

ISSN 2353-9062

1-2 (117) 2020

# BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA



PAŃSTWOWA  
AGENCJA  
ATOMISTYKI

Wydawca:



Redakcja: ul. Bonifraterska 17, 00-203 Warszawa  
TEL. 22 628 94 39  
FAX 22 621 37 86  
E-MAIL [biuletyn@paa.gov.pl](mailto:biuletyn@paa.gov.pl)  
WWW. [paa.gov.pl](http://paa.gov.pl)

**Maciej JURKOWSKI**, Redaktor naczelny

**Marek WOŹNIAK**, Redaktor techniczny

ISSN 2353-9062 (publikacja elektroniczna)

# BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA

---

BIULETYN INFORMACYJNY PAŃSTWOWEJ AGENCJI ATOMISTYKI

Nr 1–2 (117) 2020  
Warszawa

## Spis treści

Andrzej Strupczewski Czarnobyl – 34 lata później. . . . .	5
Władysław Kiełbasa Bezpieczeństwo elektrowni jądrowych z reaktorami generacji III/III+. Część I: Podstawowe wymagania bezpieczeństwa i zasady projektowania . . . . .	15
Marcin Dąbrowski Zarządzanie starzeniem się elektrowni jądrowych . . . . .	28
Maciej Kulig Korozja pokrywy zbiornika ciśnieniowego reaktora Davis-Besse (marzec 2002) – Analiza przyczyn źródłowych . . . . .	32
T. Pliszczyński, J. Ośko, G. Szaciłowski, M. Dymecka, K. Rzemek, T. Lotz Materiały TENORM w przemyśle i obowiązki podmiotów nimi operujących w kontekście nowelizacji Prawa atomowego . . . . .	47
Kamil Adamczyk Prawne uwarunkowania ochrony fizycznej elektrowni jądrowych w Polsce. . . . .	51
Beata Sparażyńska Sektor ściśle monitorowany. Obowiązki informacyjne we Wspólnocie Euratom . . . . .	61

## Szanowni Państwo

Pierwszy artykuł bieżącego numeru poświęcony jest przypomnieniu przyczyn i skutków katastrofy w Czarnobylu w kwietniu 1986 r. **Andrzej Strupczewski** opisuje w nim cechy zainstalowanych tam reaktorów RBMK, zaprojektowanych i zbudowanych niezgodnie z zasadami bezpieczeństwa (reaktory energetyczne tego typu nigdzie na świecie, poza terenem byłego ZSRR, nie były budowane), błędy operatorów, które spowodowały katastrofę, oraz skutki radiologiczne awarii bezpośrednio po niej, a także po 34 latach, w tym rzeczywiste skutki skażeń i stan zdrowia ludności na terenach skażonych.

Następne trzy artykuły poświęcone są różnym aspektom i obszarom **analiz i ocen bezpieczeństwa** (ang. *safety assessment*) obiektów jądrowych. **Władysław Kielbasa** opisuje zasady bezpieczeństwa (ang. *safety rules*) i wymagania, jakie powinien spełniać projekt współczesnej klasycznej elektrowni jądrowej (tj. wyposażonej w budowane obecnie i już wchodzące do eksploatacji – m.in. w Chinach, USA, Francji i Finlandii – najnowsze reaktory generacji III i III+), a więc **kryteria oceny i analizy** bezpieczeństwa projektu oferowanego przez dostawcę technologii; **Marcin Dąbrowski** omawia metody **oceny wpływu procesu starzenia się** elementów konstrukcji, urządzeń i wyposażenia na bezpieczeństwo elektrowni jądrowych, a także reaktorów badawczych, już od wielu lat eksploatowanych, sposoby zarządzania starzeniem się w taki sposób, by poziom bezpieczeństwa był pomimo upływu lat co najmniej zachowany, oraz inicjatywę tzw. tematycznych przeglądów wzajemnych TPR (ang. *Topical Peer Reviews*) zarządzania starzeniem się, podjętą przez urzędy dozoru jądrowego państw Unii Europejskiej w następstwie przyjęcia dyrektywy bezpieczeństwa jądrowego obiektów jądrowych 2014/87/Euratom; **Maciej Kulig** opisuje **sposób przeprowadzenia i wyniki analizy** przyczyn źródłowych poważnej korozji pokrywy zbiornika reaktora w jednej z amerykańskich elektrowni jądrowych, która to korozja dzięki jej ujawnieniu w **wyniku kontroli** nie doprowadziła do awarii, ale mogła być przyczyną poważnej awarii z uszkodzeniem rdzenia reaktora. Autor zwraca uwagę na znaczenie jakie ma stosowanie w ocenach bezpieczeństwa nowoczesnych, sformalizowanych metod analiz.

W kolejnym artykule **Tomasz Pliszczyński wraz ze współautorami** omawiają kwestie kontroli **bezpieczeństwa działalności** z materiałami promieniotwórczymi normalnie występującymi w środowisku naturalnym (tzw. NORM), przetworzonymi w wyniku poddania ich procesom technologicznym w takim stopniu, że mogą stanowić zagrożenie dla ludzi i środowiska. Podmioty operujące takimi technologicznie ulepszonymi naturalnymi materiałami promieniotwórczymi (tzw. TENORM) w ramach działalności, wymienionych w ustawie – Prawo atomowe po jej nowelizacji we wrześniu 2019 r., mają określone obowiązki zapewnienia bezpieczeństwa w postępowaniu z takimi materiałami.

Znowelizowana we wrześniu 2019 r. ustawa nałożyła także na wskazane organy państwowe obowiązek oceny potencjalnych zagrożeń aktami terroru, sabotażu czy kradzieży materiałów promieniotwórczych dla obiektów jądrowych oraz doprecyzowała m.in. wymagania dotyczące ochrony fizycznej, jakie spełnić musi inwestor lub operator obiektu jądrowego na poszczególnych etapach jego licencjonowania. Wymaganiom tym poświęcony jest artykuł **Kamila Adamczyka**.

Numer zamyka artykuł **Beaty Sparżyńskiej** ukazujący, jak ściśle monitorowany jest w skali międzynarodowej cywilny sektor jądrowy, a w szczególności m.in. projekty nowych obiektów jądrowych, w tym elektrowni jądrowych, przez różne gremia i organizacje międzynarodowe, takie jak agendy Unii Europejskiej czy Międzynarodową Agencję Energii Atomowej. Autorka opisuje skalę obowiązków informacyjnych państw członkowskich tych organizacji, wymagane formy **notyfikacji** różnych projektów oraz obowiązki i procedury **informowania** o różnych aspektach działalności mogących powodować zagrożenia promieniowaniem jonizującym. Wskazuje także pożądane kierunki racjonalizacji i optymalizacji tych procedur.

Życzymy Państwu owocnej lektury.



Redaktor Naczelny  
Maciej Jurkowski

# Czarnobyl – 34 lata później

## Chernobyl – 34 years later

Andrzej Strupczewski  
Narodowe Centrum Badań Jądrowych

**Streszczenie:** Elektrownia jądrowa w Czarnobylu była wyposażona w reaktory RBMK zbudowane niezgodnie z zasadami bezpieczeństwa. W razie podnoszenia temperatury wody lub zwiększenia zawartości pary w chłodziwie moc reaktora rosła, co stwarzało zagrożenie samoczynnym wzrostem mocy i zniszczeniem reaktora, elektrownia nie miała pełnej obudowy bezpieczeństwa, a układy zabezpieczeń można było odłączać. Operatorzy popełnili szereg błędów, które spowodowały katastrofę. W reaktorze budowanym zgodnie z zasadami bezpieczeństwa zapewne katastrofa by nie nastąpiła. Skutki radiologiczne tej awarii były poważne – spowodowały zgony ponad 60 ratowników wkrótce po awarii i skażenia rozległych terenów. Jednakże strach przed promieniowaniem i zbyt pesymistyczne oceny zagrożenia spowodowały wprowadzenie nadmiernych środków administracyjnych, włącznie z ewakuacją ludności. Artykuł przedstawia rzeczywiste skutki tych skażeń i stan zdrowia ludności na terenach skażonych.

**Słowa kluczowe:** Wady reaktora RBMK, awaria w elektrowni jądrowej Czarnobyl, skutki radiologiczne, porównanie poziomu radioaktywności na terenach wokoło Czarnobyla i w innych krajach.

**Abstract:** Nuclear power plant in Chernobyl was provided with RBMK reactors, built in violation of safety rules adopted all over the world. In case of water temperature increase or increase of steam fraction in the coolant the power of the reactor was increasing, which involves the danger of unlimited power increase and reactor destruction. There was no full containment, and the safety systems could be switched off. The operators committed several grave errors, which resulted in catastrophe, but the same errors in a reactor built according to the safety rules would not have such disastrous effects. Radiological effects of this accident were serious – sixty people died within a short time after the accident and large areas of the country were contaminated. However fear and application of excessively pessimistic evaluations have led to excessive measures, including evacuation of population. The consequences of this contamination and the real status of health of people in contaminated areas are presented.

**Keywords:** RBMK reactor faults, Chernobyl accident, radiological effects, comparison of radioactivity levels around Chernobyl and in other countries.

## Reaktory pracujące w Czarnobylu

Reaktory zwane RBMK (ros. *Реактор Большой Мощности Канальный* – kanałowy reaktor wielkiej mocy) miały konstrukcję odmienną od reaktorów PWR i BWR, budowanych w krajach OECD i na całym świecie. Jedną z przyczyn tego stanu było oparcie konstrukcji reaktora RBMK na wcześniej budowanych w ZSRR uranowo-grafitowych reaktorach przeznaczonych do produkcji plutonu do celów wojskowych. Z punktu widzenia możliwości inwestycyjnych wielką zaletą reaktorów RBMK była możliwość montowania ich na placu budowy prawie bez ograniczenia mocy maksymalnej. Miały one jednak poważne wady z punktu widzenia bezpieczeństwa jądrowego.

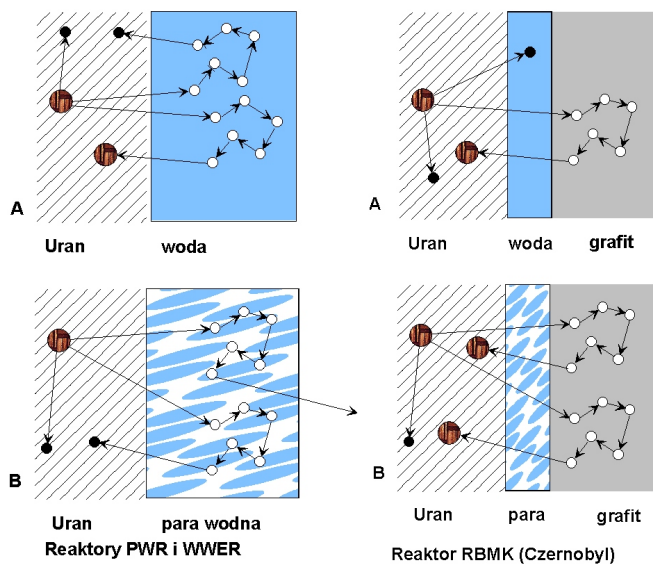
## Samoczynny wzrost mocy reaktora RBMK w pewnych sytuacjach awaryjnych

Najważniejszą różnicą między reaktorem RBMK a reaktorami z moderatorem wodnym typu PWR, BWR czy WWER było zachowanie reaktora w przypadku zaburzeń przepływu chłodziwa, prowadzących do wzrostu temperatury wody.

Neutrony emitowane w momencie rozszczepienia jądra uranu mają ogromne energie, przechodzą przez materiał rozszczepialny z tak wielką prędkością, że nie są wychwytywane przez uran i nie powodują nowych rozszczepień. Do tego, by je spowolnić i by mogły powodować nowe rozszczepienia, potrzebny jest materiał zwany moderatorem. Przy zderzeniu z nim neutrony tracą energię, czyli są spowalniane, a niemal zupełnie nie są wychwytywane. W reaktorze PWR lub WWER, gdzie moderatorem

neutronów jest woda, podgrzanie lub odparowanie wody powoduje zmniejszenie stopnia spowalniania neutronów, ich zwiększoną ucieczkę poza rdzeń i w konsekwencji osłabienie intensywności łańcuchowej reakcji rozszczepienia. Natomiast w reaktorze RBMK rolę spowalniacza neutronów odgrywa grafit, a woda między prętami paliwowymi służy głównie do przenoszenia ciepła, do spowalniania nie jest potrzebna. Co więcej, wobec tego, że pewna, choć niewielka, część neutronów ulega pochłanianiu w wodzie, zmniejszenie gęstości wody wskutek podgrzania, a tym bardziej jej częściowego odparowania, powoduje zmniejszenie liczby tych pochłonieć, a co za tym idzie – wzrost liczby neutronów, które wracają jako spowolnione do paliwa i powodują nowe rozszczepienie (rys. 1).

Dlatego w reaktorze RBMK spadek przepływu chłodziwa prowadzi do podgrzania wody, wzrostu gęstości rozszczepień, wzrostu mocy reaktora, dalszego podgrzewu wody i dalszego wzrostu mocy. To dodatnie sprzężenie zwrotne powoduje gwałtowny wzrost mocy reaktora, jeśli nie zatrzyma go wprowadzenie do rdzenia prętów bezpieczeństwa.



Rys. 1. Zmiany gęstości rozszczepień po odparowaniu części wody. A – normalna praca, B – spadek przepływu wody, część wody odparowuje. W reaktorze PWR lub WWER moc maleje, w reaktorze RBMK moc rośnie (źródło: opracowanie własne).

Fig. 1. Changes of fission density after evaporation of part of water A – normal operation, B drop of after flow rate, part of water evaporates. In PWR or WWER reactors the reactor power decreases, in RBMK reactor the power increases (source: prepared by the author).

### Błąd konstrukcyjny w układzie prętów bezpieczeństwa

Niestety, w Czarnobylu występowało dodatkowe niebezpieczeństwo, z którego nie zdawano sobie sprawy aż do czasu awarii, mianowicie wprowadzenie prętów bezpieczeństwa nie zawsze powodowało od razu wyłączenie reaktora. Pręty bezpieczeństwa w reaktorze RBMK są wprowadzane z góry, z wyjątkiem 24 skróconych prętów wprowadzanych z dołu i służących do wyrównania rozkładu generacji mocy w rdzeniu. Na końcu pręta bezpieczeństwa umocowany jest pręt grafitowy zwany wypełniaczem, zabezpieczający przed napływem wody do obszaru, z którego wyciągnięto pręt bezpieczeństwa. Zwiększa to efekt reaktywnościowy pręta. W czasie awarii czarnobylskiej wypełniacze grafitowe we wszystkich reaktorach RBMK były połączone z prętem pochłaniającym za pomocą tzw. teleskopu, tj. konstrukcji mechanicznej o długości 1,25 m wypełnionej wodą.

Wymiary pręta i wypełniacza grafitowego były dobrane tak, że gdy pręt bezpieczeństwa był w pełni wyciągnięty z rdzenia, wypełniacz umieszczony był centralnie w rdzeniu, mając 1,25 m wody nad i pod sobą. Gdy sygnał awaryjny powodował spadek w pełni wyciągniętego pręta bezpieczeństwa do rdzenia, wypychanie wody z dolnej części kanału przy ruchu wypełniacza w dół powodowało miejscowe wprowadzanie reaktywności dodatniej w dolnej części rdzenia. Wielkość tego przejściowego efektu dodatniego zależała od przestrzennego rozkładu mocy reaktora i jego parametrów.

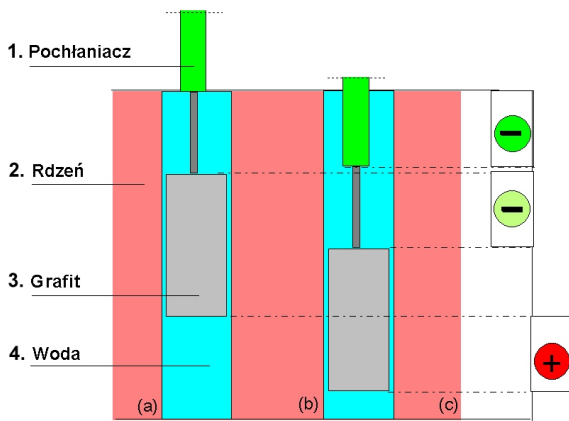
Skutki wprowadzania prętów bezpieczeństwa do rdzenia w czasie awarii w Czarnobylu pokazano na rysunku 2. W momencie zrzutu pręta z górnego położenia ponad rdzeniem przedłużacz z wkładką grafitową przesuwiał się w dół, usuwając wodę z kanału. Spowodowało to wzrost mocy reaktora w rejonie dolnym rdzenia, jak pokazano znakiem + w kolumnie „c”. Jednocześnie powyżej wypełniacza napływ wody na miejsce grafitu powodował lokalne obniżenie mocy, a ostatecznie do rdzenia wpadała część pochłaniająca neutrony i wygaszająca reakcję łańcuchową (znak „-”, w kolumnie „c”)<sup>1</sup>.

Jednakże przed samą awarią moc w dolnej części rdzenia była dużo większa niż w górnej. W związku z tym lokalne zwiększanie mocy w dolnej części rdzenia dawało dużo większy efekt niż zmniejszanie mocy w górnej części rdzenia. Dlatego w chwili wrzucania do rdzenia pręta wiszącego nad rdzeniem zmiana położenia wypełniacza spowodowała przejściowy wzrost mocy reaktora.

Wobec wielkich rozmiarów rdzenia RBMK czas potrzebny na pełne wprowadzenie pręta bezpieczeństwa do rdzenia wynosił 18 sekund. Stan, w którym lokalnie reaktywność w dolnej części rdzenia była znacznie zwiększona, trwał kilka sekund.

W analizach bezpieczeństwa zakładano, że duża część prętów bezpieczeństwa powinna być częściowo zanurzona w rdzeniu, tak by nie występowało jednoczesne wypieranie wody z dolnej części rdzenia przy wprowadzaniu prętów do rdzenia. Według oświadczenia konstruktorów reaktora po awarii, w celu zapewnienia bezpiecznego sterowania reaktorem przynajmniej 30 prętów bezpieczeństwa powinno było być zanurzonych w rdzeniu. Ale operatorzy nie zda-

<sup>1</sup> The Chernobyl Accident: Updating of INSAG-1 A Report By The International Nuclear Safety Advisory Group, International Atomic Energy Agency, SAFETY SERIES No. 75-INSAG-7, Vienna, 1992.



Rys. 2. Skutki wprowadzania pręta bezpieczeństwa do rdzenia reaktora RBMK (źródło: opracowanie własne).

Fig. 2. The effects of inserting safety rods into the core of RBMK reactor. 1 – Absorber, 2 – Reactor core, 3 – Graphite, 4 – Water (source: prepared by the author).

wali sobie z tego sprawy – z pewnością nie było to postawione jako warunek kategoriyczny – *jeśli doprowadzisz do stanu, gdzie w rdzeniu będzie mniej niż 30 prętów, to nastąpi awaria*. W dążeniu do uzyskania sukcesu operatorzy zlekceważyli zalecenia – jeśli były one nawet sformułowane – i w chwili tuż przed awarią niemal wszystkie pręty bezpieczeństwa były całkowicie wyciągnięte ponad rdzeń.

Spowodowało to tragiczne skutki w czasie awarii.

### Możliwość odłączenia układu zabezpieczeń reaktora

Reaktor RBMK miał i inne niebezpieczne cechy konstrukcyjne. Układ awaryjnego chłodzenia rdzenia nie wystarczał do awaryjnego chłodzenia całego rdzenia i włączał się po otrzymaniu sygnału, w której części rdzenia wystąpił przeciek. Operatorzy mogli decydować o odłączeniu układu – i przed awarią właśnie to zrobili.

Sygnały układu zabezpieczeń reaktora w Czarnobylu powinny były wyłączyć reaktor długo przed awarią, gdy więcej prętów bezpieczeństwa znajdowało się w rdzeniu, co wykluczało przejściowy wzrost mocy. Ale sygnały te można było odłączyć – i operatorzy to zrobili.

### Obecność grafitu i niedobór wody

W rdzeniu reaktora znajdowało się wiele ton grafitu o bardzo wysokiej temperaturze. W normalnych warunkach eksploatacyjnych znajdował się on w otoczeniu gazu obojętnego, ale po rozerwaniu rdzenia mógł się do niego dostać tlen, powodując pożar – i nastąpiło to w Czarnobylu.

Ilości wody w reaktorze RBMK były stosunkowo małe, ograniczane przez konstruktorów, by nie powiększać i tak bardzo dużych rozmiarów elektrowni (długość hali reaktorów w Czarnobylu wynosiła ponad kilometr!). W reaktora-

rach PWR i BWR w razie awarii woda zalewa obudowę bezpieczeństwa, rozpuszczając i zatrzymując jod, cez i inne produkty rozszczepienia. Dlatego po awarii w TMI<sup>2</sup>, gdzie zniszczeniu uległ rdzeń reaktora PWR, frakcja jodu, która wydostała się poza obudowę, była mniejsza od jednej milionowej. W reaktorze RBMK brak wody uniemożliwił zatrzymanie ceszu i jodu po awarii. Frakcja jodu wyrzucona w powietrze wynosiła około 20%, a ceszu około 13%.

### Brak obudowy bezpieczeństwa

Od początku budowy reaktorów jądrowych w USA przyjmowano zasadę, że reaktor wraz ze wszystkimi obiegami zawierającymi produkty rozszczepienia musi być otoczony obudową bezpieczeństwa, potężną kopułą z betonu zbrojonego, zapewniającą szczelność i chroniącą przed awaryjnym uwolnieniem substancji radioaktywnych poza elektrownię. W ślad za USA również i inne kraje uznały obudowy bezpieczeństwa za niezbędny element elektrowni i dzisiaj wszystkie elektrownie budowane są z obudowami bezpieczeństwa.

W przypadku reaktora RBMK sprawa wyglądała inaczej. Przepisy rosyjskie zawierały wprawdzie sformułowanie o potrzebie obudowy bezpieczeństwa, ale z zastrzeżeniem „chyba że konstruktor reaktora udowodni, że nie jest ona potrzebna do zapewnienia bezpieczeństwa elektrowni”. Z zastrzeżenia tego skorzystały zespoły projektantów RBMK.

Moc podstawowego bloku z reaktorem RBMK wynosiła 1000 MWe, a największe bloki miały po 1500 MWe. Ze względu na ich wielkie rozmiary trudno byłoby otoczyć je obudową bezpieczeństwa, więc konstruktorzy zrezygnowali z pełnej obudowy, zamykając w pomieszczeniach szczelnych tylko część obiegu chłodzenia reaktora, ale bez rdzenia i bez przylegających do niego rur pierwotnego obiegu chłodzenia<sup>3</sup>.

System lokalizacji wody radioaktywnej w zamkniętej przestrzeni pod rdzeniem przeznaczony był do skraplania i zbierania przecieków z obiegu pierwotnego i nie był zaprojektowany tak, by działał w razie zniszczenia rdzenia i uwolnienia znacznych ilości materiałów radioaktywnych. Było to w jaskrawej sprzeczności z praktyką na całym świecie, według której obudowa bezpieczeństwa jest niezbędnym składnikiem systemu barier powstrzymujących w razie awarii uwolnienia produktów rozszczepienia do otoczenia, musi otaczać cały rdzeń i obieg pierwotny, i wytrzymywać maksymalne ciśnienie, jakie może wystąpić po awarii reaktora.

Maszyna przeładowcza przesuwająca się w hali nad reaktorem może korek nad elementem paliwowym podnieść, paliwo wymienić i korek ponownie załadować na miejsce. Hala, w której przesuwa się maszyna przeładowcza, jest

<sup>2</sup> TMI – Three Mile Island – nazwa elektrowni w USA, gdzie doszło do jedynej w reaktorach PWR awarii ze stopieniem rdzenia. Nie spowodowała ona żadnych szkodliwych skutków zdrowotnych ani wśród załogi, ani wśród ludności.

