorów instalacji jądrowych.

Katastrofa Elektrowni Atomowej Fukushima nr 1 jest drugą w historii awarią siódmego stopnia w skali INES. Bezpośrednią przyczyną było tsunami wywołane trzęsieniem ziemi o magnitudzie 9 mające miejsce 11 marca 2011 roku ok. 130 km od japońskiego wybrzeża. EJ posiadała wielopoziomowe zabezpieczenia przed katastrofami naturalnymi. Pomimo tego, fala tsunami przelała się przez mur oporowy, niszcząc zbiorniki paliwa i zalewając nisko położone pomieszczenia awaryjnych generatorów dla pomp cyrkulacyjnych zapewniających krążenie chłodziwa w reaktorze. Na skutek przegrzania nastąpił szereg pomniejszych wybuchów naruszając różne elementy konstrukcyjne poszczególnych jednostek. Dwa tygodnie od awarii skażenie w promieniu 60 km od obiektu było rzędu pojedynczych MBq/m^2, by obecnie spaść do poziomu znikomego. W wyniku awarii nie odnotowano bezpośrednich ofiar śmiertelnych. Szacuje się, że w długim okresie awaria elektrowni spowoduje śmierć ok. 1000 osób w wyniku otrzymanych dawek promieniowania jonizującego.

Awaria w Fukushima ponownie wywołała temat poprawy bezpieczeństwa EJ. W każdej z eksploatowanych na świecie elektrowni przeprowadzono tzw. stres-testy mające na celu wykazanie ich słabych stron, a następnie przygotowano rozwiania techniczne oraz organizacyjne mające te słabości wyeliminować.

PODSUMOWANIE

Celem pracy była próba przedstawienia energetyki jądrowej jako bezpiecznej technologii wytwarzania energii elektrycznej. Na każdym z etapów projektowania, budowy, eksploatacji oraz likwidacji EJ można zauważyć kompleksowe

podejście do zachowania maksymalnego poziomu bezpieczeństwa. Odbywa się to głównie poprzez stosowanie odpowiednich rozwiązań konstrukcyjnych (wbudowane bezpieczeństwo) i organizacyjnych, zwielokrotnienie i zróżnicowanie układów bezpieczeństwa oraz określanie możliwych do powstania awarii projektowych oraz analizę potencjalnych skutków, jakie mogą one wywołać.

Wysiłek ten doskonale obrazuje statystyka. Od roku 1954 w trzech najpoważniejszych awariach elektrowni jądrowych bezpośrednio zginęło jedynie 31 osób, a w długiej perspektywie czasowej w wyniku uzyskanych dawek od promieniowania jonizującego kolejne ok. 5000 osób. Odnosząc te dane jedynie do kilku wybranych katastrof przemysłowych lub spowodowanych zanieczyszczeniem powietrza:

- katastrofa tam na rzece Ru w 1975 roku spowodowała śmierć ok. 171 tys. mieszkańców i konieczność przesiedlenia dalszych 11 mln (Osnos, 2011),
- katastrofa w Bhopalu w fabryce pestycydów w 1984 roku spowodowała bezpośrednio śmierć 3787 osób, a ponad 500 tys. odniosło różnego rodzaju obrażenia (Bhopal disaster (http)),
- wielki smog w Londynie w 1952 roku odpowiada za śmierć ponad 4000 osób bezpośrednio i ok. 100 tys. w długim okresie, w wyniku chorób układu oddechowego (Bell, 2004).

Można wysnuć wniosek, że energetyka jądrowa jest technologią sprawdzoną, a w racjonalny sposób wykorzystywana nie powoduje nadmiernego zagrożenia w życiu człowieka.

Powyższe stwierdzenie poparte jest także wynikami symulacji poważnej awarii EJ zlokalizowanej na polskim wybrzeżu. Skutki takiej awarii w przeliczeniu na 100 tys. mieszkańców będą trzykrotnie mniejsze niż „naturalna" śmiertelność wywołana chorobami nowotworowymi rejestrowana w województwie pomorskim.

Bibliografia

Ackermann, G. (red.) (1987). *Eksploatacja elektrowni jądrowych*. Warszawa: WNT.

Bell, M.L., Davis, D.L. & Fletcher, T. (2004). A Retrospective Assessment of Mortality from the London Smog Episode of 1952: The Role of Influenza and Pollution. *Environ Health Perspect*. *112 (1; January)*, 6–8. DOI:10.1289/ehp.6539.

Bhopal disaster. Pobrane z: https://en.wikipedia.org/wiki/Bhopal_disaster (2018.09.15).

Borysiewicz, M. (2012). *Wykorzystanie probabilistycznych analiz bezpieczeństwa (PSA) w tworzeniu wymogów bezpieczeństwa dla elektrowni jądrowych*. Warszawa.

ElBaradei, M. (2005). *The Enduring Lessons Of Chernobyl, CHERNOBYL: Looking Back to Go Forward*. Vienna.

IAEA. Pobrane z: https://www.iaea.org/sites/default/files/ines.pdf (2018.09.15).

Jezierski, G. (2006). *Energia jądrowa wczoraj i dziś*. Warszawa: WNT.

Niewiński, G., Stępień, M., Góral, K. (2017). Analysis of AP1000 radioactive material release accidents with MELCOR Accident Consequence Code System (MACCS). *Journal of Power Technologies, 97* (5), 446–454.

NRC US, *PSEG POWER, LLC (Environmental Report), Rev. 4 – Chapter 7 Environmental impacts of postulated accidents involving radioactive materials.* Pobrane z: https://www.nrc.gov/docs/ML1516/ML15169A765.pdf (2017.04.24).