<sup>3</sup> 75 INSAG-1, Post-Accident Review Meeting on the Chernobyl Accident, IAEA, Vienna, 1986.

normalnie dostępna podczas pracy reaktora, jak widać na zdjęciu z elektrowni w Smoleńsku (fot. 1).

Oczywiście jest to rozwiązanie zupełnie odmienne niż w elektrowni jądrowej z reaktorem chłodzonym i modyfikowanym wodą, czy to typu PWR, czy BWR, jakie będziemy budować w Polsce.



**Fot. 1.** Widok hali z maszyną przeładowniczą reaktora RBMK w elektrowni jądrowej Smoleńsk.

*Fot. 1. View of the reactor hall with fuel loading machine in Smolensk NPP with RBMK reactor.*

W sumie – w reaktorach RBMK stosowano zamknięcie w pomieszczeniach szczelnych części obiegu pierwotnego reaktora, ale zarówno elementy paliwowe, jak i część obiegu ponad rdzeniem nie były odizolowane od otoczenia. Obudowy bezpieczeństwa nie było.

W efekcie tego, gdy po awarii rdzeń reaktora został zniszczony, produkty rozszczepienia wydobywały się ze zniszczonego budynku reaktora i z dymem z płonącego grafitu unosiły się wysoko w powietrze.

## Brak kultury bezpieczeństwa

Zasadniczą cechą kultury bezpieczeństwa jest nadanie sprawom bezpieczeństwa takiej wagi, na jaką one zasługują, a więc stawianie ich na pierwszym miejscu, PRZED produkcją energii elektrycznej i wszelkimi względami politycznymi. Za bezpieczeństwo elektrowni jądrowej powinien odpowiadać jej dyrektor, który musi mieć do tego odpowiednie uprawnienia i środki. Dozór jądrowy musi

być niezależny od operatora i właściciela elektrowni i mieć odpowiednie narzędzia do kontroli bezpieczeństwa elektrowni, a w razie potrzeby możliwość karania włącznie z zatrzymaniem pracy reaktora. Analizy bezpieczeństwa powinny obejmować wszystkie przypadki zawarte w projekcie i przedstawiać ich konsekwencje aż do momentu doprowadzenia reaktora do wyłączenia i osiągnięcia stabilnego i bezpiecznego stanu.

W dawnym ZSRR żadne z tych wymagań nie było spełnione. Sprawą nadrzędną była realizacja wytycznych partyjnych, a produkcję energii elektrycznej traktowano jako dużo ważniejszą niż bezpieczeństwo jądrowe. Co więcej, operatorzy chcieli w dniu święta 1 Maja przedstawić meldunek, że wykonali udane doświadczenie opisane poniżej. To wystarczało jako uzasadnienie pośpiechu i odstępstw od programu pracy. Za bezpieczeństwo odpowiadało ministerstwo, do którego należały reaktory i które ustalało zadania dla dyrektora i załogi. Dozór jądrowy był słaby i praktycznie pozbawiony wpływu na działania ministerstwa. W praktyce oznaczało to, że organizacje projektowe mogły opracowywać projekty tak, jak im to było wygodne, w celu osiągnięcia np. maksymalnej mocy bloku, z krótkim omówieniem środków ostrożności wymaganych dla bezpiecznej pracy. W ten sposób konstruktor przerzucał odpowiedzialność za bezpieczeństwo na operatora.

Analizy bezpieczeństwa były niekompletne, wiele sytuacji traktowano jako nieprawdopodobne lub wykluczone przez przepisy administracyjne i w związku z tym nie analizowano ich wcale. Na przykład nie opisano przypadku pracy z dużą liczbą prętów bezpieczeństwa w położeniu górnym nad rdzeniem. W związku z tym operatorzy nie wiedzieli, jak groźna jest taka sytuacja. Po awarii władze radzieckie twierdziły, że przepisy zabraniały pracy z małą liczbą prętów bezpieczeństwa częściowo wsuniętych do rdzenia, natomiast operatorzy utrzymywali, iż usłyszeli o takim zakazie po raz pierwszy dopiero po awarii. Dozór jądrowy, który powinien był otrzymać wszystkie analizy bezpieczeństwa do oceny i zatwierdzenia, nie spełniał swojej funkcji i nie wymagał uzupełnienia raportu bezpieczeństwa ani nie kontrolował znajomości przepisów przez operatorów.

Samo podejście do doświadczenia zaplanowanego na 25 kwietnia 1986 r. było też przykładem pogwałcenia zasad bezpieczeństwa. Chociaż obejmowało ono symulację stanu awaryjnego po utracie zasilania elektrycznego, program eksperymentu przygotował inżynier elektryk bez konsultacji ze specjalistami w zakresie bezpieczeństwa w elektrowni i bez uzgodnienia z dozorem jądrowym. W czasie samego doświadczenia wprowadzono reaktor w stan niebezpieczny przez odłączenie awaryjnego układu chłodzenia rdzenia (UACR), co było oczywiście sprzeczne z elementarnymi przepisami bezpieczeństwa. Wobec tego, że dyspozytor zażądał nieprzerwywania dostaw energii elektrycznej, reaktor utrzymywano na mocy przez wiele



godzin z wyłączonym UACR. Później, gdy wskutek długotrwałej pracy na zmniejszonej mocy reaktor wszedł w stan niestabilny, operatorzy odłączyli układy awaryjnego wyłączania reaktora, by nie został on przedwcześnie wyłączony, co uniemożliwiłoby realizację eksperymentu. W całym postępowaniu zespołu eksploatacyjnego domino wało lekceważenie zagrożeń – postawa dokładnie odwrotna niż wymagana przez filozofię bezpieczeństwa.

### Skutki radiologiczne awarii

Przeliczenie skażeń gruntu na dawki w ciągu całego życia z uwzględnieniem rozpadu radioaktywnego podano w UNSCEAR 1988, Annex D: Exposures from the Chernobyl Accident, p. 31. Współczynnik przeliczeniowy był równy 76 Sv/kBq m<sup>-2</sup>.

Przy skażeniu 40 Ci/km<sup>2</sup> = 1240 kBq/m<sup>2</sup> daje to dawkę w ciągu 70 lat życia równą >94 240 mikroSv <95 mSv.

Według ocen podanych w UNSCEAR 2000 Annex J, Exposures and Effects of the Chernobyl Accident, znormalizowana dawka w ciągu 70 lat życia 1986–2056 ( Sv/kBq m<sup>-2</sup>) (p. 531) została określona dokładniej, z uwzględnieniem różnic w procesach usuwania radionuklidów ze środowiska naturalnego na wsi i w mieście. Według tych ocen współczynnik przeliczeniowy wynosi:

- na wsi – 88 Sv/kBq m<sup>-2</sup>
- w mieście – 61 Sv/kBq m<sup>-2</sup>, a więc mniej niż oczekiwano w 1988 r.

Ostatecznie można stwierdzić, że skażenie 40 Ci/km<sup>2</sup> powoduje na wsi dawkę równą około 110 mSv /całe życie, a w mieście około 76 mSv /całe życie.

### Decyzje władz

Skala i konsekwencje awarii w Czarnobylu nie były przewidziane i zaskoczyły władze odpowiedzialne za zdrowie i bezpieczeństwo publiczne. W początkowej fazie awarii mało było informacji o rzeczywistym stanie rzeczy, a decydenci musieli podejmować decyzje pod naciskiem czynników politycznych. Decyzje te prowadziły do przesadnych środków ostrożności, których nie uzasadniało stanowisko naukowców i ekspertów. Ostatecznie przyjęto nadmiernie ostre kryteria dla relokacji ludności, nieuzasadnione naukowo, które spowodowały wielkie szkody gospodarcze i społeczne.

### Dawki ludności poza terenem dawnego ZSRR

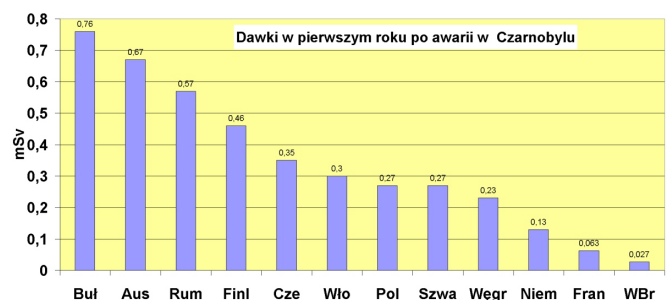
Chociaż promieniowanie jest niewidzialne, przyrządy pomiarowe, jakie zostały opracowane w ciągu XX wieku są tak dokładne, że możemy mierzyć je z dokładnością wielokrotnie przewyższającą dokładność pomiarów skażeń chemicznych. Dawki, jakie po awarii w Czarnobylu otrzymała ludność na półkuli północnej poza rejonami sąsiadującymi z elektrownią, były małe, w wielu wypadkach znikomo małe, ale mierzalne, a informacja o tym, że natężenie promieniowania przez kilka godzin lub kilka dni wzrosło, powodowała zrozumiałe zaniepokojenie ludności. Wielkość dawek w wybranych krajach Europy otrzymanych łącznie w ciągu całego roku po awarii pokazano na rysunku 4. W dalszych latach dawki były pomijalnie małe.

Jak widać, w kraju najbardziej narażonym, to jest w Bułgarii, średnia dodatkowa dawka w ciągu całego roku po awarii wyniosła poniżej 0,8 mSv, a więc była czterokrotnie mniejsza od normalnie występującej różnicy między średnimi dawkami promieniowania w Finlandii i w Bułgarii. W Polsce dawki były jeszcze mniejsze, odpowiadające różnicy między mieszkaniem przez rok w Gdańsku i w Zakopanem. A mimo to przerażenie szerzone



Rys. 3. Mapa skażeń terenu po awarii w elektrowni jądrowej Czarnobyl. a) Strefa ściśle zamknięta, skażenia Cs-137 większe niż 40 Ci/km<sup>2</sup>; b) strefa trwale kontrolowana, skażenia Cs-137 od 15 do 40 Ci/km<sup>2</sup>; c) strefa okresowo kontrolowana, skażenia Cs-137 od 5 do 15 Ci/km<sup>2</sup>; d) strefa o skażeniach Cs-137 od 1 do 5 Ci/km<sup>2</sup> (źródło: <http://www.mapsorama.com/map-of-chernobyl-nuclear-reactor-disaster/>).

Fig. 3. Map of contaminated areas after Chernobyl accident.



Rys. 4. Dawki otrzymane w krajach europejskich w ciągu pierwszego roku po awarii w Czarnobylu (źródło: opracowanie własne).

Fig. 4. Radiation doses obtained in European countries during the first year after Chernobyl accident.(source: prepared by the author).

wśród ludności przez organizacje antynuklearne i środki masowego przekazu goniące za sensacyjnymi doniesieniami skłoniło wiele kobiet do sztucznego przerywania ciąży, co wcale nie było potrzebne, a okazało się w krajach europejskich najbardziej znaczącym skutkiem zdrowotnym awarii w Czarnobylu.

## Efekty zdrowotne

Spośród 134 pracowników elektrowni jądrowej Czarnobyl i strażaków, którzy w czasie awarii otrzymali w krótkim czasie dawki na całe ciało od 800 do 16 000 mSv, 28 zmarło w ciągu pierwszych 4 miesięcy po awarii wskutek ostrej choroby popromiennej.

Pozostałych 106 osób, którzy otrzymali dawki od 1300 do 5300 mSv, było pod ciągłym nadzorem lekarskim. W grupie tej zarejestrowano 11 zgonów w okresie od 1987 do 1998 r. Tylko w trzech przypadkach zgony mogły być związane z napromieniowaniem.

Ponad 100 000 osób zostało ewakuowanych w ciągu pierwszych tygodni po awarii, głównie ze strefy o promieniu 30 km wokół elektrowni jądrowej. Ludzie ci otrzymali znaczące dawki promieniowania na tarczycę i na całe ciało, od 70 mSv na tarczycę wśród dorosłych do 1000 mSv wśród małych dzieci i średnio 15 mSv na całe ciało.

Średnie dawki roczne otrzymywane przez około 5 milionów mieszkańców rejonów średnio skażonych wynosiły około 1 mSv, a na terenach mało skażonych mniej. Około 380 000 likwidatorów skutków awarii, którzy pracowali, by zakryć uszkodzony rdzeń reaktora, usunąć elementy skażone wokół elektrowni, usunąć lub zakryć skażoną glebę, otrzymało średnie dawki całkowite wynoszące około 100 mSv.

Badania lekarskie likwidatorów nie wykazały wzrostu zachorowań na raka ani zależności umieralności od wielkości otrzymanych dawek. Ogólna umieralność wśród likwidatorów była statystycznie znacząco niższa niż umieralność w grupie kontrolnej spośród społeczeństwa.

Zasadniczy spór dotyczy skutków zdrowotnych wśród osób, które znajdowały się w trakcie awarii w promieniu kilku do kilkudziesięciu kilometrów od elektrowni, otrzymały małe dawki i zostały ewakuowane bądź nadal mieszkają na terenach wokół Czarnobyla. Organizacje antynuklearne twierdzą, że liczba ofiar śmiertelnych w tej populacji jest ogromna, od 10 tys. poprzez 100 tys. aż do kilku milionów. Informacje te są przez te organizacje od lat rozpowszechniane, pomimo braku jakiegokolwiek udokumentowania.

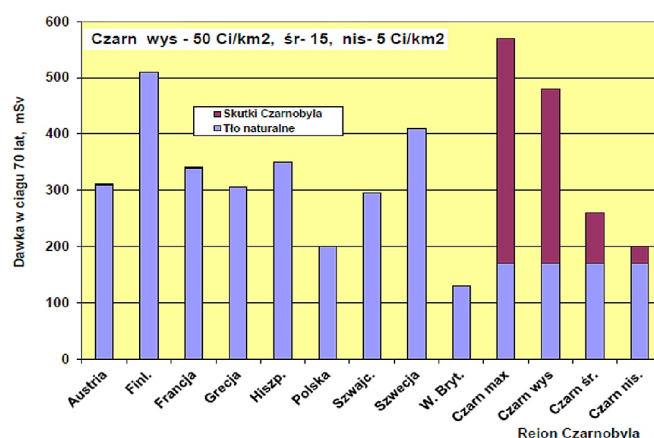
Już od pierwszych chwil wokół katastrofy w Czarnobylu zaczęły narastać przerażające mity: donoszono o setkach tysięcy ofiar, masowej epidemii nowotworów i straszliwych zmianach genetycznych. Amerykański tabloid „National Enquirer” już kilka dni po awarii zamieścił rysunek dwumetrowej wielkości kurczaka rzekomo złapanego koło

Czarnobyla przez radzieckich myśliwych. The New York Post już 30 kwietnia 1986 r., cztery dni po awarii, podawał na pierwszej stronie: „Masowy grób: 15 tys. ciał spychanych buldożerami do nuklearnych dołów”. Czarnobylskie zgony mnożyły się w mediach jak grzyby po deszczu, a na zdjęciach i filmach jako ofiary napromieniowania pokazywano dzieci chore na białaczkę albo dotknięte ciężkimi zaburzeniami rozwojowymi.

Tymczasem badania organizacji międzynarodowych, takich jak Komitet Naukowy ONZ ds. Skutków Promieniowania Atomowego (UNSCEAR, *United Nations Scientific Committee on Effects of Atomic Radiation*), światowa Organizacja Zdrowia (WHO, *World's Health Organization*) czy Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej (MAEA) wykazywały systematycznie, że promieniowanie na terenach ewakuowanych jest średnio mniejsze niż promieniowanie naturalne w wielu rejonach Europy i świata, gdzie od wieków mieszkają i będą mieszkać ludzie.

Dawki, jakie otrzymają w ciągu 70 lat życia mieszkańcy różnych krajów powodowane przez promieniowanie naturalne, pokazano na rysunku 5 obok dawek w rejonie Czarnobyla, powodowanych przez promieniowanie naturalne i dodatkowe promieniowanie spowodowane przez awarię w Czarnobylu. Widać z niego, że trwała ewakuacja była niepotrzebna. Ludzie, którzy pozostali wbrew nakazowi ewakuacji na terenach silnie skażonych wokół Czarnobyla, otrzymają od promieniowania wywołanego awarią dodatkowo 310 mSv w ciągu 70 lat życia. Jest to dawka mniejsza od różnicy dawek otrzymywanych w ciągu życia przez mieszkańca Finlandii (510 mSv) i Polski (poniżej 200 mSv). Dawki na terenach nisko, średnio i wysoko skażonych są MNIEJSZE niż średnie dawki w Finlandii, na dużej części terytorium Szwecji, Francji i innych krajów. A przecież nikt nie proponuje ewakuować Helsinek czy mieszkańców Masywu Centralnego we Francji!

Dla porównania warto przypomnieć, że dawka od promieniowania naturalnego waha się w granicach od 1 do



Rys. 5. Porównanie dawek po awarii w Czarnobylu z dawkami naturalnymi w różnych krajach (źródło: opracowanie własne).

Fig. 5. Comparison of radiation dose rates after Chernobyl accident with dose rates in various countries A – doses rates due to Chernobyl accident (red), B – natural dose rates (blue) (source: prepared by the author).

20 mSv rocznie w większości krajów, a w pewnych zamieszkałych rejonach świata dochodzi do 150 mSv rocznie. W tych rejonach o wysokim naturalnym tle promieniowania jonizującego nie wykryto (mimo licznych badań) wzrostu zachorowań na raka i choroby dziedziczne.

Raport międzynarodowego Forum Czarnobyla (w skład Forum weszło 8 organizacji ONZ, wśród nich Światowa Organizacja Zdrowia WHO, a także rządy Ukrainy, Białorusi i Rosji)<sup>4</sup> potwierdza wyniki otrzymane przez UNSCEAR, WHO i MAEA. Na terenach sąsiadujących z elektrownią jądrową Czarnobyl występują nieliczne i niewielkie (o powierzchni kilku kilometrów kwadratowych) obszary o wysokim skażeniu, reszta terytorium nadaje się do zamieszkania. Na tych terenach łączna moc dawki od tła naturalnego i skażenia terenu wskutek awarii jest mniejsza niż moc dawki od tła naturalnego w wielu rejonach świata.

Mimo bardzo licznych badań nie wykryto wzrostu zachorowań na białaczkę ani na nowotwory lite wśród ludności lub likwidatorów awarii. Nie ma wzrostu obciążeń dziedzicznych, a liczba komplikacji porodowych w miejscowościach o wyższym poziomie promieniowania jest mniejsza niż wśród ogółu populacji.

Duże dawki na tarczycę po awarii w Czarnobylu spowodowane były głównie spożyciem mleka krowiego skażonego jodem w ciągu pierwszych kilku tygodni po awarii. Dzieci w rejonie miejscowości Gomel na Białorusi otrzymały największe dawki na tarczycę, od zanedbywalnie małych do 40 Sv, ze średnią dawką 1 Sv dla dzieci w wieku od 0 do 7 lat.

Oczekiwano, że po 10 latach od chwili awarii wystąpi wzrost liczby przypadków niemego raka tarczycy, ale w rzeczywistości wystąpił on już w pierwszym roku po awarii. W toku badań przesiewowych, prowadzonych z użyciem bardzo czulej aparatury, wykryto 6700 przypadków drobnych otorbionych guzków tarczycy u osób, które w 1986 r. miały poniżej 18 lat. Takie guzki wykrywa się tylko przy prowadzeniu specjalnych badań<sup>5</sup>. Przed awarią czarnobylską takich badań na Ukrainie i Białorusi nie prowadzono, nie ma więc punktu odniesienia dla obecnie rejestrowanej liczby przypadków (czyli nie wiadomo, jaki wpływ miała awaria na tę liczbę).

Normalna częstość występowania niemego raka tarczycy jest bardzo wysoka, np. 9,3% w Mińsku, 9,1% w Polsce, 13% w USA, a aż 35% w Finlandii<sup>6</sup>. Wzrost zarejestrowany w Białorusi był dużo niższy od tych wielkości i został wykryty, gdy tylko zaczęły się badania lekarskie z użyciem ulepszonej aparatury medycznej. Wielu naukowców

sugerowało, że zaobserwowany wzrost mógł być w dużej mierze spowodowany przez zwiększoną jakość i częstość kontroli. Nieme raki tarczycy nie są z zasady chorobą śmiertelną i można je z powodzeniem leczyć, a w większości przypadków ludzie żyją z nimi bez objawów chorobowych i aż do śmierci nie wiedzą o tym. W Finlandii, gdzie występuje tak wysoka frakcja tych przypadków, okres życia ludzi należy do najdłuższych na świecie. Według raportu Forum Czarnobyla właśnie te przypadki niemego raka tarczycy są jedyną znaczącą statystycznie oznaką wzrostu zachorowalności osób napromieniowanych podczas awarii<sup>7</sup>.

Przez wiele lat nosiły ona nazwę „nieme raki tarczycy”, ponieważ są bezbolesne i nie powodują przerzutów ani nie dają innych objawów chorobowych całe życie. Obecnie wiadomo, że ogromna część tych guzków to nowotwory łagodne. W kwietniu 2016 r., po kilkuletnich badaniach setek przypadków takich guzków wykrywanych w różnych rejonach świata, panel najwybitniejszych onkologów i lekarzy zajmujących się tarczycą stwierdził, że guzków otorbionych tkanką łączną nie należy nazywać „rakiem”, ponieważ prowadzi to do niepotrzebnego i szkodliwego dla pacjenta leczenia. Guzki należy pozostawić w spokoju, nie potrzebne są zabiegi chirurgiczne, leczenie tarczycy ani okresowe kontrole jej stanu. **Guzki te nie są rakiem.**

Decyzja panelu lekarzy i dane, które ją uzasadniają, zostały opublikowane 14 kwietnia 2016 r. w czasopiśmie *Journal of American Medical Association „Oncology”*. Wnioski panelu wprowadzono już w ośmiu największych organizacjach medycznych na świecie i w USA trwa akcja weryfikacji danych o tysiącach pacjentów, u których w poprzednich latach wykryto takie guzki, by powiadomić ich, że nie mają raka i nie muszą się leczyć. Podobną weryfikację danych i modyfikację klasyfikacji guzków należy podjąć w stosunku do osób, u których wykryto takie guzki po awarii w Czarnobylu.

Organizacje antynuklearne straszą czytelników artykułami i zdjęciami pokazującymi dzieci z wadami rozwojowymi, nieraz bardzo ciężkimi, twierdząc, że są to skutki napromieniowania ich samych lub ich rodziców. Oceniają one liczbę zgonów wśród ludności zamieszkującej w sąsiedztwie Czarnobyla na dziesiątki tysięcy i więcej<sup>8</sup>. Nie są to jednak dane udokumentowane, a cytowane prace nie były poddane obiektywnej ocenie i weryfikacji.

Przy okazji filmu „Igor – dziecko Czarnobyla” czołowi naukowcy polscy wystosowali do radia i telewizji list z protestem przeciw twierdzeniom, że anomalie rozwojowe

<sup>4</sup> The Chernobyl Forum (Belarus, the Russian Federation, Ukraine, FAO, IAEA, UNDP, UNEP, UNSCEAR, UN-OCHA, WHO, WORLD BANK GROUP), *Chernobyl's Legacy: Health, Environmental and Socio-economic Impacts and Recommendations to the Governments of Belarus, the Russian Federation and Ukraine*, Vienna 2005.

<sup>5</sup> Jaworowski Z., *Chernobyl: the fear of the unknow*, [w:] „International Journal of Low Radiation” 2006, 3: 319–324.

<sup>6</sup> Z. Jaworowski: *Lessons of Chernobyl: Nuclear Power Is Safe*, EIR Science&Technology May 7, 2004.

<sup>7</sup> The Chernobyl Forum (Belarus, the Russian Federation, Ukraine, FAO, IAEA, UNDP, UNEP, UNSCEAR, UN-OCHA, WHO, WORLD BANK GROUP): *Chernobyl's Legacy: Health, Environmental and Socio-economic Impacts and Recommendations to the Governments of Belarus, the Russian Federation and Ukraine*, Vienna 2005.

<sup>8</sup> Greenpeace *The Chernobyl Catastrophe – Consequences on Human Health*, 2006.

(zajęcza wargą, rozszczepienie kręgosłupa, niedorozwój oczu, wady rozwojowe mózgu i zespół Downa) powstały wskutek napromieniowania u miliona dzieci z terenów skażonych. Informacje takie są nieprawdziwe, stwierdzają podpisani pod listem prezesi i przewodniczący rad naukowych Komitetu Fizyki Medycznej i Radiobiologii PAN, Polskiego Towarzystwa Badań Radiacyjnych, Towarzystwa Marii Skłodowskiej-Curie w Hołdzie, Centralnego Laboratorium Ochrony Radiologicznej, Państwowego Zakładu Higieny, Komitetu Ekologii Człowieka i Promocji Zdrowia PAN, Centrum Onkologii – Instytutu Marii Skłodowskiej-Curie, Zakładu Radiobiologii Instytutu Chemii i Techniki Jądrowej, Katedry i Kliniki Endokrynologii Collegium Medicum Uniwersytetu Jagiellońskiego, Polskiego Towarzystwa Nukleonowego, członkowie Komitetu Naukowego ONZ do Badania Skutków Promieniowania Atomowego UNSCEAR, członkowie Polskiej Akademii Nauk. W liście stwierdzają oni, iż *Nie jest prawdą, że na Białorusi ludzie masowo umierają na białaczki i inne nowotwory wywołane promieniowaniem. Umieralność na te choroby nie uległa zmianie wskutek wypadku w Czarnobylu.* Podkreślają, że *„W normalnej populacji pojawia się stale od około 4 do 6% anomalii rozwojowych, z których od 0,5 do 3% należy do ciężkich. W Republice Federalnej Niemiec np. na 10 tys. noworodków rodzi się 73 dzieci z deformacjami kończyn, 38 z zajęczą wargą, 15 z rozszczepieniem kręgosłupa, 3 z deformacjami oczu, 36 z wadami rozwojowymi mózgu i 14 z zespołem Downa. Takie dzieci, jak pokazane w filmie Igor – dziecko Czarnobyla, można znaleźć na całym świecie w każdym mieście wielkości Mińska<sup>9</sup>.*

Aktualne dane o wadach rozwojowych wśród dzieci rodzących się w różnych krajach wskazują, że na 10 000 urodzeń wady rozwojowe występują u około 180 dzieci w Wielkiej Brytanii czy w Belgii. Polski Rejestr Wrodzonych Wad Rozwojowych podaje, że wady wrodzone, w tym tak ciężkie jak rozszczep kręgosłupa, bezmózgowie i wodogłowie, pojawiają się u 2–4% dzieci, będąc często przyczyną zgonów<sup>10</sup>. Natomiast wiadomo, że mimo usilnych badań nie wykryto żadnego wzrostu częstości wad rozwojowych u potomstwa ludzi napromieniowanych podczas wybuchu bomb w Hiroszynie i Nagasaki.

Fundacja zajmująca się skutkami użycia broni jądrowej w Hiroszynie i Nagasaki (RERF) stwierdza<sup>11</sup>, że *Wśród dzieci osób napromieniowanych nie ma statystycznie znaczącego wzrostu uszkodzeń płodów ani innych ujemnych zjawisk podczas ciąży. Częstość poważnych uszkodzeń noworodków wynosi 0,91% wśród 65 000 zarejestrowanych porodów, co zgadza się dobrze z wynikami pomiarów w szpi-*

*talach w Tokio, gdzie nie było narażenia radiacyjnego, a całkowita częstość uszkodzeń noworodków wynosiła 0,92%. Żadne dane nie wskazują na związek uszkodzeń płodów z narażeniem rodziców na promieniowanie.*

Stwierdzenia wszystkich odpowiedzialnych organizacji międzynarodowych, wiodących lekarzy i naukowców polskich i raporty fundacji RERF – najbardziej wyculonej na skutki promieniowania, bo to właśnie w Japonii wybuchły bomby atomowe – potwierdzają, że promieniowanie nie mogło spowodować i nie spowodowało zwiększenia częstości wad rozwojowych u dzieci po awarii w Czarnobylu. Takie stwierdzenia nie przynoszą ich autorom żadnych zysków. Z gwałtownymi oskarżeniami natomiast występują organizacje czerpiące zyski ze zwalczania energetyki jądrowej. Pozostawiam osądowi Czytelników, której stronie należy wierzyć.

„Nie wykryto wzrostu umieralności lub zapadalności na raka ani na białaczkę, który można byłoby przypisać skutkom działania promieniowania jonizującego” stwierdził komitet UNSCEAR<sup>12</sup>. Jest to wniosek zgodny z wieloma innymi badaniami, np. z ocenami naukowców z krajów poszkodowanych, według których *w kohorcie 8654 likwidatorów w wieku od 18 do 60 lat, badania obejmujące łącznie okres obserwacji wynoszący 45 166 osobo-lat wykazały, że standardowy wskaźnik zapadalności na raka dla tej grupy wyniósł SIR = 0,88 (0,76, 1,02, 95% CI), a więc był mniejszy niż dla grupy kontrolnej z ludności nienapromieniowanej<sup>13</sup>.*

Badając skutki genetyczne narażenia na napromieniowanie w Białorusi i na Ukrainie w rejonach o najwyższym skażeniu, a także w szeregu krajów europejskich, w raporcie przedstawionym przez UNSCEAR w 2001 r. stwierdzono że brak jest oznak potwierdzających wzrost częstości występowania objawów chorób dziedzicznych, takich jak zespół Downa, anomalie porodowe, poronienia lub umieralność płodów. Efektów dziedzicznych nie wykryto również w populacji japońskiej, która przeżyła bombardowanie Hiroszimy i Nagasaki.

Zgodnie z końcowym wnioskiem UNSCEAR ogólne perspektywy zdrowotne dla ludności w rejonie Czarnobyla są pozytywne.

Istotne szkody zdrowotne zostały natomiast spowodowane przez niepotrzebne działania administracyjne mające chronić ludność wokoło Czarnobyla podczas i po awarii. Ewakuacja setek tysięcy ludzi uważana jest obecnie za reakcję przesadzoną, która w wielu przypadkach zrobiła więcej złego niż dobrego.

<sup>9</sup> List Otwarty do Krajowej Rady Radiofonii i Telewizji, Wiedza i Życie” nr 3/1998 <http://archiwum.wiz.pl/1998/98032800.asp>

<sup>10</sup> <http://www.rejestrwad.pl/str.php?9>

<sup>11</sup> Radiation Effects Research Foundation Birth defects among the children of atomic-bomb survivors (1948–1954) [http://www.rerf.jp/radefx/genetics\\_e/birthdef.html](http://www.rerf.jp/radefx/genetics_e/birthdef.html)

<sup>12</sup> UNSCEAR 2000, ANNEX J, Exposures and effects of the Chernobyl accident.

<sup>13</sup> V. IVANOV, L. ILYIN, A. GORSKI, A. TUKOV and R. NAUMENKO, Radiation and Epidemiological Analysis for Solid Cancer Incidence among Nuclear Workers Who Participated in Recovery Operations Following the Accident at the Chernobyl NPP, Journal of Radiation Research, Vol. 45 (2004), No. 1 41–44.



**Fot. 2.** Moc promieniowania na gruncie w sąsiedztwie miasteczka Prypeć, gdzie po awarii było największe promieniowanie. Zdjęcie ze zbiorów dr. inż. Krzysztofa W. Fornalskiego, cytowane za zezwoleniem. Moc dawki: 0,84 mikroSv/h = 7,3 mSv/rok, a dla porównania średnia moc dawki w Finlandii to 7 mSv/rok.

**Fot. 2.** Radiation dose rate on the ground in vicinity of town Prypets where the radiation rates after the accident were the highest. The photo from the collection of dr Krzysztof W. Fornalski, quoted by his kind permission. Dose rate: 0.84 microSv/h = 7.3 mSv/year, for comparison the average dose rate in Finland 7 mSv/year.



**Fot. 3.** Prypet centrum miasta, 0,96 mikroSv/h = 8,4 mSv/rok. Zdjęcie ze zbiorów dr. inż. Krzysztofa W. Fornalskiego, cytowane za zezwoleniem.

**Fot. 3.** Prypet town centre, 0.96 microSv/h = 8.4 mSv/year. The photo from the collection of dr Krzysztof W. Fornalski, quoted by his kind permission.

Pierwszą reakcją władz było usunięcie ludzi. Dopiero później zdano sobie sprawę, że wielu z nich nie trzeba było ewakuować. Ewakuacja ludzi rozbiła społeczności miejscowe, rozrzuciła rodziny po świecie, doprowadziła do bezrobocia, depresji, hipochondrii i chorób związanych ze stresem. Wśród osób ewakuowanych wystąpił duży wzrost zachorowań na choroby psychosomatyczne powodowane przez stres, takie jak choroby serca i otyłość, nie związane zupełnie z promieniowaniem.

Raport UNSCEAR został potwierdzony w 2003 r. przez organizacje ONZ (UNDP, UNICEF, UN-OCHA) i przez Światową Organizację Zdrowia (WHO)<sup>14</sup>,



**Fot. 4.** Czarnobyl, na sprzęcie używanym do usuwania awarii, 0,02 mikroSv/h = 0,17 mSv/rok. Zdjęcie ze zbiorów dr. inż. Krzysztofa W. Fornalskiego, cytowane za zezwoleniem.

**Fot. 4.** Chernobyl, on the tank used for decontamination of the area after the accident, 0.02 microSv/h = 0.17 mSv/year. The photo from the collection of dr Krzysztof W. Fornalski, quoted by his kind permission.



**Fot. 5.** Warszawa, przed pałacem Kultury, 0,32 mikroSv/h = 2,8 mSv/rok. Zdjęcie ze zbiorów dr. inż. Krzysztofa W. Fornalskiego, cytowane za zezwoleniem.

**Fot. 5.** Warsaw, in front of the Palace of Culture, 0.32 microSv/h = 2.8 mSv/year. The photo from the collection of dr Krzysztof W. Fornalski, quoted by his kind permission.

a w 2005 r. przez organizacje ONZ i rządy trzech krajów dotkniętych skutkami awarii, które wspólnie stworzyły Forum Czarnobyla, by przedstawić światu wnioski uzgodnione i bezstronne.

Moc promieniowania na terenach wokoło Czarnobyla od dawna zmalała do poziomu podobnego jak w innych rejonach świata. Na fotografiach wykonanych w 2008 r. przez dr. inż. Krzysztofa W. Fornalskiego widać moce dawki na gruncie koło Czarnobyla, gdzie promieniowanie jest najwyższe (0,84 mikroSv/h = 7,3 mSv/rok), w miejscowości Prypet (0,96 mikroSv/h), a nawet na sprzęcie używanym do usuwania skażeń (0,02 mikroSv/h) oraz dla porównania moc dawki koło Pałacu Kultury w Warszawie (0,32 mikroSv/h), zmierzone tym samym dozymetrem<sup>15</sup>.

<sup>14</sup>Chernobyl Report-Final, The Human Consequences of the Chernobyl Nuclear Accident, A Strategy for Recovery, A Report Commissioned by UNDP and UNICEF with the support of UN-OCHA and WHO 25 January 2002.

<sup>15</sup><http://atom.edu.pl/index.php/bezpieczenstwo/prawda-o-czarnobylu.html>

## Wnioski z awarii w Czarnobylu

Jak stwierdził prof. Jaworowski, awaria w Czarnobylu była najcięższą awarią, jaka może się zdarzyć w reaktorze jądrowym. Reaktor był zbudowany z pogwałceniem zasad bezpieczeństwa – jego moc rosła w przypadku zaniku chłodzenia, można było wyłączyć zabezpieczenia od spadku poziomu wody, od zaniku przepływu, od braku układu awaryjnego chłodzenia rdzenia, pręty bezpieczeństwa zamiast wyłączania reaktora powodowały przejściowy wzrost jego mocy, wokół rdzenia znajdowało się wiele ton grafitu o wysokiej temperaturze, a w dodatku reaktor nie miał pełnej obudowy bezpieczeństwa! Dozór jądrowy był słaby i nie spełniał swoich zadań, operatorzy uważali sukces polityczny za ważniejszy od bezpieczeństwa reaktora i popełnili wszystkie możliwe błędy, a raport bezpieczeństwa był niekompletny i nie informował operatorów ani kierownictwa elektrowni o potencjalnych zagrożeniach. Trudno sobie wyobrazić gorszą sytuację. Mimo to – choć reaktor został całkowicie zniszczony i niemal wszystkie lotne substancje radioaktywne uwolniły się do atmosfery – gorzkie skutki tej awarii ograniczają się do około stu zgonów, nie tysięcy i nie milionów, jak twierdziły początkowo organizacje zwalczające energetykę jądrową. Ewakuacja setek tysięcy ludzi była błędem i spowodowała

poważne straty społeczne, znacznie większe, niż straty zdrowotne wywołane promieniowaniem.

Zgodnie z wezwaniem Forum Czarnobyla należy uznać awarię sprzed 34 lat za smutną lekcję o konieczności zachowywania zasad bezpieczeństwa jądrowego i iść na przód, mając nadzieję na przywrócenie normalnego życia w rejonie dotkniętym skutkami awarii.

Dla energetyki jądrowej zaś awaria w Czarnobylu jest smutnym potwierdzeniem, że to konstruktorzy, analitycy, naukowcy i pracownicy dozoru jądrowego, mający długie miesiące i lata na analizy projektu, muszą zapewnić bezpieczeństwo reaktora, tak by nawet ewentualne błędy operatorów nie mogły spowodować zagrożenia dla zdrowia i życia ludzi. Taka filozofia bezpieczeństwa rządzi energetyką jądrową w krajach OECD i na pewno będzie też uznana za obowiązującą w polskiej energetyce jądrowej.

### Notka o autorze

**Dr inż. Andrzej Strupczewski, prof. NCBJ** – przewodniczący Komisji Bezpieczeństwa Jądrowego i rzecznik energetyki jądrowej w Narodowym Centrum Badań Jądrowych, ekspert ds. bezpieczeństwa jądrowego Komisji Europejskiej i Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (MAEA), wiceprezes Stowarzyszenia Ekologów na rzecz Energii Nuklearnej SEREN (e-mail: Andrzej.Strupczewski@ncbj.gov.pl).

# Bezpieczeństwo elektrowni jądrowych z reaktorami generacji III/III+.

## Część I: Podstawowe wymagania bezpieczeństwa i zasady projektowania

*Generation III/III+ nuclear power plants reactors safety.  
Part I: Basic safety requirements and designing principles*

Władysław Kietbasa

**Streszczenie:** W artykule, podzielonym na dwie części, przedstawiono:

**W części I:** podstawowe koncepcje i wymagania bezpieczeństwa stawiane elektrowniom jądrowym generacji III/III+ oraz zasady projektowania elektrowni jądrowych.

**W części II:** główne cechy bezpieczeństwa jądrowych bloków energetycznych z reaktorami generacji III+, reprezentujących rozwiązania projektowe: „ewolucyjne” – na przykładzie EPR oraz „innovacyjne” – na przykładzie AP1000.

**Słowa kluczowe:** elektrownia jądrowa, reaktor, wymagania bezpieczeństwa, cechy bezpieczeństwa, systemy bezpieczeństwa, obudowa bezpieczeństwa, generacja III/III+, stopień rdzenia, wodór.

*Abstract: In the article, divided into two parts, the following have been discussed:*

*In Part I: basic concepts and safety requirements for generation III/III+ nuclear power plants, and principles of designing nuclear power plants.*

*In Part II: key safety features of nuclear power units equipped with generation III+ reactors, representing: “evolutionary” designs – exemplified by the EPR, and “innovative” designs – exemplified by the AP1000.*

*Keywords: nuclear power plant, reactor, safety requirements, safety features, safety systems, containment, generation III/III+, core melt, hydrogen.*

## 1. Koncepcje i podstawowe wymagania bezpieczeństwa dla elektrowni jądrowej nowej generacji

### 1.1. Źródła współczesnych wymagań dla bezpieczeństwa elektrowni jądrowej

Do czasu ciężkiej awarii reaktora 4. bloku Czarnobylskiej EJ (Ukraina, b. ZSRR), która wydarzyła się 26 kwietnia 1986 r., powszechnie uważano, że nie ma potrzeby uwzględniania przy projektowaniu elektrowni jądrowych awarii poważniejszych od granicznej awarii projektowej (zwanej maksymalną awarią projektową, MAP<sup>1</sup>), ponieważ prawdopodobieństwo wystąpienia takich poważnych

awarii jest na tyle małe (poniżej  $10^{-4}$  na reaktor-rok), iż nie powodują one nieakceptowalnego ryzyka dla społeczeństwa. Przy tym, w analizach bezpieczeństwa częstokroć wówczas pesymizowano skutki radiacyjne MAP, zakładając arbitralnie większe uszkodzenie paliwa jądrowego w rdzeniu reaktora, niż to wynikało z analiz ciepłno-przepływowych tej awarii. Analizy ciężkich awarii, związanych ze stopieniem rdzenia reaktora, nie były jednak wymagane przez dozory jądrowe. Wykonywały je niektóre ośrodki naukowo-badawcze, zwykle w oparciu o uproszczone metody i konserwatywne założenia (ze względu na niedostateczne rozpoznanie i zrozumienie zjawisk zachodzących podczas ciężkich awarii).

<sup>1</sup> Typowo za MAP przyjmowano awarię związaną z dużą ucieczką chłodziwa reaktora (*large break loss of coolant accident*, LB LOCA), spowodowaną przez natychmiastowe (jak ucięcie gilotyną) rozerwanie rurociągu obiegu chłodzenia reaktora o maksymalnej średnicy, połączone z obustronnym wyciekami chłodziwa.

Jednakże awaria czarnobylska, której skutki radiacyjne (wprawdzie stosunkowo niewielkie w porównaniu z naturalnym tłem radiacyjnym) dotknęły liczne kraje europejskie, spowodowała powszechną panikę (nakręcaną przez żądne sensacji media) i wywarła fatalny wpływ na społeczną akceptację energetyki jądrowej – zwłaszcza w Europie i USA. Skutkiem tego poczarobyjskiego szoku było zahamowanie dalszego rozwoju energetyki jądrowej oraz całkowite wycofanie się niektórych krajów z tego rodzaju energetyki. Niestety także w Polsce opóźnionym efektem Czarnobyli była decyzja podjęta przez nowy „solidarnościowy” rząd o zaniechaniu budowy elektrowni jądrowej „Żarnowiec” (przy około 40% jej zaawansowaniu) [18].

W tej sytuacji – aby odzyskać społeczną akceptację dla energetyki jądrowej, we wczesnych latach 90. ub. wieku, europejski i amerykański przemysł jądrowy, reprezentowany przez przedsiębiorstwa energetyczne, firmy inżyniersko-projektowe oraz dostawców wyposażenia technologicznego dla elektrowni jądrowych, przystąpił do opracowania wymagań dla elektrowni jądrowych z reaktorami lekkowodnymi nowej generacji, o znacznie wyższym poziomie bezpieczeństwa w stosunku do istniejących elektrowni jądrowych, tj. o znacząco mniejszym prawdopodobieństwie wystąpienia awarii (zwłaszcza ciężkich) oraz zapewniających ograniczenie poważniejszych skutków radiacyjnych awarii (nawet ciężkich) do bliskiego otoczenia elektrowni jądrowej.

W dalszych latach, poczynając od roku 1991 wydawane były kolejne wersje wymagań przedsiębiorstw energetycznych: europejskich (*European Utility Requirements*)<sup>2</sup> – przez organizację EUR oraz amerykańskich (*Utility Requirements Document, URD*)<sup>3</sup> – przez amerykański Instytut Badawczy Elektroenergetyki (*Electrical Power Research Institute, EPRI*).

Elektrownie jądrowe (jądrowe bloki energetyczne) zaprojektowane zgodnie z tym wymogami w latach 90. ub. wieku i później **umownie określa się jako elektrownie jądrowe trzeciej generacji**.

Wymagania przedsiębiorstw energetycznych (EUR, URD) były znacznie bardziej szczegółowe, dalej idące i rygorystyczne niż ówczesne wymogi dozorów jądrowych. Z biegiem czasu zostały one też przyjęte lub zaadaptowane przez niektóre dozory jądrowe oraz Stowarzyszenie Zachodnioeuropejskich Dozorów Jądrowych WENRA [2], a następnie także przez MAEA [3] i UE/EURATOM [4]. Rozszerzono zakres stanów, na które należy projektować elektrownie jądrowe, o warunki awaryjne poważniejsze niż awarie projektowe (*design basis accidents, DBAs*), nazwane rozszerzonymi warunkami projektowymi (*design extension conditions, DEC*).

Warto tu podkreślić, że te nowe zaakceptowane międzynarodowo wymogi bezpieczeństwa dla elektrowni jądrowych

zostały wcześniej zaimplementowane także w przepisach polskich, najpierw w obszernej nowelizacji ustawy – Prawo atomowe, przyjętej przez Sejm 13.05.2011 r. [5], a następnie w aktach wykonawczych do tej ustawy, w szczególności w „rozporządzeniu projektowym” [7] i „rozporządzeniu o analizach bezpieczeństwa” [8]. W wymogach ww. rozporządzeń dodatkowo uwzględniono też niektóre wnioski wynikające z tzw. stress testów europejskich elektrowni jądrowych przeprowadzonych po awarii w Fukushima.

## 1.2. Strategia „obrony w głąb”

W celu zapewnienia wysokiego poziomu bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej elektrownia jądrowa jest tak projektowana, by zabezpieczone były odpowiednie środki techniczne i organizacyjne na pięciu kolejnych poziomach „obrony” (co nazywane jest strategią „obrony w głąb” *defence in depth*) [1]. Wymaga się przy tym, aby poszczególne poziomy „obrony” były od siebie niezależne, tak aby utrata określonego poziomu obrony nie skutkowała jednoczesną utratą kolejnego lub następnych poziomów.

Istotą „obrony w głąb” jest zapewnienie kompensacji możliwych awarii urządzeń i błędów ludzkich. Przy tworzeniu systemu głębokiej obrony zakłada się, że nie można w pełni ufać żadnemu pojedynczemu elementowi rozwiązań projektowych, utrzymania/remontów lub eksploatacji elektrowni jądrowej. Czyli na przykład nie możemy w pełni polegać na pompach, licząc na ich bezawaryjną pracę w każdym momencie – przyjmujemy, że mogą one ulec awarii akurat wtedy, gdy będą nam najbardziej potrzebne. Głęboka obrona zapewnia więc m.in. rezerwowanie „aktywnych” podsystemów bezpieczeństwa (czyli systemów wymagających zewnętrznego zasilania, uruchamianych automatycznie lub przez operatora), tak by w razie uszkodzenia jednego podsystemu istniały inne, mogące go zastąpić.

Wymóg stosowania strategii „obrony w głąb” zawarty został w przepisie art. 36c ust. 1 pkt 2 ustawy – Prawo atomowe [6]: „Projekt obiektu jądrowego uwzględnia sekwencję poziomów bezpieczeństwa zapewniających zapobieganie powstawaniu odchyień od warunków normalnej eksploatacji, przewidywanych zdarzeń eksploatacyjnych, awarii przewidzianych w założeniach projektowych i wykraczających poza te założenia ciężkich awarii, a jeżeli nie uda się zapobiec tym odchyleniom, zdarzeniom czy awariom – kontrolowanie ich oraz minimalizację radiologicznych skutków awarii”.

Koncepcja „obrony w głąb” została szczegółowo sformułowana w § 3 Rozporządzenia projektowego [7], zgodnie z wymaganiami zawartymi w publikacji MAEA

<sup>2</sup> Najnowsze wydanie dokumentu EUR to: „European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants. Revision E. December, 2016.”