Osnos, E. (2011). Faust China, and Nuclear Power. *The New Yorker*. Pobrane z: http://www.newyorker.com/online/blogs/evanosnos/2011/10/faust-china-and-nuclear-power.html/ (2018.09.15).

Pikkarainen, M., Laine, J., Purhonen, H., Kyrki-Rajamaki, R. & Sairanen, R. (2008). Heat transfer analysis of the European Pressurized Water Reactor (EPR) core catcher test facility volley. *IYNC, 417*.

Stępień, M., Gurgacz, S., Niewiński, G. (2018). Tor a bezpieczeństwo energetyczne. Reaktory torowe. *Rynek Energii*, *137* (4), 79–84.

Stępień, M., Niewiński, G., Kaszko, A. (2017). Systemy bezpieczeństwa w reaktorach generacji III i III+. *Aparatura Badawcza i Dydaktyczna*, *22* (3), 183–190.

Strupczewski, A. (1990). *Awarie reaktorowe a bezpieczeństwo energetyki jądrowej*. Warszawa: WNT.

Uzunow, N. (2014). *Awaria TMI2 a współczesne bezpieczeństwo elektrowni jądrowych*. Seminarium ITC PW. Pobrane z: https://www.itc.pw.edu.pl/ (2018.09.15).

Uzunow, N. (2016). *Czarnobyl z perspektywy 30 lat*. Seminarium ITC PW. Pobrane z: https://www.itc.pw.edu.pl/ (2018.09.15).

WESTINGHOUSE, *Nuclear Safety – Unequaled Design*. Pobrane z: http://www. westinghousenuclear.com/New-Plants/AP1000-PWR/Safety (2017.06.11).

Wojtyniak, B., Goryński, P. (red.) (2016). *Sytuacja zdrowotna ludności Polski i jej uwarunkowania*. Warszawa: Narodowy Instytut Zdrowia Publicznego, Państwowy Zakład Higieny.

Streszczenie

Celem pracy było przedstawienie kompleksowego podejścia do zagadnień bezpieczeństwa w obecnie eksploatowanych i nowo projektowanych elektrowniach z reaktorami jądrowymi. W artykule przedstawiono zasadę działania EJ oraz koncepcję „obrony w głąb", która ma na celu zminimalizowanie ryzyka rozprzestrzenienia promieniotwórczych produktów reakcji rozszczepienia paliwa jądrowego. Przedstawiono przyczyny, przebieg oraz skutki wybranych awarii elektrowni jądrowych, które w najistotniejszym stopniu przyczyniły się do poprawy bezpieczeństwa energetyki jądrowej.

Wzrost bezpieczeństwa reaktorów jądrowych zasadniczo odbywa się poprzez rozwój narzędzi i kodów obliczeniowych, różnorodności oraz zwielokrotnienia stosowanych układów bezpieczeństwa. W pracy omówiono zasadę działania wybranych układów bezpieczeństwa oraz narzędzi do symulacji przebiegów oraz skutków awarii projektowych reaktorów jądrowych.

Dodatkowo w pracy przedstawiono wyniki symulacji uwolnienia materiału promieniotwórczego z reaktora jądrowego typu AP1000, zlokalizowanego na polskim wybrzeżu. Otrzymane przewidywane wielkości zachorowań oraz śmiertelności spowodowanych chorobami nowotworowymi zostały porównane z naturalnymi wielkościami występującymi w województwie pomorskim.

Z przeprowadzonych rozważań wynika, że energetyka jądrowa jest jedynym źródłem wytwarzania energii elektrycznej, w którym kompleksowo rozwiązano zagadnienia bezpieczeństwa od projektowania przez eksploatację, aż do jej likwidacji. Z przeprowadzanych obliczeń wynika,

że w przypadku jednej z najpoważniejszych awarii projektowych, jaka mogłaby wystąpić w EJ, zachorowalność na choroby nowotworowe wywołane uwolnieniem materiału promieniotwórczego jest mniejsze niż obecna występująca w województwie pomorskim.

Słowa kluczowe: bezpieczeństwo energetyki jądrowej, analizy bezpieczeństwa.

Nuclear power engineering. Safety technology or danger for mankind?

Summary

The purpose of the paper is to present a comprehensive approach to safety issues in currently operated and newly designed nuclear power plants. In the article, the principle of operation of NPP and the concept of "defense in depth", whose aim is to minimize the risk of spreading radioactive nuclear fission reaction products, are presented. The causes, accident sequences and consequences of selected failures of nuclear power plants, which most significantly contributed to the improvement of nuclear power safety, are described.

The increase in the safety of nuclear reactors generally takes place through the development of tools and calculation codes, a diversity and multiplication of applied safety systems. In the paper, the principles of operation of selected safety systems and tools for a simulation of accident sequences and consequences of failure of nuclear reactors are reviewed.

Additionally, the paper presents the results of a simulation of the release of radioactive material from the AP1000 nuclear reactor, located on the Polish seacoast. The obtained predicted impact on human health and mortality rates due to a cancer disease are compared with natural values occurring in the Pomeranian Voivodship.

The conclusions are that nuclear power is the only source of electricity generation, in which the safety issues were comprehensively solved: from a design level through the operation to its decommissioning. The calculations show that in the case of one of the most serious design accidents that could occur in the NPP, the rate of the cancer disease, caused by the release of radioactive material, is lower than the current one occurring in the Pomeranian Voivodeship.

Keywords: NPP safety, safety analysis.

JEL: Q40.