<sup>3</sup> Najnowsze wydanie dokumentu URD EPRI to: „Advanced Nuclear Technology: Advanced Light Water Reactor Utility Requirements Document, Revision 13. Dec. 05, 2014. Electric Power Research Institute.”



nr SSR-2/1 (Rev. 1) nt. wymagań dla projektu elektrowni jądrowej [3]. Obejmuje ona zastosowanie pięciu niezależnych od siebie poziomów obrony, które zostały określone jak niżej.

**I poziom** – zapobieganie odchyleniom od normalnej eksploatacji i uszkodzeniom systemów, konstrukcji lub urządzeń elektrowni jądrowej, co osiągnąć jest poprzez:

- zastosowanie przy projektowaniu elektrowni odpowiednio dużych zapasów bezpieczeństwa, wbudowanych cech bezpieczeństwa (stabilność, samoregulacja), zwielokrotnienia, różnorodności, separacji i niezależności funkcjonalnej systemów istotnych dla bezpieczeństwa;
- zapewnienie wysokiej jakości w procesach projektowania i budowy elektrowni;
- prowadzenie eksploatacji elektrowni w sposób zapewniający bezawaryjną pracę wszystkich jej systemów, konstrukcji i urządzeń, przez zapewnienie wysokich kwalifikacji personelu i wysokiej jakości procedur eksploatacyjnych;
- wdrożenie i utrzymanie wysokiej kultury bezpieczeństwa – gdzie zapewnienie bezpieczeństwa jest nadrzędnym priorytetem nad wszelkimi zadaniami – na wszystkich etapach (wybór i ocena lokalizacji, projektowanie, budowa, rozruch, eksploatacja i likwidacja elektrowni).

**II poziom** – nadzór technologiczny, polegający na wykrywaniu i opanowywaniu odchylenia od normalnej eksploatacji (nieprawidłowego działania urządzeń i systemów technologicznych oraz ich niesprawności) w celu zapobieżenia eskalacji stanu elektrowni do warunków awaryjnych, przez działanie aparatury kontrolno-pomiarowej i sterowania (jak np. system redukcji mocy i normalnego wyłączenia reaktora) i (w razie potrzeby interwencji) także poprzez czynności operatorów, z wykorzystaniem odpowiednich procedur eksploatacyjnych.

**III poziom** – w sytuacji wystąpienia awarii projektowej (*design basis accident*), dzięki wbudowanym cechom bezpieczeństwa, działaniu odpowiednio zaprojektowanych systemów bezpieczeństwa i czynnościom operatorów z wykorzystaniem awaryjnych procedur eksploatacyjnych, zapobieżenie uszkodzeniu (degradacji) rdzenia reaktora i uwolnieniu do środowiska substancji promieniotwórczych w takiej ilości, aby potrzebne były działania interwencyjne poza terenem elektrowni w celu ograniczenia narażenia okolicznej ludności na promieniowanie jonizujące. W tym celu wymaga się zachowania w stanie nienaruszonym co najmniej jednej bariery ochronnej (powstrzymującej rozprzestrzenianie się substancji promieniotwórczych i zapobiegającej ich niekontrolowanemu uwolnieniu do środowiska).

**IV poziom** – w sytuacji wystąpienia ciężkiej awarii (*severe accident*), związanej ze stopniem rdzenia reaktora, która może prowadzić do znacznych uwolnień substancji promieniotwórczych (tj. awarii poważniejszej niż awaria projektowa), zapewnienie opanowywania przebiegu awarii i ograniczania jej skutków radiacyjnych – w szczególności

przez zachowanie integralności i jak największej skuteczności obudowy bezpieczeństwa (*containment*). W tym celu zakłada się wykorzystywanie dodatkowych systemów bezpieczeństwa przeznaczonych do opanowania ciężkich awarii, a także systemów elektrowni jądrowej nie będących systemami bezpieczeństwa w stopniu wykraczającym poza ich funkcje projektowe.

**V poziom** – ograniczenie i łagodzenie skutków radiologicznych znacznych uwolnień substancji radioaktywnych do otoczenia, które potencjalnie mogą wystąpić podczas awarii (zwłaszcza ciężkiej), przez zastosowanie odpowiednich środków technicznych i organizacyjnych oraz przeprowadzenie działań przewidzianych w planach awaryjnych: na terenie elektrowni (*on-site emergency response*), i poza terenem elektrowni (*off-site emergency response*) – w szczególności działań interwencyjnych (*intervention/protective actions*) mających na celu ograniczenie narażenia ludności na promieniowanie jonizujące.

Jednym z najistotniejszych elementów „obrony w głąb” jest układ 4 barier ochronnych zapobiegających rozprzestrzenianiu się substancji promieniotwórczych do otoczenia elektrowni jądrowej.

#### 1.2.1. Bariery ochronne powstrzymujące rozprzestrzenianie się substancji promieniotwórczych

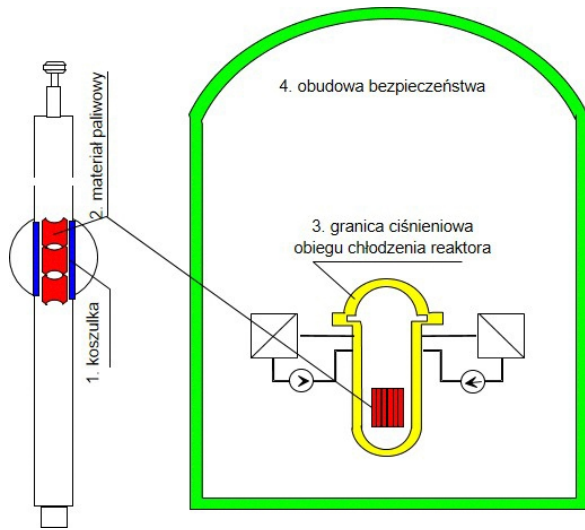
Podczas pracy reaktora wytwarzane są znaczne ilości substancji promieniotwórczych, są to produkty rozszczepienia jąder ciężkich pierwiastków (uranu i plutonu) oraz produkty aktywacji neutronami w rdzeniu reaktora składników paliwa jądrowego i chłodziwa. Prawie wszystkie z nich powstają w paliwie jądrowym, tylko niewielka frakcja (zaledwie kilka dziesięciotysięcznych procenta) powstaje w chłodziwie reaktora lub przedostaje się do chłodziwa z paliwa jądrowego (w warunkach normalnej eksploatacji).

Substancje promieniotwórcze zawarte w reaktorze i w jego układzie chłodzenia są źródłem potencjalnego zagrożenia radiacyjnego wewnątrz obiektu, a w warunkach awaryjnych – także dla otoczenia elektrowni jądrowej. Konieczne są więc odpowiednie fizyczne bariery ochronne powstrzymujące wydzielanie się i rozprzestrzenianie substancji promieniotwórczych w systemach i obiektach elektrowni oraz zapobiegające ich nadmiernemu, a zwłaszcza niekontrolowanemu uwalnianiu do otoczenia.

W energetycznych reaktorach jądrowych chłodzonych wodą, rozważanych do zastosowania w Polsce, wyróżnić można następujące bariery ochronne powstrzymujące lub zapobiegające rozprzestrzenianiu się substancji promieniotwórczych do otoczenia elektrowni jądrowej (rys. 1):

1. materiał pastylki paliwowej (*fuel pellet/fuel matrix*), który w stanach eksploatacyjnych zatrzymuje około 99% substancji promieniotwórczych;
2. koszulka elementu paliwowego (*fuel cladding*), która w stanach eksploatacyjnych zatrzymuje prawie w całości pozostałe 1% substancji promieniotwórczych zawartych w paliwie jądrowym;

3. granica ciśnieniowa obiegu chłodzenia reaktora (rurociągi i urządzenia obiegu chłodzenia reaktora znajdujące się w obudowie bezpieczeństwa), która powstrzymuje przedostawanie się do wnętrza obudowy bezpieczeństwa substancji promieniotwórczych zawartych



Rys. 1. Bariery ochronne powstrzymujące lub zapobiegające rozprzestrzenieniu się substancji promieniotwórczych do otoczenia elektrowni jądrowej (źródło [9]).

Fig. 1. Protective barriers restraining or preventing dispersal of radioactive materials to the nuclear power plant surroundings (source [9])

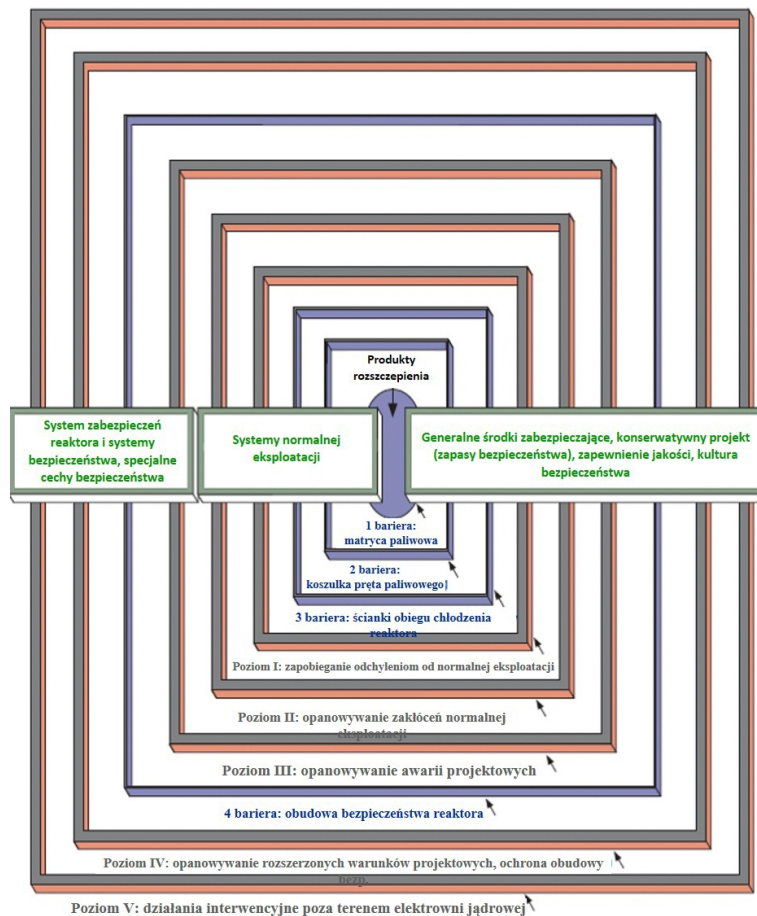
w chłodziwie reaktora (są to: substancje promieniotwórcze – głównie lotne – przedostające się z paliwa jądrowego do chłodziwa przez mikronieszczelności koszulek paliwowych, produkty aktywacji neutronami składników chłodziwa i produktów korozji bądź erozji materiałów konstrukcyjnych);

4. obudowa bezpieczeństwa reaktora (*containment*) z systemami lub urządzeniami zapewniającymi utrzymanie jego szczelności i izolowanie od otoczenia, odporność na skrajne zagrożenia zewnętrzne, chłodzenie, usuwanie substancji promieniotwórczych i gazów – w tym wodoru (także w warunkach ciężkich awarii).

Opisane wyżej cztery bariery ochronne zasadniczo hamują i ograniczają rozprzestrzenianie się produktów rozszczepienia powstałych w paliwie reaktorowym oraz substancji promieniotwórczych będących produktem aktywacji przez promieniowanie neutronowe, w szczególności także tych, które powstają w chłodziwie reaktora.

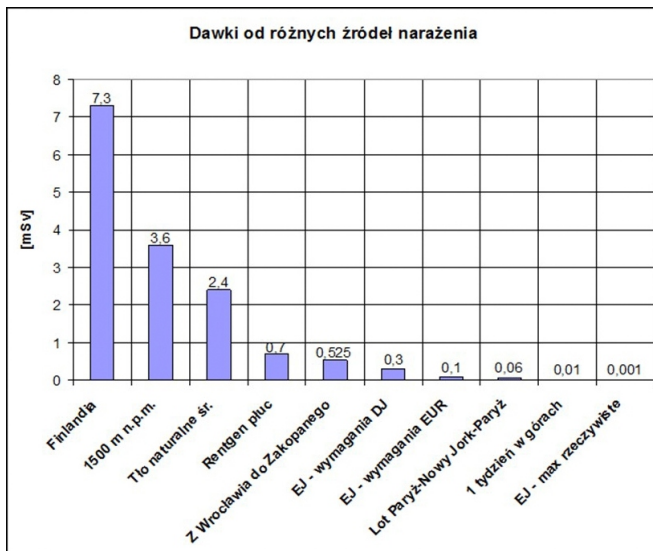
Cztery pierwsze poziomy „obrony głębi” związane są w szczególności z ochroną tych czterech barier, jak to pokazano na poniższej ilustracji (rys. 2).

W czasie normalnej eksploatacji elektrowni jądrowej ilości substancji promieniotwórczych przedostających się przez te 4 bariery ochronne i w sposób kontrolowany uwalnianych do otoczenia są na tyle małe, że dodatkowe dawki promieniowania jonizującego związane z jej oddziaływa-



Rys. 2. Relacja pomiędzy poziomami „obrony w głębi” a barierami ochronnymi (źródło: opracowanie własne na podstawie [10]).

Fig. 2. The relations between levels of protection in defense in depth and protective barriers (source: worked out by the Author based on [10]).



Rys. 3. Porównanie dawek promieniowania jonizującego od różnych źródeł narażenia (źródło [9]).

Fig. 3. Comparison of ionizing radiation doses from different sources of exposure (source [9]).

niem radiacyjnym są na poziomie 20 Sv/a lub niżej (roczna dawka skuteczna, z uwzględnieniem wszystkich dróg narażenia na promieniowanie). To 120-krotnie mniej niż roczna dawka skuteczna od tła promieniowania jonizującego, która w Polsce wynosi średnio około 2,4 mSv/a. Rzeczywiste oddziaływanie radiacyjne jest zwykle jeszcze znacznie niższe. Tak więc udział tego dodatkowego promieniowania jest tak mały, że w praktyce niemierzalny – odpowiada mocy dawki rzędu 3 nSv/h i jest on szacowany pośrednio przez analizy obliczeniowe (rys. 3).

W wyniku rozpadów substancji promieniotwórczych zawartych w reaktorze (w ogromnej większości w paliwie jądrowym) generowana jest jednak znacząca ilość ciepła, które musi być odprowadzone z reaktora także po jego wyłączeniu, aby nie dopuścić do przegrzania paliwa jądrowego, skutkiem czego może być znaczące uwolnienie substancji promieniotwórczych zawartych w paliwie. Bezpośrednio po wyłączeniu reaktora moc grzania powyłłączeniowego (*decay heat, residual heat*) jest na poziomie około 7% mocy cieplnej reaktora przed jego wyłączeniem. Moc grzania powyłłączeniowego spada z upływem czasu, początkowo dość szybko (po godzinie do około 1,2%), a następnie coraz wolniej (po upływie 1 doby do około 0,5%) [11].

Wraz ze wzrostem temperatury paliwa powyżej 900°C, cyrkon będący głównym składnikiem stopu, z którego wykonane są koszulki elementów paliwowych, zaczyna reagować z wodą chłodziwa reaktora, w wyniku czego następuje utlenianie materiału koszulek oraz wydzielanie wodoru i dodatkowo jeszcze ciepła (jest to reakcja egzotermiczna). Wodór potencjalnie, w określonych warunkach (zależnie do względnych udziałów składników mieszaniny wodór + powietrze + para wodna), może w obudowie bezpieczeństwa ulec zapłonowi lub wybuchnąć. Natomiast ciepło wydzielane w wyniku tej reakcji dodatkowo może powodować rozgrzewanie paliwa.

Aby ograniczyć lub zneutralizować tego rodzaju zagrożenia w elektrowniach jądrowych z reaktorami wodnymi projektuje się odpowiednie systemy bezpieczeństwa:

- ograniczające uszkodzenia paliwa w warunkach awaryjnych, w szczególności zapewniające, że w razie awarii projektowej [12, 13]: temperatura koszulek elementów paliwowych nie przekroczy 1204°C (2200°F), głębokość utlenienia koszulek nie przekroczy 17% ich grubości, masa utlenionego cyrkonu nie przekroczy 1% jego łącznej masy, maksymalna entalpia paliwa jądrowego nie przekroczy 837 kJ/kg oraz utrzymana zostanie geometria rdzenia reaktora umożliwiająca jego bezpieczne chłodzenie;
- zapewniające ochronę przed uszkodzeniem obudowy bezpieczeństwa, stanowiącej czwartą, ostatnią barierę zapobiegającą niekontrolowanemu uwolnieniu znacznych ilości substancji promieniotwórczych do otoczenia w warunkach awaryjnych – włączając ciężkie awarie ze stopieniem rdzenia reaktora.

Oprócz tego, planuje się wprowadzenie w nieodległej przyszłości w reaktorach energetycznych paliw jądrowych wykonanych z materiałów odpornych na awarie (*accident tolerant fuel*), które w małym stopniu reagują z wodą w wysokich temperaturach (dotyczy to zarówno koszulek elementów paliwowych, jak i samych pastylek paliwowych). Dzięki temu może zostać znacznie ograniczone lub nawet praktycznie wyeliminowane zagrożenie związane z wodorem.

### 1.3. Odporność na skrajne zagrożenia zewnętrzne i zdarzenia wewnętrzne

W czasie eksploatacji elektrowni jądrowej może wystąpić szereg zdarzeń, które mogłyby zagrozić jej bezpieczeństwu. Podzielić je można na zdarzenia wewnętrzne, tzn. te, których przyczyną są błędy personelu eksploatacji leżące po stronie człowieka, jak i awarie techniczne różnych systemów, konstrukcji i urządzeń technologicznych elektrowni, oraz zagrożenia zewnętrzne, na których wystąpienie personel elektrowni wpływu nie ma.

W szczególności zagrożenia zewnętrzne obejmują te powodowane siłami przyrody – takie jak sejsmo-tektoniczne, geologiczne i geotechniczne, powodowe lub skrajne warunki i zjawiska meteorologiczne, oraz zagrożenia powodowane przez człowieka – jak np. uderzenie statku powietrznego – włączając duży samolot cywilny, czy też wybuch zewnętrzny.

Na oba rodzaje wymienionych zagrożeń projektowane są techniczne systemy bezpieczeństwa (z uwzględnieniem rygorystycznych zasad i założeń) i opracowywane są odpowiednie procedury eksploatacyjne (w tym procedury awaryjne i wytyczne opanowania ciężkich awarii). Ponadto, sterownie projektuje się z uwzględnieniem zasad ergonomii i współdziałania człowieka z maszyną, zaś personel eksploatacji podlega systematycznym szkoleniom, aby zminimalizować prawdopodobieństwo błędów ludzkich.

Dzięki tym środkom technicznym i przedsięwzięciom organizacyjnym ryzyko wystąpienia awarii, zwłaszcza tych mogących potencjalnie powodować znaczące uwolnienia substancji promieniotwórczych do otoczenia, zostało zminimalizowane do niezwykle niskiego poziomu. Poziom tego ryzyka szacuje się w probabilistycznych analizach bezpieczeństwa.

Wyraża się go za pomocą wskaźnika opisującego prawdopodobieństwo (częstość) uszkodzenia rdzenia reaktora (*core damage frequency*, CDF), tj. prawdopodobieństwa wystąpienia awarii z uszkodzeniem rdzenia na jeden eksploatowany reaktor w okresie jednego roku. Minimalizacja prawdopodobieństwa uszkodzenia rdzenia dzięki odpowiednim rozwiązaniom projektowym i przedsięwzięciom organizacyjnym jest bardzo daleko idąca.

W porównaniu z elektrowniami jądrowymi poprzedniej II generacji prawdopodobieństwo to dla elektrowni generacji III/III+ zostało zmniejszone około 100-krotnie.

Zgodnie z polskimi przepisami [7] i zaleceniami europejskich przedsiębiorstw energetycznych EUR [13] CDF musi być mniejsze niż  $10^{-5}$  na reaktor-rok eksploatacji.

Dla wszystkich rozważanych do zastosowania w Polsce technologii elektrowni jądrowych wielkość wskaźnika CDF jest znacznie poniżej tego wymaganego poziomu (ponad 10-krotnie mniejsza).

#### 1.4. Praktyczne wykluczenie sekwencji awarii mogących prowadzić do wczesnych i/lub dużych uwolnień substancji promieniotwórczych do otoczenia

Koncepcja „praktycznego wykluczenia”, przy projektowaniu elektrowni jądrowych nowej generacji, sekwencji ciężkiej awarii (tj. awarii związanej ze stopieniem rdzenia reaktora) mogących prowadzić do wczesnych i/lub dużych uwolnień substancji promieniotwórczych do otoczenia została przedstawiona w rekomendacjach WENRA [2], wymaganiach europejskich przedsiębiorstw energetycznych EUR [13], publikacji MAEA Nr SSR-2/1 (Rev. 1) [3] oraz w znowelizowanej Dyrektywie Bezpieczeństwa Jądrowego UE/EURATOM [4].

Przez wczesne uwolnienia rozumie się uwolnienia substancji promieniotwórczych, wymagające podjęcia działań interwencyjnych poza terenem elektrowni, na których przeprowadzenie nie byłoby wystarczającego czasu. Przez duże uwolnienia rozumie się natomiast uwolnienia substancji promieniotwórczych, wymagające podjęcia działań interwencyjnych poza terenem elektrowni, których przeprowadzenie nie mogłoby być ograniczone w przestrzeni lub czasie.

Przez „praktyczne wykluczenie” zaistnienia określonych warunków rozumie się fizyczną niemożliwość ich zaistnienia lub gdy przy dużym poziomie ufności możliwość ich zaistnienia można uznać za skrajnie małoprawdopodobną.

Koncepcja „praktycznego wykluczenia” wczesnych i/lub dużych uwolnień substancji promieniotwórczych do oto-

czenia została przyjęta i zaimplementowana w polskich przepisach bezpieczeństwa obiektów jądrowych, w szczególności w art. 35 ust. 4 i art. 36c ust. 2 ustawy – Prawo atomowe [6], oraz w § 32 ust. 2 i 3 „rozporządzenia projektowego” [7].

Elektrownie jądrowe projektuje się więc tak, aby w razie wystąpienia ciężkiej awarii (związanej ze stopieniem rdzenia reaktora) w praktycznie osiągalnym stopniu ograniczyć prawdopodobieństwo (częstość) wczesnych (*large early release frequency*, LERF) i dużych uwolnień substancji promieniotwórczych do otoczenia (*large release frequency*, LRF).

Prawdopodobieństwo (częstość) wczesnego uwolnienia substancji promieniotwórczych (LERF) minimalizuje się poprzez zastosowanie rozwiązań projektowych elektrowni jądrowej, dzięki którym „praktycznie wykluczone” są w szczególności następujące sekwencje awaryjne, wymienione w § 32 ust. 3 „rozporządzenia projektowego” [7]:

- 1) wybuch wodoru;
- 2) uszkodzenie zbiornika reaktora przy ciśnieniu mogącym prowadzić do:
  - a) wyrzutu materiału stopionego rdzenia oraz bezpośredniego grzania pierwotnej obudowy bezpieczeństwa reaktora, lub
  - b) powstania odłamków o wysokiej energii mogących zagrozić integralności pierwotnej obudowy bezpieczeństwa reaktora;
- 3) wybuch parowy, który mógłby zagrozić integralności pierwotnej obudowy bezpieczeństwa reaktora;
- 4) awarie reaktywnościowe, w tym – w reaktorze wodno-ciśnieniowym – heterogeniczne rozcieńczenie kwasu borowego.

Z kolei, prawdopodobieństwo (częstość) dużego uwolnienia substancji promieniotwórczych (LRF), a także i wielkość uwolnienia substancji promieniotwórczych do otoczenia, w razie wystąpienia ciężkiej awarii minimalizuje się poprzez zastosowanie odpowiednich rozwiązań projektowych systemu obudowy bezpieczeństwa reaktora (*containment system*) zapewniających ograniczenie skutków radiacyjnych awarii dla otoczenia, w szczególności wymienionych w § 32 ust. 4 „rozporządzenia projektowego” [7], przez:

- 1) zatrzymanie i chłodzenie stopionego rdzenia reaktora;
- 2) ograniczenie skutków oddziaływania stopionego rdzenia reaktora z betonem;
- 3) ograniczenie przecieków z obudowy bezpieczeństwa reaktora, uwzględniając obciążenia związane z utlenianiem koszulek elementów paliwowych i spalaniem wodoru oraz inne obciążenia mogące wystąpić podczas ciężkich awarii;
- 4) wydłużenie czasu, po którego upływie potrzebne będą jakiegokolwiek interwencje operatora lub działania w celu opanowania awarii.

Podobnie jak prawdopodobieństwo (częstość) uszkodzeń rdzenia reaktora (CDF), także wielkości prawdopodobieństwa (częstości) dużych uwolnień (LRF) i wczesnych dużych uwolnień (LERF) substancji promieniotwór-

czych do otoczenia określa się przez zastosowanie zaawansowanych metod obliczeniowych probabilistycznej analizy bezpieczeństwa (*probabilistic safety analysis, PSA*).

W przepisach § 10 „rozporządzenia projektowego” przyjęto probabilistyczne kryteria bezpieczeństwa (CDF, LRF i LERF), spójne z wymaganiami europejskich przedsiębiorstw energetycznych (EUR Rev. D, sec. 2.1 2.6) [13] oraz wymogami niektórych zagranicznych dozorów jądrowych.

### 1.5. Łagodzenie przebiegu i ograniczanie skutków radiacyjnych awarii

Dzięki zastosowanym rozwiązaniom technicznym elektrowni jądrowej, w szczególności systemom bezpieczeństwa, zapewnia się łagodzenie przebiegu i ograniczenie do akceptowalnego społecznie poziomu ryzyka skutków radiacyjnych takich sekwencji awarii, których nie można „praktycznie wykluczyć”.

Zastosowane w elektrowni jądrowej rozwiązania techniczne muszą więc zapewnić, że w razie wystąpienia tych awarii (włączając ciężką awarię ze stopieniem rdzenia reaktora) ich skutki radiacyjne będą ograniczone w takim stopniu, że nie będzie konieczne prowadzenie nieograniczonych w czasie i przestrzeni działań interwencyjnych poza terenem elektrowni.

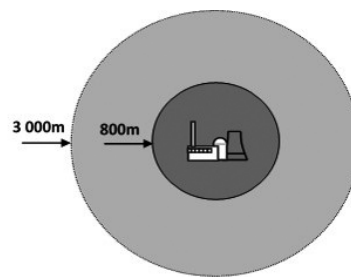
Podejście takie zawarte jest w odpowiednich rekomendacjach Stowarzyszenia Zachodnioeuropejskich Dozorów Jądrowych WENRA [2], zaleceniach MAEA [1, 3] i wymogach europejskich przedsiębiorstw energetycznych EUR Rev. C, D i E [13].

W szczególności, w dokumentach EUR Rev. C i D (sec. 2.1 2.4, 2.1 2.5, 2.1B 2, 2.1B 3) zawarte były wymogi ograniczenia oddziaływania radiacyjnego elektrowni w takim stopniu, aby:

- w przypadku wystąpienia awarii projektowej nie było konieczne prowadzenie jakichkolwiek działań interwencyjnych w odległości większej niż 800 m od reaktora;
- w przypadku rozszerzonych warunków projektowych – włączając ciężkie awarie ze stopieniem rdzenia reaktora, nie było konieczne:
  - prowadzenie wczesnych działań interwencyjnych (ewakuacji ludności) i długoterminowych działań interwencyjnych (stałego przesiedlenia ludności) w odległości większej niż 800 m od reaktora;
  - prowadzenie średnioterminowych działań interwencyjnych (czasowego przesiedlenia ludności) w odległości większej niż 3 km od reaktora.

Z powyższych wymogów EUR wynika więc, że nawet w razie wystąpienia ciężkiej awarii (ze stopieniem rdzenia) uwzględnionej w rozszerzonych warunkach projektowych nie będzie konieczne prowadzenie działań interwencyjnych mających duży negatywny wpływ na społeczeństwo w odległości większej niż 3 km od reaktora (rys. 4).

Wymogi zawarte w EUR Rev. D zostały odzwierciedlone w przepisach § 9 „rozporządzenia projektowego”.



**Rys. 4.** Zasięg działań interwencyjnych w warunkach awaryjnych zgodnie z wymogami EUR Rev. C i D (źródło [9]).

**Fig. 4.** The extent of intervention actions in accident conditions according to EUR Rev. C and D requirements (source [9]).

W dokumencie EUR Rev. E kryteria ograniczenia oddziaływania radiacyjnego zostały określone nieco inaczej jak w Rev. D:

- w przypadku awarii bez stopienia rdzenia reaktora – brak konieczności:
  - ewakuacji,
  - nakazu pozostania w pomieszczeniach zamkniętych,
  - podawania preparatów ze stabilnym jodem;
- w przypadku awarii ze stopieniem rdzenia reaktora – brak konieczności:
  - ewakuacji w odległości ponad 3 km od reaktora,
  - nakazu pozostania w pomieszczeniach zamkniętych w odległości ponad 5 km od reaktora,
  - podawania preparatów ze stabilnym jodem w odległości ponad 5 km od reaktora,
  - stałego przesiedlenia ludności w jakiegokolwiek odległości,
  - długoterminowych ograniczeń w spożyciu lokalnie produkowanej żywności po upływie pierwszego roku od awarii poza strefą (czasowego) nakazu pozostania w pomieszczeniach zamkniętych (tj. w odległości ponad 5 km od reaktora).

Należy podkreślić, że technologie elektrowni jądrowych z reaktorami nowej generacji (III/III+), rozpatrywane do zastosowania w pierwszej polskiej elektrowni jądrowej, spełniają kryteria bezpieczeństwa określone przez europejskie przedsiębiorstwa energetyczne (EUR Rev. D i Rev. E) [13], co też zostało zweryfikowane obliczeniowo [14].

## 2. Podstawowe zasady projektowania elektrowni jądrowej

### 2.1. Definicje stanów elektrowni jądrowej

Zgodnie z wytycznymi MAEA dotyczącymi projektowania elektrowni jądrowych [3], wymaganiami EUR [13], jak również z definicjami podanymi w ustawie – Prawo atomowe [6] i w „rozporządzeniu projektowym” [7], stany obiektu jądrowego, w zależności od prawdopodobieństwa i skutków ich wystąpienia, zalicza się do następujących kategorii:

## A. Stany eksploatacyjne

- 1) **Normalna eksploatacja** (*normal operation*) – są to warunki często występujące w czasie eksploatacji elektrowni jądrowej: praca na mocy, przeładunki paliwa, czynności utrzymania i remontów oraz zmiany stanów ruchowych.
- 2) **Przewidywane zdarzenia eksploatacyjne** (*anticipated operational occurrences, AOOs*) – są to zakłócenia, których wystąpienia w czasie życia elektrowni jądrowej oczekuje się raz lub więcej razy i które:
  - w najgorszym razie powodują automatyczne wyłączenie reaktora; jądrowy blok energetyczny można ponownie uruchomić (po szczegółowym przeanalizowaniu zdarzenia, wyjaśnieniu przyczyn jego zaistnienia i zastosowaniu odpowiednich środków zaradczych);
  - nie rozwijają się w poważniejsze uszkodzenia/zdarzenia prowadzące do awarii projektowych.

## B. Warunki awaryjne

- 1) **Awarie projektowe** (*design basis accidents, DBAs*) – warunki awaryjne uwzględnione w projekcie elektrowni jądrowej zgodnie z ustalonymi wymaganiami projektowania, w których uszkodzenie paliwa jądrowego i uwolnienia substancji promieniotwórczych są utrzymywane w ustalonych granicach.
  - a. **Awarie projektowe kategorii 1** (*category 1 DBAs*) – są to rzadkie awarie (projektowe), mogące wystąpić z częstością mniejszą niż raz na 100 lat pracy reaktora, lecz większą niż raz na 10 000 lat pracy reaktora, które:
    - mogą skutkować uszkodzeniem jedynie małej frakcji elementów paliwowych, jednakże przed ponownym uruchomieniem jądrowego bloku energetycznego konieczne jest przeprowadzenie szczegółowej inspekcji jego stanu technicznego;
    - samorzutnie nie rozwijają się do cięższej awarii; nie skutkują utratą funkcji układu chłodzenia reaktora lub obudowy bezpieczeństwa.
  - b. **Awarie projektowe kategorii 2** (*category 2 DBAs*) – są to bardzo rzadkie awarie (projektowe), o częstości wystąpienia szacowanej na rzadziej niż raz na 10 000 lat pracy reaktora, a częściej niż raz na 1 000 000 lat pracy reaktora, których wystąpienia

- Ponowne uruchomienie bloku po awarii kat. 2 może nie być możliwe;
  - Są to graniczne awarie, na skutki których musi zostać zaprojektowana elektrowni jądrowej.
- 2) **Rozszerzone warunki projektowe** (*design extension conditions, DEC*)
    - a. **Sekwencje złożone** (*complex sequences, DEC without significant fuel degradation*) – są to mało prawdopodobne sekwencje (np. jednoczesne uszkodzenie zwielokrotnionych układów lub urządzeń) wykraczające poza sekwencje przyjęte w deterministycznych założeniach projektowych – w kategoriach uszkodzeń urządzeń lub błędów operatora, mogące potencjalnie prowadzić do znaczących uwolnień substancji promieniotwórczych do środowiska, lecz nie do stopienia rdzenia. Do sekwencji złożonych zalicza się w szczególności: przewidywane stany przejściowe bez awaryjnego wyłączenia reaktora za pomocą prętów bezpieczeństwa, całkowity zanik zasilania elektrycznego elektrowni prądem przemiennym oraz stany awaryjne związane z ominięciem obudowy bezpieczeństwa.
    - b. **Ciężkie awarie** (ang. *severe accidents in DEC*) – są to bardzo mało prawdopodobne warunki awaryjne poważniejsze niż awarie projektowe, związane ze znaczącą degradacją rdzenia, mogące potencjalnie prowadzić do znaczących uwolnień substancji promieniotwórczych. Ciężka awaria prowadząca do stopienia rdzenia reaktora mogłaby wystąpić np. po natychmiastowym rozerwaniu rurociągu obiegu chłodzenia reaktora o maksymalnej średnicy i przy niesprawności wszystkich systemów bezpieczeństwa, w szczególności systemów awaryjnego chłodzenia rdzenia. Jeśli doszło do ciężkiej awarii, to substancje promieniotwórcze uwolnione z (prze-grzanego) paliwa jądrowego i obiegu chłodzenia reaktora muszą zostać zatrzymane wewnątrz obudowy bezpieczeństwa, tak by nie zostały przekroczone kryteria ograniczenia oddziaływania radiacyjnego ustalone dla warunków tej awarii.

Kategorie stanów elektrowni schematycznie przedstawiono w tabeli.

STANY EKSPLOATACYJNE		WARUNKI AWARYJNE			
Normalna eksploatacja	Przewidywane zdarzenia eksploatacyjne	Awarie projektowe		Rozszerzone warunki projektowe	
		Awarie projektowe kat. 1	Awarie projektowe kat. 2	Sekwencje złożone	Ciężkie awarie

podczas okresu eksploatacji obiektu nie oczekuje się, lecz są one zakładane w projekcie, gdyż mogłyby skutkować uwolnieniem znaczących ilości substancji promieniotwórczych.

- Wymaga się zachowania geometrii rdzenia reaktora umożliwiającej jego efektywne chłodzenie;

## 2.2. Fundamentalne funkcje bezpieczeństwa i klasyfikacja bezpieczeństwa

Zapewnienie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej podczas eksploatacji elektrowni jądrowej wymaga wypełniania trzech fundamentalnych funkcji bezpieczeństwa, które zgodnie z wytycznymi MAEA [3] zostały

w „rozporządzeniu projektowym” [7] określone następująco:

- I. sterowanie reaktywnością,
- II. odprowadzanie ciepła z reaktora, przechowalnika wypalonego paliwa jądrowego oraz magazynu świeżego paliwa jądrowego,
- III. osłanianie przed promieniowaniem jonizującym, zatrzymywanie substancji promieniotwórczych, ograniczanie i kontrolowanie ich uwolnień do środowiska, jak również ograniczanie uwolnień awaryjnych.

W celu zapewnienia wypełniania tych funkcji bezpieczeństwa w rozwiązaniach projektowych elektrowni jądrowej wykorzystuje się przede wszystkim (w stopniu praktycznie możliwym) inherentne (wbudowane) cechy bezpieczeństwa. Tam, gdzie do zapewnienia wypełniania funkcji bezpieczeństwa nie jest możliwe wykorzystanie cech inherentnego bezpieczeństwa, priorytetem jest stosowanie systemów i urządzeń nie wymagających zasilania elektrycznego ze źródeł zewnętrznych albo takich, które w razie utraty zasilania będą przyjmować stan preferowany z punktu widzenia bezpieczeństwa („bezpieczny po uszkodzeniu”, *fail safe*).

Konstrukcje, systemy i urządzenia (*structures, systems and components, SSCs*) elektrowni jądrowej dzieli się na klasy bezpieczeństwa, zależnie od ważności wypełnianych przez nie funkcji bezpieczeństwa przyczyniających się do wypełnienia określonych fundamentalnych funkcji bezpieczeństwa. Zalecenia dotyczące klasyfikacji bezpieczeństwa zostały podane w dokumencie MAEA [15], jednakże w różnych krajach są one formułowane odmiennie – np. w Wielkiej Brytanii [16] lub Finlandii [17]. Co więcej, również wiodący dostawcy technologii elektrowni jądrowej stosują od dawna swoje metody klasyfikacji bezpieczeństwa, co jest bardzo istotne, jako że z klasami bezpieczeństwa związane są bardzo szczegółowe wymagania techniczne określone w odpowiednich normach. W praktyce więc międzynarodowa harmonizacja zasad klasyfikacji bezpieczeństwa wydaje się trudna do przeprowadzenia.

Klasyfikacja bezpieczeństwa jest podstawą do różnicowania szczegółowych wymagań stawianych poszczególnym systemom, konstrukcjom i urządzeniom, które określone są w normach technicznych dla urządzeń elektrowni jądrowych (*nuclear codes and standards*), takich jak np. amerykańska norma *ASME Boiler & Pressure Vessel Code, Section III – Rules for Construction of Nuclear Facility Components*.

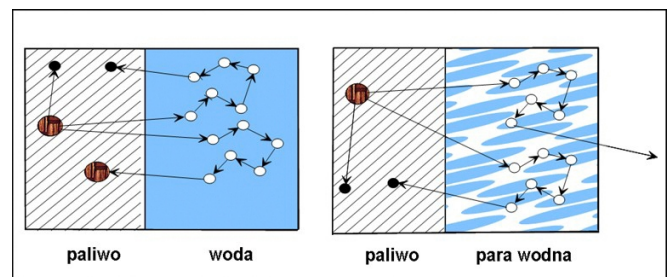
### 2.3. Zasady projektowania elektrowni jądrowych celem zapewnienia bezpieczeństwa

#### 2.3.1. Samoregulacja i stabilność mocy reaktora

Samoregulacja i stabilność mocy jest bardzo ważną, wbudowaną cechą bezpieczeństwa reaktorów chłodzonych i moderowanych wodą, dominujących obecnie w energetyce jądrowej na całym świecie. Stabilność tę zawdzięcza-

my temu, że powstające po rozszczepieniu neutrony poruszają się z ogromnymi prędkościami (neutrony prędkie), a do wydajnego rozszczepienia jąder uranu potrzebne są neutrony poruszające się powoli, tzw. neutrony termiczne. Do spowolnienia neutronów wykorzystujemy w tego typu reaktorach wodę (zwaną w technice jądrowej „moderatorem”). Zderzając się z jądrami wodoru, neutrony prędkie tracą energię kinetyczną i po wielu zderzeniach stają się neutronami termicznymi. Im więcej jest wody, tym szybciej neutrony spowalniają się i stają się zdolne do wywołania rozszczepienia jąder uranu. Jednak z drugiej strony pewna mała część neutronów ulega pochłanianiu w wodzie, więc wody w reaktorze nie może być za dużo. Dlatego proporcje wody i paliwa jądrowego są starannie obliczane i dobierane tak, by przy normalnej temperaturze pracy zapewnione było najbardziej skuteczne spowalnianie neutronów i najwyższa wydajność reakcji rozszczepienia.

Gdy wskutek podgrzania wody lub jej odparowania ilość wody w rdzeniu reaktora zmaleje, neutrony będą gorzej spowalniane i zamiast uderzać w jądra uranu, będą wydostawały się poza rdzeń reaktora, ulegając pochłanianiu w otaczających go materiałach konstrukcyjnych, jak pokazano na rysunku 5.



Rys. 5. Pogorszenie spowalniania neutronów po częściowym odparowaniu wody w reaktorze wodno-ciśnieniowym (źródło [9]).

Fig. 5. Deterioration of neutron slow down after partial evaporation of water in a pressurized water reactor (source [9]).

Spowoduje to zmniejszenie liczby rozszczepień w rdzeniu reaktora i samorzutne wyhamowanie reakcji łańcuchowej rozszczepienia. Tak więc ta naturalna, wbudowana cecha reaktora powoduje wytworzenie ujemnego sprzężenia zwrotnego od wzrostu temperatury i mocy, co zapewnia jego samoregulację i stabilizuje moc.

Wymóg zapewnienia samoregulacji i stabilizacji mocy reaktora został szczegółowo określony w § 51 ust. 1 „rozporządzenia projektowego” [7].

#### 2.3.2. Zapobieganie uszkodzeniom/niesprawnościom ze wspólnej przyczyny

W rozwiązaniach projektowych elektrowni jądrowych szczególną wagę przywiązuje się do zapobiegania potencjalnym uszkodzeniom lub niesprawnościom wielu elementów istotnych dla bezpieczeństwa spowodowanych wspólną przyczyną (*common cause failures*), jak np. zalaniem, pożarem, utratą zasilania itp.

W celu zapewnienia, że określony system spełni swoją funkcję bezpieczeństwa nawet w razie wystąpienia różnych zagrożeń zewnętrznych i wewnętrznych stosuje się:

- zwielokrotnienie (*redundancy*) podsystemów, z których zwykle poprawne działanie jednego jest wystarczające do zapewnienia bezpieczeństwa;
- różnorodność rozwiązań projektowych/konstrukcyjnych (*diversity*);
- separację fizyczną i niezależność funkcjonalną (*physical separation and functional independence*), dzięki czemu zapobiega się jednoczesnemu uszkodzeniu wielu systemów lub urządzeń na skutek wystąpienia jakiegoś zagrożenia oraz propagacji uszkodzeń z jednego systemu na inne.

### 2.3.2.1. Zwielokrotnienie

Systemy istotne dla zapewnienia bezpieczeństwa, w szczególności pokazane niżej na rysunku 6 aktywne systemy awaryjnego chłodzenia rdzenia reaktora wodno-ciśnieniowego zawierają trzy lub nawet cztery równoległe podsystemy ze zbiornikami chłodziwa, pompami i zaworami, zaprojektowanymi tak, by tylko jeden z kilku równoległe pracujących podsystemów wystarczał do zalania rdzenia wodą i skutecznego chłodzenia. W systemach awaryjnego chłodzenia rdzenia reaktorów zwykle stosuje się zwielokrotnienie 3 (przeważnie w starszych rozwiązaniach) lub 4 (przeważnie w nowszych rozwiązaniach). Zwielokrotnienie ma ograniczone zastosowanie w przypadku reaktorów z wyłącznie biernymi systemami bezpieczeństwa reaktorów, jak np. AP1000.

### 2.3.2.2. Różnorodność

Istnienie dwóch lub więcej elementów zapewniających wzajemne rezerwowanie zabezpiecza przed pojedynczą awarią jednego z tych elementów, lecz nie daje gwarancji, że cały system nie zawiedzie z powodu wspólnej przyczyny. Aby uchronić się przed utratą funkcji bezpieczeństwa z powodu wspólnej przyczyny, wzajemnie się rezerwujące podsystemy bezpieczeństwa są, jeśli to możliwe, wykony-

wane z różnych elementów, tak by jedna przyczyna nie spowodowała jednoczesnej utraty wszystkich podsystemów bezpieczeństwa. Zastosowanie różnorodności w celu zapobieżenia uszkodzeniu/niesprawności ze wspólnej przyczyny pokazano na rys. 7 na przykładzie zróżnicowania napędów pomp awaryjnej wody zasilającej wytwornice pary.

### 2.3.2.3. Separacja fizyczna i niezależność funkcjonalna

Ważne dla bezpieczeństwa systemy i urządzenia, w szczególności systemy bezpieczeństwa muszą być rozdzielone przestrzennie (np. umieszczone w różnych, oddalonych od siebie miejscach) i fizycznie, tak by np. pożar nie spowodował jednoczesnej utraty dwóch lub więcej podsystemów.

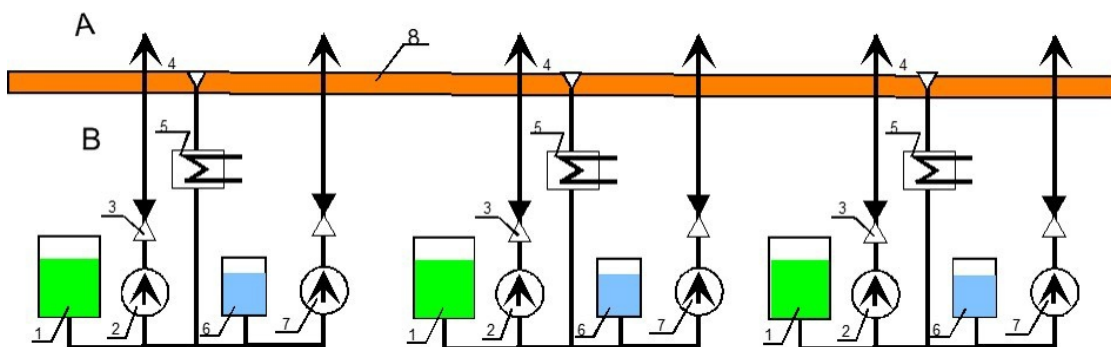
Ponadto, konfiguracja ważnych dla bezpieczeństwa systemów powinna być taka, aby uszkodzenia/niesprawności określonego systemu nie propagowały na inne systemy, powodując ich uszkodzenia/niesprawności.

Wymaga się więc, aby podsystemy bezpieczeństwa były rozmieszczane w odrębnych budynkach lub pomieszczeniach, rozdzielonych od pozostałych budynków lub pomieszczeń przestrzennie oraz fizycznymi barierami odpornymi na parametry zagrożeń zewnętrznych (jak wstrząsy sejsmiczne, skrajne warunki i zjawiska meteorologiczne, powodzie, uderzenia statków powietrznych, wybuchy itp.) i wewnętrznych (np. rozerwania urządzeń lub rurociągów). Na przykład kable systemów sterowania i kable energetyczne układów bezpieczeństwa prowadzone są oddzielnie (w odrębnych kanałach) od kabli układów niespełniających funkcji bezpieczeństwa.

Ponadto, urządzenia systemów ważnych dla bezpieczeństwa muszą być także odporne na wszelkie inne zagrożenia mogące zaistnieć w czasie ich pracy, np. napędy zaworów znajdujących się wewnątrz obudowy bezpieczeństwa muszą być odporne na działanie strumienia pary z rozerwanego rurociągu, jeśli taki rurociąg znajduje się w ich sąsiedztwie.

### 2.3.3. Kryterium pojedynczego uszkodzenia

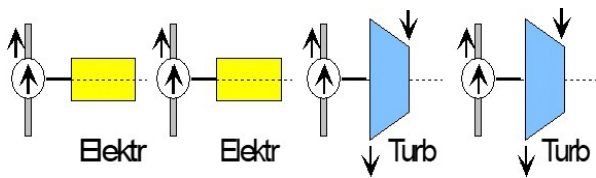
Dodatkowo w stosunku do omówionych wyżej wymogów dotyczących zapobiegania uszkodzeniom/niesprawno-



**Rys. 6.** Zwielokrotnienie systemu awaryjnego chłodzenia rdzenia (SACR). A – obszar wewnątrz obudowy bezpieczeństwa, B – obszar poza obudową bezpieczeństwa, 1 – zbiornik SACR, 2 – pompa niskociśnieniowa SACR, 3 – zawór zwrotny, 4 – miska ściekowa, 5 – wymiennik ciepła, 6 – zbiornik SACR o wysokim stężeniu kwasu borowego, 7 – pompa wysokociśnieniowa SACR, 8 – ściana obudowy bezpieczeństwa (źródło [9]).

**Fig. 6.** Redundancy of the emergency core cooling system (ECCS). A – area inside the containment, B – area outside the containment, 1 – ECCS tank, 2 – low-head ECCS pump, 3 – check valve, 4 – containment sump, 5 – heat exchanger, 6 – ECCS tank containing boric acid of high concentration, 7 – high-head ECCS pump, 8 – containment wall (source [9]).





**Rys. 7.** Przykład różnorodnych napędów pomp awaryjnego układu zasilania wytwornic pary. Dwie pompy napędzane są silnikami elektrycznymi, a dwie turbinami parowymi (źródło [9]).

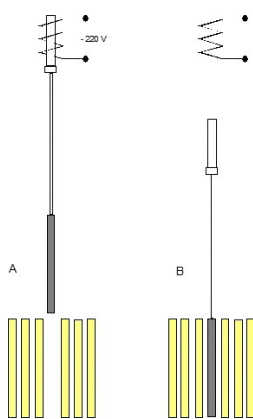
**Fig. 7.** An example of diverse pump drives in the emergency feedwater system. Two pumps are driven by electrical motors, and two other by steam turbines (source [9]).

ściom ze wspólnej przyczyny przy projektowaniu grup bezpieczeństwa stosuje się jeszcze tzw. kryterium pojedynczego uszkodzenia (*single failure criterion*), którego spełnienie zapewnia, że uszkodzenie jakiegokolwiek elementu systemu, a także uszkodzenia wtórne powstałe na skutek tego uszkodzenia, nie powoduje utraty zdolności systemu do wypełniania jego funkcji bezpieczeństwa.

#### 2.3.4. Stan bezpieczny po uszkodzeniu

Przy projektowaniu systemów i urządzeń ważnych dla bezpieczeństwa wymaga się ponadto, aby w razie uszkodzenia samoczynnie przechodziły one w stan bezpieczny (*fail-safe design*), tj. taki, który nie uniemożliwia wykonanie określonej funkcji bezpieczeństwa. Na przykład, w razie awarii napędu zaworu powinien on samoczynnie otworzyć się lub zamknąć (zależnie od tego, które położenie jest wymagane do wypełnienia funkcji bezpieczeństwa przez określony system).

Innym przykładem samoczynnego przechodzenia w stan bezpieczny (i jednocześnie biernego systemu wykorzystującego siłę przyrody) jest działanie systemu wyłączania reaktora wodno-ciśnieniowego w razie zaniku zasilania elektrycznego (rys. 8).



**Rys. 8.** Działanie układu wyłączania reaktora w razie zaniku zasilania elektrycznego. A – normalne położenie prętów nad rdzeniem podczas pracy reaktora, pręty utrzymywane są nad rdzeniem przez elektromagnesy; B – zanik napięcia na cewkach elektromagnesów – pręty bezpieczeństwa spadają do rdzenia i gaszą reakcję łańcuchową (źródło [9]).

**Fig. 8.** Action of the reactor trip system in case of the loss of electrical supply. A – a normal position of control rods above the core during reactor operation, the control rods are held above the core by the electromagnets; B – the loss of voltage in the electromagnet coils – the control rods fall down into the core and stop the chain reaction (source [9]).

Elementami wykonawczymi tego systemu są pręty pochłaniające neutrony. W czasie normalnej pracy reaktora wiszą one nad rdzeniem i są utrzymywane w górnym położeniu przez elektromagnesy. Gdy tylko wystąpi zanik zasilania elektrycznego lub układ zabezpieczeń przekaże sygnał awarii, napięcie w elektromagnesach zniknie i pręty samoczynnie spadną do rdzenia pod działaniem siły ciężkości, wyłączając reaktor.

Wymagania dotyczące zapobiegania uszkodzeniom/niesprawnościom ze wspólnej przyczyny, kryterium pojedynczego uszkodzenia oraz przechodzenia w stan bezpieczny po uszkodzeniu zawarte są w § 35–37 „rozporządzenia projektowego” [7].

#### 2.3.5. Stosowanie rozwiązań biernych

W projektach elektrowni jądrowych z reaktorami generacji III/III+ wykorzystuje się wiele rozwiązań biernych – częściej niż to miało miejsce w przypadku reaktorów poprzednich generacji. Dotyczy to zarówno tzw. projektów „ewolucyjnych” – gdzie rozwiązania pasywne stosuje się głównie w systemach bezpieczeństwa przeznaczonych do łagodzenia i ograniczenia skutków ciężkich awarii, jak i tzw. projektów „innowacyjnych” (jak AP1000) – gdzie stosowane są wyłącznie pasywne systemy bezpieczeństwa (tj. działające samoczynnie, nie wymagające dostarczenia energii ani sterowania z zewnątrz).

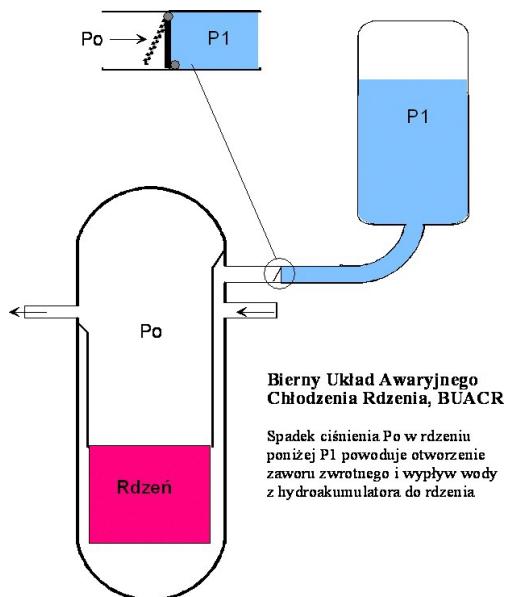
##### 2.3.5.1. Bierny system zalewania rdzenia reaktora

Przykładem rozwiązania biernego, stosowanego już od dziesięcioleci w systemach awaryjnego chłodzenia rdzenia (SACR) reaktorów wodno-ciśnieniowych, jest bierny system zalewania rdzenia (lub „biernego wtrysku bezpieczeństwa”), schematycznie przedstawiony na rysunku 9.

W razie awarii rozerwania obiegu chłodzenia reaktora (*loss-of-coolant accident*, LOCA) woda chłodząca wypływa z rur obiegu i nie trafia do rdzenia reaktora, co powoduje jego osuszenie. Gdyby elementy paliwowe pozostały bez chłodzenia, temperatura paliwa jądrowego wzrosłaby i uległoby ono stopieniu. Dlatego po wyłączeniu reaktora pierwszym zadaniem systemów bezpieczeństwa jest wtrysnięcie do reaktora wody chłodzącej tak, by rdzeń pozostał pod powierzchnią wody.

Działanie tego systemu oparte jest na prostych prawach fizyki. Zbiorniki hydro-akumulatorów pod ciśnieniem P1 (sprężonego azotu) odcięte są od rdzenia zaworem zwrotnym, który jest zamknięty tak długo, jak długo ciśnienie w obiegu chłodzenia reaktora Po jest wyższe od ciśnienia P1. Gdy wskutek awarii ciśnienie w obiegu chłodzenia reaktora spadnie, zawory zwrotne otworzą się i woda z hydro-akumulatorów popłynie do rdzenia. Zalanie rdzenia wodą z hydro-akumulatorów nie wymaga żadnych dodatkowych źródeł energii ani sterowania, dlatego jest to bierny system bezpieczeństwa.

Bierny system zalewania rdzenia reaktora z wykorzystaniem hydro-akumulatorów (pod ciśnieniem gazu) sto-



Rys. 9. Bierny system wtrysku bezpieczeństwa z hydro-akumulatorów (źródło [9]).

Fig. 9. Passive hydro-accumulator safety injection system (source [9]).

sowane są zarówno w ewolucyjnych, jak i innowacyjnych projektach elektrowni jądrowych. Przy czym w systemach awaryjnego chłodzenia rdzenia stosuje się od 2 do 4 grup, z których każda składa się z hydro-akumulatora oraz rurociągu łączącego hydro-akumulator ze zbiornikiem ciśnieniowym reaktora, wyposażonego w armaturę (zawór zwrotny i zasuwę odcinającą).

### 2.3.5.2. Bierny system awaryjnego chłodzenia rdzenia reaktora

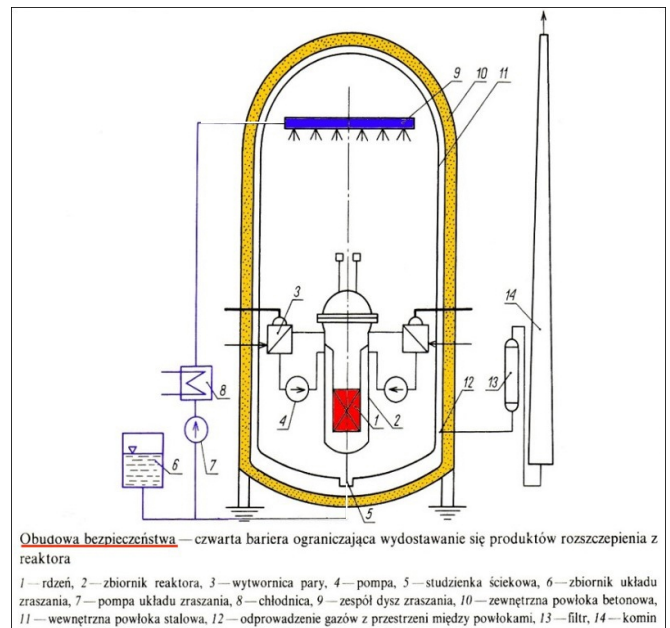
Reaktor AP1000 wyposażony jest w całkowicie pasywny system awaryjnego chłodzenia rdzenia reaktora (*passive core cooling system, PXS*), działający samoczynnie i nie wymagający zasilania w energię. System ten i jego działanie zostanie opisane w drugiej części artykułu.

### 2.3.5.3. Bierne systemy obudowy bezpieczeństwa reaktora

Obudowa bezpieczeństwa reaktora stanowi czwartą i ostatnią barierę ochronną, zapobiegającą niekontrolowanemu i nadmiernemu przedostawaniu się substancji promieniotwórczych z elektrowni jądrowej do otoczenia (rys. 10). Z tego względu bardzo ważne jest zachowanie jej integralności i funkcjonalności, szczególnie w warunkach awaryjnych – włączając ciężką awarię ze stopieniem rdzenia reaktora. Służą temu specjalne systemy bezpieczeństwa, w większości bierne.

Obudowy bezpieczeństwa reaktorów spełniają następujące funkcje:

- zatrzymywanie i izolacja od otoczenia substancji promieniotwórczych,
- redukcja/usuwanie radionuklidów i gazów palnych z atmosfery obudowy oraz długookresowe odprowadzanie ciepła,



Rys. 10. Schemat obudowy bezpieczeństwa reaktora wodno-ciśnieniowego (źródło [20]).

Fig. 10. A schematic of the pressurized water reactor containment (source [20]).

- osłanianie przed promieniowaniem jonizującym,
- ochrona przed skutkami zagrożeń zewnętrznych naturalnych i powodowanych przez człowieka.

Analizy odporności obudów bezpieczeństwa w nowoczesnych elektrowniach jądrowych potwierdziły, że z jednej strony mogą one wytrzymać skrajne zagrożenia i obciążenia zewnętrzne, a z drugiej strony, nawet w razie ciężkiej awarii ze stopieniem rdzenia wytrzymują warunki tej awarii i skutecznie powstrzymują uwolnienia substancji promieniotwórczych do otoczenia.

Możliwe jest to dzięki zastosowaniu specjalnych systemów bezpieczeństwa i urządzeń, które zapewniają:

- bierne chłodzenie materiału stopionego rdzenia reaktora:
  - wewnątrz zbiornika ciśnieniowego reaktora, przez ścianki tego zbiornika (*in-vessel retention of molten core debris*), jak np. w przypadku reaktora AP1000 lub
  - wewnątrz obudowy bezpieczeństwa reaktora, w tzw. chwytaczu rdzenia (*corium catcher*) chroniącym płytę fundamentową obudowy, jak np. w przypadku reaktora EPR;
- pasywne mieszanie atmosfery obudowy bezpieczeństwa i usuwanie z niej palnych gazów (głównie wodoru), aby uniknąć ich gwałtownego spalania lub detonacji), z wykorzystaniem pasywnych autokatalitycznych rekombinatorów (*passive autocatalytic recombiner, PAR*) i zapłonników wodoru;
- awaryjne chłodzenie obudowy bezpieczeństwa, które w przypadku reaktora AP1000 jest całkowicie bierne (*passive containment cooling system, PCS*).  
Wymienione wyżej rozwiązania techniczne zostaną przedstawione w drugiej części tego artykułu.

Wymagania dotyczące stosowania w systemach i urządzeniach ważnych dla bezpieczeństwa rozwiązań nie wymagających zasilania w energię z zewnątrz oraz zapewnienia integralności i funkcji obudowy bezpieczeństwa reaktora zawarte są w § 34 i § 74–76 „rozporządzenia projektowego” [7].

### Notka o autorze

**Mgr inż. Władysław Kielbasa** – absolwent Wydziału Mechanicznego Energetyki i Lotnictwa Politechniki Warszawskiej, ekspert w dziedzinie energetyki jądrowej, inżynierii reaktorowej i bezpieczeństwa elektrowni jądrowych. Główny autor wymagań merytorycznych zawartych w kluczowych polskich rozporządzeniach dotyczących bezpieczeństwa obiektów jądrowych. W latach 1979–1990 uczestnik przygotowania inwestycji, nadzoru budowy i przygotowania eksploatacji EJ „Żarnowiec”, gdzie m.in. odpowiadał za zagadnienia bezpieczeństwa jądrowego i licencjonowanie. W latach 2010–2015 zatrudniony był w PAA, będąc wówczas także członkiem Komitetu Standardów Bezpieczeństwa Jądrowego MAEA (e-mail: Wladyslaw.Kielbasa@gkpgpe.pl).

### Literatura

- Defence in Depth in Nuclear Safety. INSAG-10. A report by the International Nuclear Safety Advisory Group. International Atomic Energy Agency. Vienna, 1996.
- WENRA Statement on Safety Objectives for New Nuclear Power Plants. November 2010.
- Safety of Nuclear Power Plants: Design. Specific Safety Requirements. IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1. International Atomic Energy Agency. Vienna, 2012.
- Safety of Nuclear Power Plants: Design. Specific Safety Requirements. IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1 (Rev. 1). International Atomic Energy Agency. Vienna, 2016.
- Dyrektywa Rady 2014/87/EURATOM z dnia 8 lipca 2014 r. zmieniająca dyrektywę 2009/71/EURATOM ustanawiającą wspólnotowe ramy bezpieczeństwa jądrowego obiektów jądrowych.
- Ustawa z dnia 13 maja 2011 r. o zmianie ustawy – Prawo atomowe oraz niektórych innych ustaw (Dz.U. 2011 nr 132 poz. 766).
- Ustawa z dnia 29 listopada 2000 r. Prawo atomowe, z późniejszymi zmianami (Dz.U. z 2011 r., nr 132, poz. 766; Dz. U. z 23 sierpnia 2019 r., poz. 1593). Tekst jednolity ogłoszony w Obwieszczeniu Marszałka Sejmu Rzeczypospolitej Polskiej z dnia 11.09.2019 r. (Dz.U. z 2019 r. poz. 1792).
- Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 31 sierpnia 2012 r. w sprawie wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, jakie ma uwzględniać projekt obiektu jądrowego (Dz.U. z 20 września 2012 r., poz. 1048).
- Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 31 sierpnia 2012 r. w sprawie zakresu i sposobu przeprowadzania analiz bezpieczeństwa przeprowadzanych przed wystąpieniem z wnioskiem o wydanie zezwolenia na budowę obiektu jądrowego, oraz zakresu wstępnego raportu bezpieczeństwa dla obiektu jądrowego (Dz.U. z 20 września 2012 r., poz. 1043).
- Doc. dr inż. Andrzej Strupczewski: Nie bójmy się energetyki jądrowej! Stowarzyszenie Ekologów na rzecz Energii Nuklearnej SEREN. SEP – COSIW. Warszawa 2010.
- Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants. 75-INSAG-3 Rev. 1. INSAG-12. A report by the International Nuclear Safety Advisory Group. International Atomic Energy Agency. Vienna, 1999.
- Decay Heat Power in Light Water Reactors. ANS-5.1/N18.8 Standard. American Nuclear Society (ANS), 2014 Edition, Published February 5, 2019.
- Title 10, Code of Federal Regulations. Part 50 – Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities.
- European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants. Revision C. April 2001.
- European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants. Revision D. October 2012.
- European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants. Revision E. December, 2016. (Volume 1: Main Policies and Objectives. Chapter 4: EUR Key Issues).
- Sprawozdanie z analiz rozprzestrzeniania się substancji promieniotwórczych oraz obliczeń dawek promieniowania wokół planowanej elektrowni jądrowej związanych z uwolnieniami substancji promieniotwórczych w stanach eksploatacyjnych i warunkach awaryjnych. Narodowe Centrum Badań Jądrowych. Centrum Doskonałości MANHAZ. Kwiecień, 2019 (niepublikowane).
- Safety Classification of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants. Specific Safety Guide No. SSG-30. International Atomic Energy Agency. Vienna, 2014.
- Categorisation of Safety Functions and Classification of Structures, Systems and Components. ONR Guide. Nuclear Safety Technical Assessment Guide. NS-TAST-GD-094 Revision 0. November 2018.
- Classification of Systems, Structures and Components. Guide YVL B.2. STUK (Radiation and Nuclear Safety Authority). 15.06.2019.
- Władysław Kielbasa: Jak to z „Żarnowcem” było – refleksja w 30 lat po wstrzymaniu budowy. Część II: Jak powstała decyzja rządowa i jej konsekwencje. Postępy Techniki Jądrowej. 3-2019. Vol. 62 Z. 3. Warszawa 2019.
- Władysław Kielbasa: Bezpieczeństwo elektrowni jądrowych z reaktorami III generacji oferowanych Polsce. Część I. Zasada działania elektrowni jądrowej. Wiadomości Elektrotechniczne. Rok LXXX 2012 nr 3. Warszawa, marzec 2012.
- Zdzisław Celiński, Andrzej Strupczewski: Podstawy energetyki jądrowej. Wydawnictwa Naukowo-Techniczne. Warszawa 1984.

# Zarządzanie starzeniem się elektrowni jądrowych

## *Ageing management in nuclear power plants*

Marcin Dąbrowski  
Państwowa Agencja Atomistyki

**Streszczenie:** W artykule omówiono zagadnienie starzenia się elektrowni jądrowych, które jest niezwykle ważnym tematem ze względu na długą planowaną eksploatację takich elektrowni. W treści poruszono kwestię procesu tworzenia programu zarządzania starzeniem się elektrowni jądrowych i reaktorów badawczych oraz procesu przeglądownego TPR (ang. *Topical Peer Review*), który trwał w latach 2017–2019 i dotyczył tego tematu.

**Słowa kluczowe:** Elektrownie jądrowe, bezpieczeństwo jądrowe, zarządzanie starzeniem się elektrowni jądrowych, proces przeglądowny TPR.

**Abstract:** *The article deals with problems of ageing in nuclear power plants, which are extremely important, due to planned long term operation of NPPs. The topics of ageing management process for nuclear power plants and for research reactors have been discussed and also the topical peer review process called TPR, which lasted in 2017–2019 and was connected with these topics.*

**Keywords:** *Nuclear Power Plants, Nuclear Safety, Ageing Management, Topical Peer Review TPR.*

## Starzenie się elektrowni jądrowych

Na koniec 2019 r. eksploatowanych było 441<sup>1</sup> reaktorów jądrowych, w większości zbudowanych w latach 70. i 80. ubiegłego wieku. Awarie jądrowe w elektrowni jądrowej Three Mile Island w 1979 r. i czarnobylskiej elektrowni jądrowej w 1986 r. znacznie wpłynęły na ograniczenie liczby planowanych elektrowni jądrowych w latach 90., a kolejna awaria jądrowa w Fukushima w 2011 r. również zadziałała niekorzystnie na proces powstawania nowych elektrowni jądrowych na świecie. Z tych względów średnia wieku elektrowni jądrowych na koniec 2019 r. wyniosła 30,7 lat. Większość elektrowni z lat 80. projektowana była na 40 lat eksploatacji, a obecnie budowane elektrownie planowane są na 60 lat, często z możliwością przedłużenia tego czasu po wprowadzeniu niezbędnych modernizacji. Tak długi czas eksploatacji (ang. LTO – *Long Term Operation*<sup>2</sup>) urządzeń wymaga ciągłej kontroli stanu wszystkich elementów istotnych dla bezpieczeństwa, jak również wczesnego reagowania, zanim elementy te przestaną wypełniać swoje funkcje.

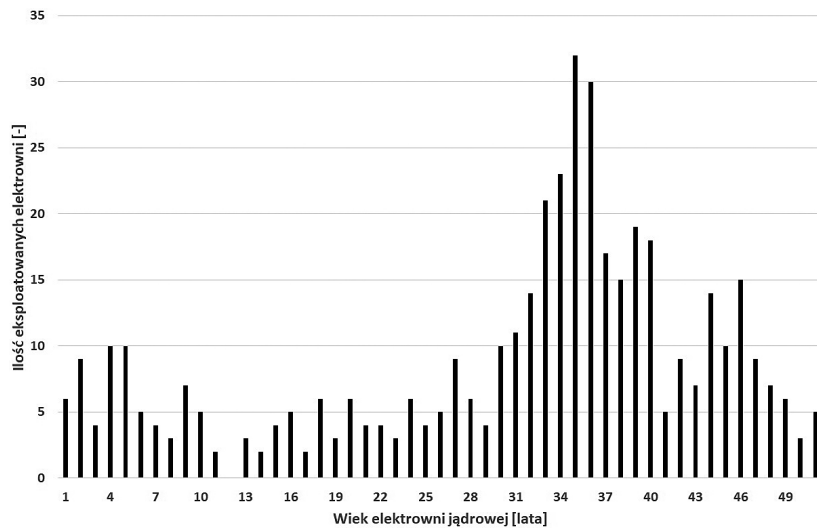
Od lat 90. zaczęto zwracać szczególną uwagę na zarządzanie starzeniem się elektrowni jądrowych w taki sposób, aby nie tylko prowadzona była kontrola stanu wszystkich istotnych dla bezpieczeństwa elementów elektrowni jądrowej, ale również aby przeanalizować wszystkie czynniki wpływające na starzenie się i podjąć czynności, które ograniczą ten proces bądź wyeliminują niektóre składowe przyczyniające się do jego powstawania.

## Zarządzanie starzeniem się

W elektrowniach jądrowych zgodnie z wymaganiami krajowymi i wymaganiami Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (MAEA) wprowadzone zostały programy zarządzania starzeniem się (ang. AMP – *Ageing Management Programme*). Celem ich było umożliwienie wczesnego wykrycia efektów starzenia się i zapobieganie znaczącym procesom tego zjawiska w istotnych dla bezpieczeństwa jądrowego systemach oraz elementach konstrukcji lub wyposażenia (ang. SSC – *Systems, Structures and Compo-*

<sup>1</sup> Dane z bazy danych MAEA: <https://pris.iaea.org/PRIS>

<sup>2</sup> Temat LTO opisany jest szerzej w dokumencie MAEA: SSG-48 – *Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants.*



**Rys. 1.** Liczba eksploatowanych elektrowni jądrowych wraz ze wskazaniem czasu od pierwszego podłączenia do sieci (źródło: opracowano na podstawie danych ze strony <https://pris.iaea.org/PRIS/>).

**Fig. 1.** Number of nuclear power plants under operation with indication of time from connection of them to the electrical grid (source: Based on data from <https://pris.iaea.org/PRIS/>).

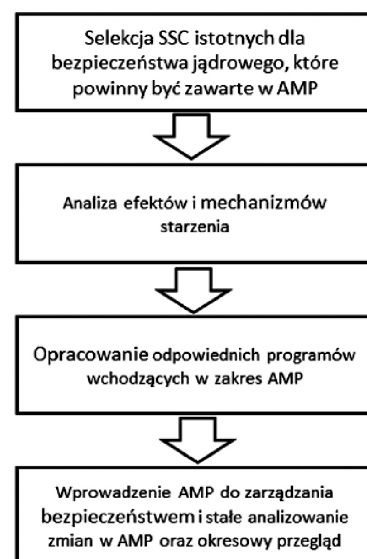
nents), aby zachować ich integralność i zdolność wypełniania przez nie funkcji, co wpływało na zapewnienie bezpiecznej i niezawodnej pracy elektrowni jądrowej.

Sam program zarządzania starzeniem się jest dokumentem funkcjonującym w elektrowni jądrowej we wszystkich etapach jej eksploatacji, który zawiera wieloetapowy proces całego zarządzania starzeniem się. Na rysunku 2 wskazano schemat tego procesu. Pierwszym etapem AMP jest wybór, które SSC spośród wszystkich znajdujących się w elektrowni jądrowej powinny być objęte programem. Zgodnie z wymaganiami określonymi w dokumencie MAEA „Ageing Management and Development of a Programme of Long Term Operation of Nuclear Power Plants” SSG-48 AMP powinno objąć następujące elementy:

- SSC istotne dla bezpieczeństwa jądrowego, które są niezbędne do wypełnienia fundamentalnych funkcji bezpieczeństwa (kontrola reaktywności, odprowadzanie ciepła z reaktora i przechowywanie wypalonego paliwa, osłona przez promieniowaniem, zatrzymywanie substancji promieniotwórczych, ograniczenie i kontrolowanie ich planowanych i awaryjnych uwolnień). Sam wybór, które SSC są istotne dla bezpieczeństwa jądrowego, analizowany jest w klasyfikacji bezpieczeństwa, gdzie dla SSC przypisywane są funkcje bezpieczeństwa, które są przez nie pełnione, następnie funkcjom tym przypisywane są kategorie bezpieczeństwa na podstawie konsekwencji ich niewypełnienia i finalnie na podstawie kategorii bezpieczeństwa wypełnianej funkcji i innych czynników wskazywana jest klasa bezpieczeństwa SSC. Te SSC, które w wyniku procesu klasyfikacji nie będą miały określonej klasy bezpieczeństwa, nie są uznawane jako istotne dla bezpieczeństwa jądrowego.
- SSC, których uszkodzenie może spowodować, że inne SSC istotne dla bezpieczeństwa jądrowego nie mogą wypełnić swoich funkcji, np. rurociąg z cieczą pod wysokim ciśnieniem niewskazywany jako istotny dla bezpie-

czeństwa, którego rozszczelnienie i odkształcenie może spowodować uszkodzenie znajdującej się w pobliżu pompy istotnej dla bezpieczeństwa. Zależnie od przyjętej metodologii określania klas bezpieczeństwa w procesie klasyfikacji, takie SSC mogą już wcześniej być uznane za istotne dla bezpieczeństwa jądrowego.

- Inne SSC, które są uwzględnione w analizach bezpieczeństwa jako pełniące funkcje zapobiegania albo łagodzenia pewnych typów zdarzeń, np. SSC – czujniki dymu przeznaczone do wykrywania i ograniczania skutków pożarów.
- Następnie z wstępnej listy SSC można wyeliminować niektóre spełniające oba poniższe warunki:
- struktury albo komponenty, które są okresowo wymieniane albo okresowo remontowane po odpowiednim



**Rys. 2.** Schemat kolejnych etapów zarządzania starzeniem się (źródło: opracowania własne).

**Fig. 2.** Ageing Management Process (based on own study).

przeanalizowaniu, że wymiana bądź remont wyeliminują efekty starzenia się,

- struktury albo komponenty, które nie są wymagane przez dozory jądrowe, aby były w zakresie zarządzania starzeniem się.

Drugim etapem zarządzania starzeniem się jest analiza tego procesu. Dla wybranych SSC włączonych do AMP analizuje się efekty starzenia się oraz mechanizmy degradacji wynikającej ze starzenia, które zaistniały bądź są przewidywane w toku eksploatacji. Przykładowymi efektami starzenia się analizowanymi w elektrowni jądrowej są m.in.:

- promieniowanie jonizujące skutkujące zmianami struktury i właściwości materiałów,
- wysoka temperatura i wilgotność prowadzące do zmian struktury materiałów, np. do zmiany plastyczności,
- naprężenia prowadzące do odkształceń i zmian geometrii,
- zmiany temperatur, przepływu bądź obciążenia prowadzące do zmęczenia bądź ścierania materiałów,
- przepływ prowadzący do erozji, czego konsekwencją są zmiany struktury,
- wiatr, piasek i pył powodujące erozję i osadzanie się na strukturach, co prowadzi do nieprawidłowego działania komponentów mechanicznych i elektrycznych.

Na podstawie wyników przeprowadzonych analiz, które wskazują, że starzenie się może mieć wpływ na funkcjonowanie SSC, wprowadza się odpowiedni program będący składową AMP. Programy zawarte w AMP powinny zawierać jedną bądź więcej aktywności z niżej wymienionych:

- czynności zapobiegające, które uniemożliwiają wystąpienie efektów starzenia się,
- czynności łagodzące, które pozwalają spowolnić efekty starzenia się,
- czynności związane z monitoringiem włączające inspekcje oraz sprawdzanie obecności i rozwoju efektów starzenia się albo testy z wykorzystaniem próbek, które naśladują warunki struktury i komponentu,
- czynności w zakresie monitorowania wydajności, które pozwalają testować zdolność struktury albo komponentu do wykonywania zamierzonej funkcji.

Jeśli jest to konieczne, możliwe jest wykonywanie dwóch powyższych czynności, np. w przypadku wewnętrznej korozji rurociągu można zastosować czynności łagodzące związane z zastosowaniem odpowiedniego środowiska chemicznego płynu, które może znacznie zmniejszyć podatność na korozję, a także monitoring stanu rurociągu poprzez kontrolę ultradźwiękową rurociągów w celu sprawdzenia, czy korozja jest nieznaczna i dopuszczalna.

## Starzenie się reaktorów badawczych

Zarządzanie procesami starzenia się prowadzone jest również wobec reaktorów badawczych. MAEA opublikowała w tym zakresie w 2010 r. dokument „Ageing Manage-

ment for Research Reactors” o numerze SSG-10, w którym zawarto wszelkie wskazania, jak przeprowadzić poszczególne etapy związane z zarządzaniem starzeniem się. Proces ten jest bardzo podobny jak w przypadku elektrowni jądrowych i również polega na przeprowadzeniu odpowiedniego wyboru SSC podlegających starzeniu się, analizie czynników starzenia oraz wprowadzeniu odpowiednich działań zapobiegających lub łagodzących te efekty w ramach indywidualnych programów. W przypadku reaktorów badawczych jednak programy starzenia się są ograniczone w stosunku do elektrowni jądrowych ze względu na:

- mniejsze zagrożenie (mniej SSC jest istotnych dla bezpieczeństwa jądrowego),
- częstsze możliwe przerwy remontowe między cyklami paliwowymi – większość reaktorów badawczych prowadzi eksploatację w cyklach nie dłuższych niż 30 dni, co umożliwia częste testowanie lub wymienianie narażonych elementów; w porównaniu z tym elektrownia jądrowa przerwę remontową prowadzi w tym samym czasie co wymiana paliwa, czyli co rok albo półtora,
- niższe parametry pracy (np. temperatura wody w lekkowodnych reaktorach badawczych nie przekracza zazwyczaj 100°C, a ciśnienie jest mniejsze niż 2 MPa; dla porównania temperatura wody w obiegu pierwotnym w reaktorach lekkowodnych wynosi około 300°C, a ciśnienie jest wyższe niż 15 MPa, co znacznie wpływa na tempo procesów starzenia się).

## Starzenie się technologii

W XX wieku wraz ze starzeniem się elektrowni jądrowych pojawił się problem, że wiele stosowanych dotychczas technologii jest przestarzałych i z tego względu do wymagań i wytycznych dotyczących bezpiecznej eksploatacji elektrowni jądrowych wprowadzono termin zarządzania starzeniem się technologii (ang. *management of technological obsolescence*). Przeprowadzane regularnie remonty i związane z tym wymiany składowych systemów wymagały ciągłych dostaw przez cały okres eksploatacji części zamiennych, które z różnych powodów mogły się stać niedostępne, a zamienniki będące na rynku były niesprawdzone albo nie istniały. Problem ten jest szczególnie istotny w przypadku systemów sterowania i kontroli, który opiera się na ogromnej ilości układów logicznych. Z tych względów, w zależności od wymagań dozorowych, w różnych krajach stworzono programy zarządzania starzeniem się technologii, które zostały włączone w program zarządzania starzeniem bądź były osobnymi programami. Metodologia stosowana w trakcie tworzenia programu starzenia się technologii podobna jest do tej stosowanej w przypadku AMP:

- identyfikacja SSC istotnych dla bezpieczeństwa jądrowego, w których rozwiązania techniczne są przestarzałe

bądź będą przestarzałe w tym celu zbiera się dane z bazy wyposażenia zawierającej informacje o wytwórcach oraz częściach, a następnie ustala się, czy wytwórca nadal dostarcza części zamienne,

- przyznawanie pierwszeństwa SSC w programie względem ustalonych kryteriów, w tym uwzględnienie klasy bezpieczeństwa, ilości części zamiennych w magazynie, niezawodności, historii uszkodzeń, historii zamówień, z zaznaczeniem niepewności powyższych czynników,
- opracowanie i wprowadzenie rozwiązań, które umożliwią wymianę SSC w odpowiednim czasie, np. analiza części zamiennych od innego dostawcy albo przygotowanie modyfikacji, która umożliwi stosowanie części od innego dostawcy.

## Proces przeglądowny TPR

Wraz z przyjęciem przez Radę Unii Europejskiej Dyrektywy 2014/87/Euratom zastępującej Dyrektywę z 2009/71/Euratom wprowadzono w krajach Unii Europejskiej proces przeglądowny dotyczący bezpieczeństwa jądrowego. Zgodnie z powyższą Dyrektywą pierwszy tematyczny proces przeglądowny (ang. *topical peer review* – TPR) rozpoczął się w 2017 r. i dotyczył starzenia się elektrowni jądrowych i reaktorów badawczych o mocy większej niż 1 MW ciepłoty. W pierwszym etapie procesu przeglądownego przeprowadzono krajową samoocenę zarządzania starzeniem się według specyfikacji technicznej opracowanej przez Stowarzyszenie Zachodnioeuropejskich Dozorów Jądrowych WENRA (*Western European Nuclear Regulators Association*), a i raporty z tej oceny zostały opublikowane i udostępnione na stronie internetowej Europejskiej Grupy Organów Regulacyjnych ds. Bezpieczeństwa Jądrowego ENSREG (*European Nuclear Safety Regulators Group*)<sup>3</sup> na koniec 2017 r. W ramach samooceny dokonano m.in. oceny metodologii stosowanej w programach zarządzania starzeniem się, szczegółowych programów dla kabli elektrycznych, ukrytych rurociągów, zbiorników ciśnieniowych reaktorów bądź przewodów ciśnieniowych w reaktorach typu CANDU oraz konstrukcji betonowych. Drugim etapem procesu przeglądownego była ocena zawartości raportu przez inne kraje niż ten, który stworzył raport oraz przez każdego zainteresowanego. Do pytań i komentarzy wynikających z przeprowadzonej oceny w trakcie drugiego etapu odniesiono się w maju 2018 r., kiedy ENSREG zorganizował jednodniowy warsztat dla przedstawicieli krajów biorących udział w ocenie.

W trakcie warsztatu przedyskutowano wyniki samooceny, zadane pytania i komentarze, jak również odpowiedzi, a następnie zidentyfikowano i omówiono wnioski wynikające z procesu przeglądownego, w tym stosowane dobre praktyki oraz obszary, które w poszczególnych krajach w programach zarządzania starzeniem się powinny ulec poprawie. Trzecim i ostatnim etapem było sporządzenie na koniec 2019 r. krajowych planów działań, w których odniesiono się do zidentyfikowanych wniosków, i sporządzenie planu działań na następne lata, zgodnie z którym kraje wprowadzą konieczne działania naprawcze. Najistotniejszymi wnioskami w odniesieniu do elektrowni jądrowych była konieczność wymiany doświadczeń między krajami związanych ze stosowaniem programów zarządzania starzeniem się.

## Podsumowanie

Stosowane rozwiązania związane z zarządzaniem starzeniem się są bardzo istotnymi elementami wpływającymi na zapewnienie bezpieczeństwa jądrowego. Wczesna detekcja efektów starzenia się, które mogą prowadzić do uszkodzenia istotnych dla bezpieczeństwa jądrowego systemów i elementów reaktora, jak również rozumienie tego procesu pozwalają dokonać odpowiedniej wymiany bądź wprowadzić właściwe działania naprawcze, zanim dojdzie do uszkodzenia, które mogłoby prowadzić do potencjalnego zdarzenia mającego negatywny wpływ na bezpieczeństwo jądrowe. Z tego względu konieczne jest rozumienie i odpowiednie stosowanie w systemie bezpieczeństwa obiektu jądrowego programu zarządzania starzeniem się.

## Notka o autorze

**Marcin Dąbrowski** – absolwent wydziału Mechanicznego Energetyki i Lotnictwa Politechniki Warszawskiej, inspektor dozoru jądrowego II st., specjalista w Departamencie Bezpieczeństwa Jądrowego Państwowej Agencji Atomistyki (e-mail: [mdabrowski@paa.gov.pl](mailto:mdabrowski@paa.gov.pl); ORCID: 0000-0002-6708-2333).

## Literatura

1. IAEA Safety Standards, SSG-48 – *Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants*, Vienna 2018.
2. IAEA Safety Standards, SSG-10 – *Ageing Management for Research Reactors*, Vienna 2010.

<sup>3</sup> Na stronie internetowej <http://www.ensreg.eu/eu-topical-peer-review> dostępne są raporty z przeprowadzonej samooceny wraz opisem całego procesu.

# Korozja pokrywy zbiornika ciśnieniowego reaktora Davis-Besse (marzec 2002) – Analiza przyczyn źródłowych

## *Davis-Besse Reactor Pressure Vessel Head Corrosion (March 2002) – Root Cause Analysis*

Maciej Kulig  
Konsultant ENCONET Consulting

**Streszczenie:** W artykule przedstawiono rezultaty analizy przyczyn źródłowych poważnej korozji pokrywy zbiornika reaktora w elektrowni jądrowej Davis-Besse ujawnionej w marcu 2002 r. W wyniku tej korozji pokrywa, która stanowiła integralną część jednej z trzech ważnych barier przeciwdziałających uwolnieniu radioaktywnych produktów rozszczepienia paliwa do otoczenia, została poważnie osłabiona. Problem ten został uznany za poważny prekursor awarii prowadzącej do uszkodzenia rdzenia reaktora, miał również znaczące skutki finansowe dla operatora elektrowni. Celem tej analizy jest zilustrowanie zasad stosowania dedukcyjnej metody analizy przyczyn źródłowych znanej pod nazwą mapy przyczyn, a także zademonstrowanie wielkich zalet tego podejścia na wybranym przykładzie praktycznym. Mapa przyczyn, opracowana przez autora na podstawie materiału faktograficznego zgromadzonego przez zespół powołany przez regulatora (NRC) do zbadania tego problemu, pozwoliła ujawnić znaczący udział przyczyn źródłowych związanych z niedociągnięciami natury organizacyjnej i dotyczącymi kultury bezpieczeństwa, niedostatecznym wykorzystaniem doświadczeń eksploatacyjnych czy nieskuteczną komunikacją (wewnętrzną i zewnętrzną), zarówno po stronie operatora elektrowni, jak i organów dozoru jądrowego.

**Słowa kluczowe:** pokrywa zbiornika reaktora, korozja spowodowana przez kwas borowy, analiza przyczyn źródłowych, mapa przyczyn.

**Abstract:** *The paper presents the results of root cause analysis for a significant corrosion of the reactor vessel head in the Davis-Besse nuclear power plant that was discovered on March 5, 2002. As a result of this corrosion the vessel head that was an important part of one of the three principal fission products barriers was severely impaired. The problem was rated as significant precursor to core damage, it also resulted in a considerable financial loss for the operator. The analysis is intended to illustrate the use of the cause mapping root cause analysis method and demonstrate its strengths on the selected practical example. The cause map, developed by the author, based on the factual material gathered by the specialized team chartered by the NRC for the investigation of this incident, shows the significant contribution of root causes related to organizational weaknesses, safety culture problems, deficiencies in the operational experience feedback and ineffective communications (internal and external), both in the process of plant operation and in the regulatory oversight.*

**Keywords:** reactor vessel head, boric acid corrosion, root cause analysis, cause mapping.

## Wprowadzenie

Przedmiotem analizy jest problem korozji pokrywy ciśnieniowego zbiornika reaktora w elektrowni jądrowej Davis-Besse<sup>1</sup>. Korozja ta doprowadziła do poważnego uszkodzenia pokrywy reaktora, stanowiącej integralną część jednej

z trzech ważnych barier przeciwdziałających uwolnieniu radioaktywnych produktów rozszczepienia (PR) paliwa do otoczenia.

Zdarzenie to, ze względu na potencjalne skutki radiacyjne, zostało sklasyfikowane w skali INES (0–7) jako poważny incydent kategorii 3. Problem korozji i jego skutki

<sup>1</sup> EJ składająca się z pojedynczego bloku PWR firmy Babcock&Wilcox o mocy netto 873 MWe zlokalizowana nad brzegiem jeziora Erie w pobliżu miasta Oak Harbor, stan Ohio i eksploatowana przez FENOC (First Energy Nuclear Operating Company).



stały się przedmiotem intensywnych badań regulatora (ang. *Nuclear Regulatory Commission* – NRC). Specjalny zespół powołany w celu zbadania okoliczności tego zdarzenia (ang. *Lessons Learned Task Force* – LLTF) przedstawił rezultaty tych badań [1] i wynikające z nich rekomendacje [2]. Incydent wzbudził szerokie zainteresowanie międzynarodowego środowiska związanego z energetyką jądrową, a także opinii publicznej w Stanach Zjednoczonych i za granicą.

Analiza przyczyn źródłowych (ang. *Root Cause Analysis* – RCA) problemu przedstawiona w tym artykule została wykonana z użyciem metody należącej do grupy metod dedukcyjnych wykorzystujących drzewa przyczyn<sup>2</sup>, znanej jako **metoda mapy przyczyn** (ang. *Cause Mapping*).

Niniejsza publikacja powstała w odpowiedzi na sugestie Państwowej Agencji Atomistyki (PAA). Z racji swych statutowych obowiązków PAA sprawuje nadzór nad działalnością organizacji i przedsiębiorstw, których działalność jest związana z potencjalnym zagrożeniem bezpieczeństwa jądrowego i niekorzystnym oddziaływaniem promieniowania na zdrowie człowieka oraz środowisko. W związku z tą działalnością, PAA jest zainteresowana w skutecznym wykorzystaniu doświadczeń operacyjnych (ang. *Operational Experience Feedback* – OEF), zarówno własnych, jak i zagranicznych.

Warto przypomnieć, że wykorzystanie doświadczeń operacyjnych i związane z tym analizy RCA są istotnym elementem **gromadzenia i wykorzystania wiedzy** przydatnej z punktu widzenia **bezpieczeństwa** w każdym obszarze działalności obciążonej **wysokim ryzykiem**. Rola PAA związana z przygotowaniem i realizacją programu energetyki jądrowej w Polsce wydaje się w tym kontekście szczególnie istotna, ale odnosi się to również do jej działalności dotyczącej szeroko pojętego obszaru atomistyki. Warto wspomnieć, że tematyka „**organizacji uczących się**”, a także zakres i sposób „**zarządzania wiedzą**” w organizacjach wchodzących w skład administracji państwowej jest ostatnio przedmiotem intensywnych prac badawczych ośrodków akademickich, przy intensywnym wsparciu z funduszy UE [3].

Niniejszy artykuł jest jednym z serii publikacji autora dotyczących tematyki OEF i RCA. We wcześniejszych numerach Biuletynu Czytelnik znajdzie konkretne przykłady analiz RCA, przeprowadzonych metodą mapy przyczyn dla wybranych awarii i wypadków w elektrowniach jądrowych [4, 5], uwagi dotyczące roli regulatorów w efektywnym wykorzystaniu doświadczeń operacyjnych (OEF) w ramach programów o charakterze prewencyjnym [6], zwięzłe omówienie dostępnych metod RCA [7],

a także uwagi dotyczące niedostatecznej staranności (dogłębności) analiz RCA wykonywanych przez operatorów elektrowni jądrowych [8]. Szereg przykładów analiz RCA dotyczących problemów w innych sektorach działalności biznesowej o podwyższonym ryzyku znaleźć można w publikacjach [9, 10]. Głównym celem ww. opracowań było praktyczne zademonstrowanie użycia sformalizowanych metod RCA, a także przedstawienie korzyści z ich stosowania.

Autor ma nadzieję, że niniejsza publikacja będzie pomocna w doskonaleniu procesu „gromadzenia konkretnej wiedzy” związanej z efektywnym wykorzystaniem doświadczeń operacyjnych (OEF), a także przyczyni się do spopularyzowania „sformalizowanych metod RCA” wśród specjalistów/praktyków zajmujących się badaniem zdarzeń/problemów w szeroko pojętej sferze atomistyki.

## Istotne okoliczności dotyczące problemu

### Wykrycie problemu

Korozyjny problem pokrywy reaktora Davis-Besse został ujawniony w dniu 5 marca 2002 r. w wyniku inspekcji króćców, na których umieszczone są napędy elementów regulacyjnych reaktora (ang. *Control Rod Drive Mechanism* – CRDM), przeprowadzonej w czasie odstawienia bloku w celu przeładunku paliwa [1]. W wyniku badania stwierdzono wżery korozyjne wywołane działaniem kwasu borowego<sup>3</sup> na znacznej powierzchni pokrywy (~130–190 cm<sup>2</sup>) i znacznej głębokości (16,8 cm). Na skutek tych uszkodzeń jedyną czynną warstwą pokrywy, która przenosiła panujące w zbiorniku ciśnienie, była wewnętrzna wykładzina pokrywy o grubości kilku mm (nominalnie 3/8 cala) wykonana ze stali nierdzewnej, która nie jest przewidziana do przenoszenia mechanicznych obciążeń pokrywy.

Kształt pokrywy zbiornika reaktora Davis-Besse i sposób posadowienia zespołów CRDM, a także niektóre szczegóły techniczne istotne dla zrozumienia okoliczności zdarzenia, są pokazane na rys. 1.

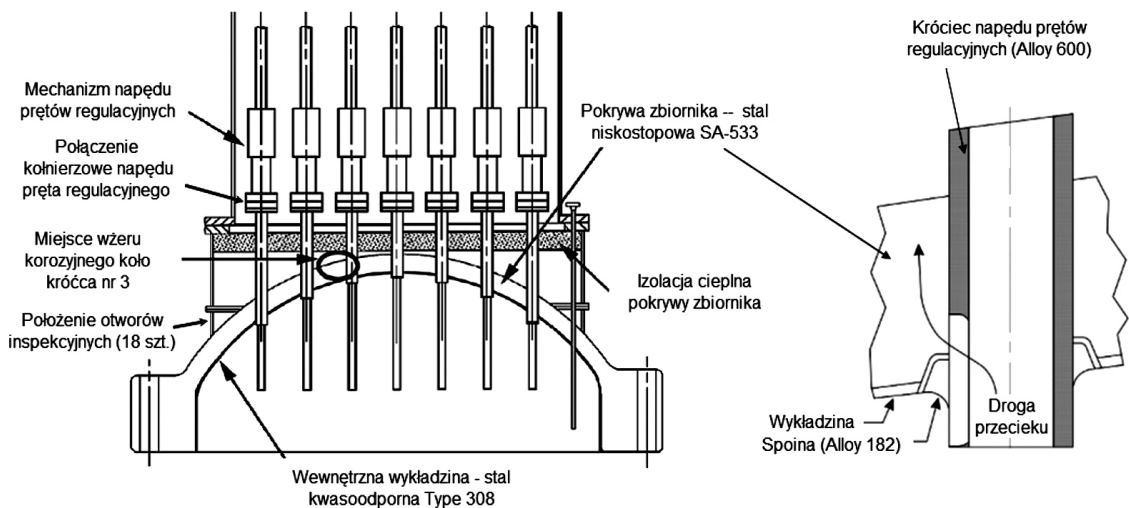
### Okoliczności poprzedzające wykrycie problemu

Okoliczności poprzedzające wykrycie problemu w marcu 2002 r. zostały szczegółowo opisane w publikacji [11]. W niniejszym artykule ograniczymy się jedynie do krótkiego podsumowania najistotniejszych faktów.

Problem korozyjny stali niskostopowej, z jakiej wykonane są elementy obiegu pierwotnego elektrowni jądrowej, wywołanej przez kwas borowy był znany od wielu lat. W przypadku nieszczelności obiegu pierwotnego kwas

<sup>2</sup> Metody te polegają na skonstruowaniu drzewa logicznego (nazywanego również mapą przyczyn) przedstawiającego wszystkie zidentyfikowane przyczyny rozpatrywanego zdarzenia/ problemu i ich zależności przyczynowo-skutkowe. Mapa przyczyn ułatwia wybranie skutecznych środków naprawczych, jest również bardzo wygodnym sposobem prezentowania i dokumentowania rezultatów analiz. To doskonałe narzędzie do uchwycenia i logicznego zaprezentowania rezultatów pracy wieloosobowego zespołu badającego problem.

<sup>3</sup> Kwas borowy jest silnym pochłaniaczem neutronów i w związku z tym wykorzystuje się go jako środek kompensujący nadmiar reaktywności reaktora w okresie między przeładunkami paliwa. W reaktorach wodnych ciśnieniowych (PWR) jest dodawany do chłodziwa reaktorowego w postaci proszku rozpuszczalnego w wodzie.



**Rys. 1.** Konstrukcja pokrywy zbiornika reaktora Davis-Besse z zaznaczeniem rejonu uszkodzonego przez korozję wywołaną naciekami kwasu borowego (źródło [1]).

**Fig. 1.** Design of the Davis-Besse Reactor Vessel Head and the area of Davis-Besse Reactor Vessel Head degradation caused by the boric acid corrosion (source [1]).

borowy wytrącający się z chłodziwa w miejscu wycieku może w pewnych warunkach powodować intensywną korozję elementów wykonanych z takiej stali. Zdarzenia takie były rejestrowane wielokrotnie w ciągu 30 lat poprzedzających opisywany problem korozji pokrywy reaktora Davis-Besse. W 1988 r. w związku z takimi zdarzeniami NRC opublikowała zalecenia (ang. *Generic Letter – GL 88-05*) zobowiązujące operatorów elektrowni jądrowych do wdrożenia odpowiedniego programu kontroli problemów korozyjnych wywołanych działaniem kwasu borowego (ang. *Boric Acid Corrosion Control Program – BACCP*). Celem tego programu było zmniejszenie prawdopodobieństwa przecieków chłodziwa z obiegu pierwotnego. W 1995 r. Electrical Power Research Institute (EPRI) opracował praktyczne zalecenia dla operatorów elektrowni jądrowych poświęcone tym zagadnieniom.

Częstym źródłem przecieków wywołujących korozję elementów zbiornika były połączenia kołnierzowe napędów prętów regulacyjnych (CRDM). W elektrowni jądrowej Davis-Besse przecieki tego typu występowały praktycznie od uruchomienia bloku w 1978 r., a nasiliły się w latach 1990. W odniesieniu do opisywanego tu problemu korozji pokrywy reaktora Davis-Besse istotnym źródłem przecieków były jednak króćce penetrujące ściankę pokrywy reaktora, do których mocowane są zespoły CRDM. Materiał, z którego wykonane są króćce CRDM (Alloy 600) i materiały użyte do spawania (Alloy 82 i Alloy 182) – odporne na działanie kwasu borowego – są podatne na występowanie korozji naprężeniowej. Pęknięcia wywołane korozją naprężeniową w ściankach tych króćców, a także w spawach mocujących te elementy do pokrywy zbiornika mogą stanowić źródło przecieku chłodziwa na zewnątrz pokrywy i jej korozję spowodowaną działaniem kwasu borowego. Podobne pęknięcia występowały również w drugiej połowie lat 80. XX wieku w elementach kanałów penetrujących zbiornika stabilizatora ciśnienia czy zbiorników wytwornic pary.

Pęknięcia króćców CRDM spowodowane korozją naprężeniową zaobserwowano po raz pierwszy we Francji w elektrowni jądrowej Bugey w 1991 r. W reakcji na to zdarzenie NRC opracowała plan działań zmierzający do ograniczenia skutków korozji naprężeniowej króćców penetrujących pokrywę zbiornika wykonanych ze stopów Alloy 600. Wzięto w nim pod uwagę analizy bezpieczeństwa wykonane przez ośrodki naukowo-badawcze reprezentujące grupę operatorów elektrowni jądrowych typu PWR i przemysł jądrowy. Analizy doprowadziły do wniosku, że pęknięcia wzdłuż osi króćców (osiowe) nie stanowią poważniejszego zagrożenia, a pojawienie się pęknięć obwodowych o znacznych rozmiarach (potencjalnie groźniejsze w skutkach) jest mało prawdopodobne, gdyby nawet wystąpiły, zostaną wykryte przez istniejący system detekcji przecieków. Stanowisko NRC (1993 r.) dotyczące tych wniosków było w zasadzie zgodne z ocenami przemysłu. Pojawiło się jednak stwierdzenie, że przypadki obwodowych pęknięć będą analizowane indywidualnie i że przemysł jądrowy powinien pracować nad udoskonaleniem technologii monitorowania przecieków tego typu.

W 1996 r. Nuclear Energy Institute (NEI) opracował dla NRC raport podsumowujący problem korozji naprężeniowej w króćcach penetrujących pokrywę i przedstawiający działania podejmowane przez przemysł jądrowy w celu rozwiązania tego problemu. Znalazły się tu stwierdzenia, że korozja naprężeniowa nie jest palącym problemem bezpieczeństwa, że początkowo należy się spodziewać pęknięć osiowych, a pęknięcia obwodowe, są mało prawdopodobne, jeśli zaś nawet wystąpią, to istniejące marginesy bezpieczeństwa są znaczne. Uznano, że w tej sytuacji inspekcja wizualna (wg zaleceń GL 88-05) pozwoli wykryć przeciek, zanim nastąpi znaczna korozja pokrywy. W kolejnych zaleceniach (GL 97-01) NRC zażądała od operatorów informacji o ich planach dotyczących monitorowania i rozwiązywania problemu korozji naprężeniowej

króćców CRDM, a także stosowania metod inspekcji pozawizualnej<sup>4</sup>, która umożliwi wykrycie pęknięć, zanim spowodują one widoczny w skutkach przeciek.

Inspekcje pokrywy zbiornika, przeprowadzone w reaktorach PWR w związku z zaleceniami NRC, ujawniły pęknięcia tego typu w ściankach króćców CRDM. Wiosną 2001 r. w reaktorach elektrowni jądrowej Oconee, podobnej do Davis-Besse, stwierdzono pęknięcia obwodowe. Do listopada 2001 r. we wszystkich elektrowniach jądrowych typu PWR produkowanych przez firmę Babcock&Wilcox (oprócz jednego) wykryto pęknięcia obwodowe, a w pozostałych elektrowniach PWR pęknięcia osiowe. Nie stwierdzono jednak znaczących problemów korozji pokrywy. W tej sytuacji NRC nakazała operatorom elektrowni jądrowych firmy Babcock&Wilcox (uznanych jako najbardziej podatne na korozję naprężeniową) przeprowadzenie inspekcji wszystkich króćców CRDM do końca 2001 r. (NRC Bulletin 2001-01).

Operator elektrowni jądrowej Davis-Besse zwrócił się jednak do NRC z prośbą o prolongatę tego terminu do następnego przeładunku paliwa (ang. *refueling outage* – RFO13), zobowiązując się do zaostrzonego reżimu obsługi prewencyjnej (utrzymanie wszystkich trzech podsystemów układu awaryjnego chłodzenia rdzenia w pełnej gotowości) i obniżenia temperatury na wyjściu z reaktora do chwili planowanego wyłączenia reaktora. Po dłuższych dyskusjach wewnętrznych NRC wyraziła zgodę na dalszą eksploatację bloku do 16 lutego 2002 r. Problem korozyjny stanowiący przedmiot niniejszego artykułu wykryty został 5 marca 2002 r. przy badaniu króćców CRDM metodą ultrasonograficzną.

Istotną kwestią związaną z rozpatrywanym problemem jest rzetelna i w miarę obiektywna ocena zagrożenia wywołanego korozyjnymi uszkodzeniami pokrywy. Publikacja [11] podaje interesujące informacje i oceny dotyczące stanu bezpieczeństwa pokrywy zbiornika reaktora Davis-Besse w chwili jego wyłączenia w lutym 2002 r. Oceny te były oparte na wynikach badań i pomiarów istniejących uszkodzeń korozyjnych oraz mikropęknięć w wewnętrznej wykładzinie zbiornika, która przenosiła obciążenia wywołane ciśnieniem w zbiorniku. Analizy przeprowadzone na zlecenie NRC przy pesymistycznych założeniach wskazały, że osłabiona pokrywa mogłaby wytrzymać znaczny wzrost obciążenia mechanicznego (ciśnienia w zbiorniku), o ponad 25%.

## Analiza zdarzenia

Materiał faktograficzny wykorzystany w analizie został zaczerpnięty z dostępnych raportów NRC [1, 2], a także

rezultatów niezależnych analiz RCA przeprowadzonych na zlecenie operatora [13]. W analizach przyczyn źródłowych (budowie mapy przyczyn) skorzystano również z opracowania amerykańskiej firmy doradczej ThinkReliability<sup>5</sup> [14]. Model logiczny prezentowany w niniejszej analizie zawiera dodatkową gałąź przyczynowo-skutkową związaną z błędami o charakterze organizacyjnym i niedociągnięciami w sferze kultury bezpieczeństwa.

## Zdefiniowanie problemu

Informacje istotne dla zdefiniowania problemu zostały przedstawione w tab. 1. Informacje te dostarczają odpowiedzi na cztery pytania – Na czym polega problem? Kiedy ten problem wystąpił? Gdzie to się stało? Jaki jest wpływ tego problemu na realizację celów procesu biznesowego?

Tabela 1 została przygotowana zgodnie z formatem stosowanym w analizach RCA przez firmę ThinkReliability<sup>5</sup>. Istotnym elementem tego formatu jest sposób zdefiniowania skutków opisywanego problemu, w którym znajduje się bezpośrednia ocena wpływu zdarzenia na realizację celów przedsiębiorstwa. Takie odniesienie pozwala zminimalizować subiektywizm w ocenie skutków i pokazać wszystkie istotne cechy decydujące o ważności tego problemu.

## Budowa mapy przyczyn

Mapa przyczyn przedstawia zbiór wszystkich zidentyfikowanych przyczyn i skutków w formie schematu logicznego. Metoda budowania takiego schematu jest prosta i łatwa do zrozumienia. Szczegółowe wskazówki dotyczące budowy mapy, w tym również stosowanie bramek logicznych „AND” i „OR”, znajdzie Czytelnik w publikacji [9]; liczne przykłady analiz RCA wykonanych z użyciem mapy przyczyn prezentowane są w publikacjach [4–8].

W celu zwiększenia przejrzystości mapy przyczyn została podzielona na szereg powiązanych ze sobą części (gałęzi), przypisanych określonym grupom związków przyczynowo-skutkowych (rys. 2–9). Na mapie zostały wyróżnione przyczyny, które mogą być kontrolowane przez „właścicieli problemu” (operatora elektrowni jądrowej, producentów urządzeń, organizacje wspierające (ang. *Technical Support Organization* – TSO), organizacje dozoru jądrowego (NRC) czy instytucje stanowiące prawo) i które mogłyby być punktem wyjścia dla określenia odpowiednich środków naprawczych pozwalających na zmniejszenie prawdopodobieństwa powtórzenia się takich zdarzeń w przyszłości (tzw. **przyczyny naprawialne**). Przyczyny te zostały ponumerowane zgodnie z kolejnością ich występowania na rysunkach.

<sup>4</sup> Badania wolumetryczne, nieniszczące wykonywane najczęściej metodą ultrasonograficzną (USG) lub z zastosowaniem indukcji elektromagnetycznej (ang. *eddy-current testing* – ECT); badania te są częścią okresowej inspekcji eksploatacyjnej (ang. *In-Service Inspection* – ISI) przeprowadzanej w warunkach odstawienia reaktora w celu przeładunku paliwa.

<sup>5</sup> Firma doradcza, działająca w USA od 2000 r., udziela porad, ekspertyz i organizuje szkolenia dla firm produkcyjnych i usługowych w różnych obszarach działalności biznesowej, takich jak energetyka, lotnictwo, petrochemia, telekomunikacja, transport, technologia informatyczna, ochrona zdrowia itp. Na stronie [www.thinkreliability.com](http://www.thinkreliability.com) znaleźć można liczne przykłady analiz RCA wykonanych metodą mapy przyczyn.

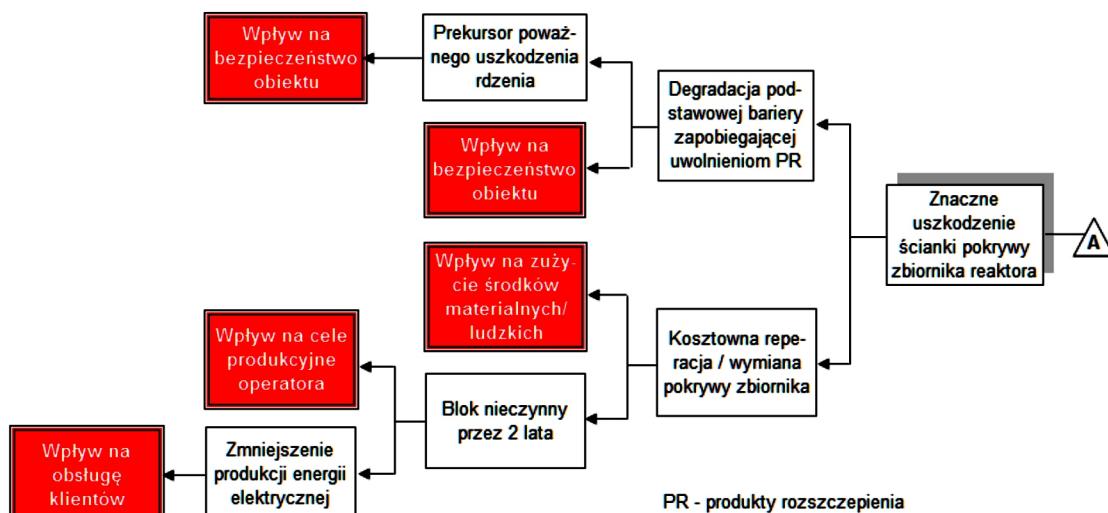
**Tabela 1.** Zdefiniowanie problemu.  
**Table 1.** Definition of the problem.

<b>Co</b>	Problem	Znaczny ubytek materiału pokrywy zbiornika, korozja spowodowana oddziaływaniem kwasu borowego, wżer korozyjny znacznych rozmiarów w zewnętrznej warstwie pokrywy
<b>Kiedy</b>	Data	Problem ujawniony 5 marca 2002 r.
	Nietypowe warunki	Inspekcja króćców mocujących napędy prętów regulacyjnych CRDM
<b>Gdzie</b>	Miasto, kraj	Oak Harbour, stan Ohio, Stany Zjednoczone
	Obiekt	Elektrownia jądrowa Davis-Besse eksploatowana przez operatora FirstEnergy (FENOC)
	Jednostka/urządzenie	Ciśnieniowy zbiornik reaktora
	Realizowane zadania	Inspekcja pokrywy, blok odstawiony dla przetadunku paliwa
<b>Wpływ na realizację celów biznesowych</b>		
	Bezpieczeństwo	– Potencjalna utrata jednej z trzech barier zatrzymujących PR – Znaczący „prekursor” poważnej awarii reaktora typu LOCA – Sankcje i koszty restytucji mienia ~28 mln. dolarów
	Ochrona środowiska	Potencjalne zagrożenie skażeniem wód jeziora Erie
	Obsługa klientów	Dwuletnia przerwa w produkcji energii; koszt zakupu energii od innych operatorów przekroczył 348 mln. dolarów.
	Majątek, praca	Uszkodzenie zbiornika reaktora; koszty napraw ~293 mln. dolarów
	Częstotliwość	Mała – podobny problem nie zdarzył się wcześniej

Rysunek 2 prezentuje rezultaty początkowego etapu budowy mapy przyczyn. Ten fragment mapy przedstawia związki przyczynowo-skutkowe opisujące wpływ rozpatrywanego zdarzenia na poszczególne **cele biznesowe operatora (FENOC)** eksploatującego elektrownię jądrową Davis-Besse – dotyczące bezpieczeństwa pracy obiektu, zużycia materiałów i nakładów pracy, produkcji energii elektrycznej, ochrony środowiska i obsługi klientów (wg tab. 1).

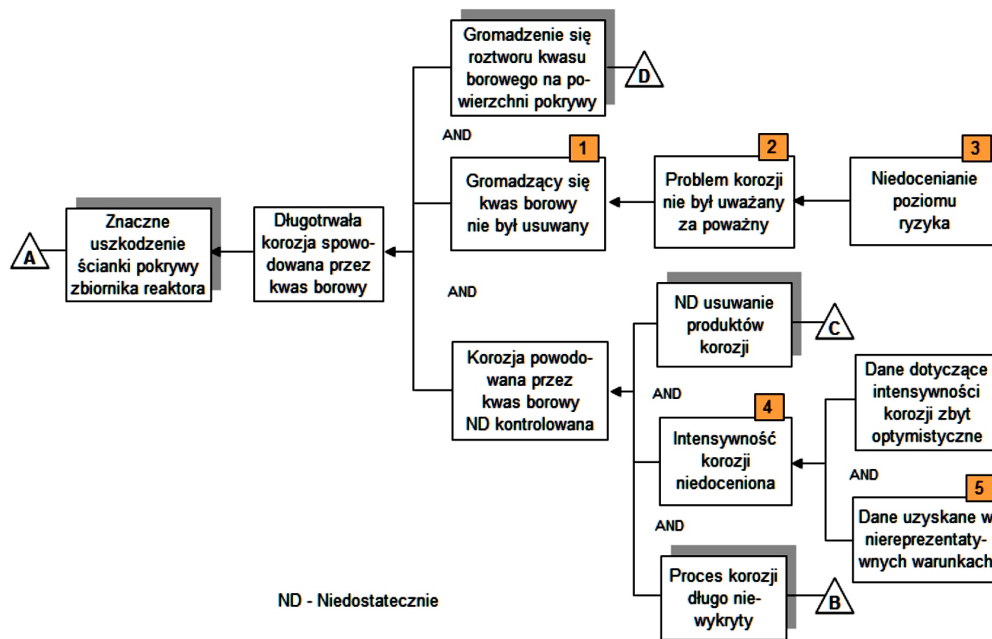
Rysunek 3 koncentruje się na **przyczynach znacznego uszkodzenia pokrywy reaktora (przyczyna A)**. Przyczyną znacznego uszkodzenia była długotrwała korozja spowodowana przez kwas borowy. Zidentyfikowane zostały

trzy przyczyny tej korozji: (a) gromadzenie się roztworu kwasu borowego na zewnętrznej powierzchni pokrywy (przyczyna D, analizowana na rysunku 6), (b) niedostateczne usuwanie z powierzchni pokrywy gromadzącego się kwasu (przyczyna 1), (c) niedostateczna kontrola procesu zachodzącej korozji. Warto w tym miejscu zwrócić uwagę na mechanizm gromadzenia się zagęszczonego roztworu kwasu w miejscu przecieków (przyczyna D), co tworzy warunki sprzyjające bardzo intensywnej korozji stali, wielokrotnie przewyższającego intensywność korozji powodowanej przez kryształy kwasu borowego (błędne założenia dotyczące warunków korozji miały wpływ na błędną ocenę poziomu ryzyka).



**Rys. 2.** Mapa przyczyn w odniesieniu do problemu korozji pokrywy zbiornika reaktora Davis-Besse – Wpływ na cele biznesowe (źródło: opracowanie własne, w oparciu o [14]).

**Fig. 2.** The cause map for the Davis-Besse Reactor Vessel Head corrosion problem – Impact to the goals (source: prepared by the author based on [14]).



Rys. 3. Mapa przyczyn w odniesieniu do problemu korozji pokrywy zbiornika reaktora Davis-Besse – Znaczne uszkodzenie ścianki pokrywy (źródło: opracowanie własne, w oparciu o [14]).

Fig. 3. The cause map for the Davis-Besse Reactor Vessel Head corrosion problem – Significant damage of the pressure head (source: prepared by the author based on [14]).

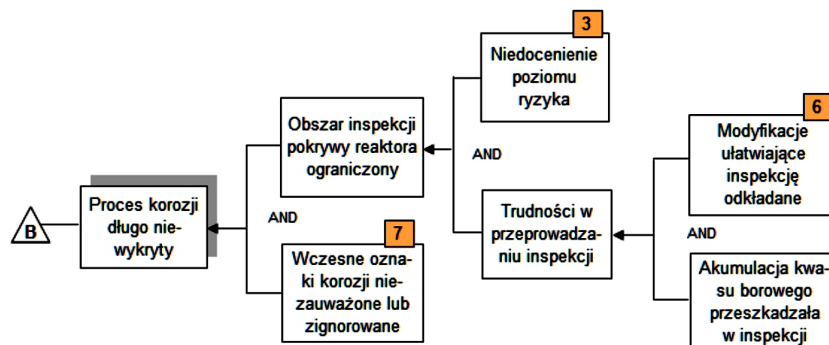
Gromadzący się kwas borowy nie był usuwany dlatego, że problem korozji nie był uznany za poważny problem bezpieczeństwa (przyczyna 2); poziom ryzyka związany z postępującą korozją pokrywy był niedoceniony (przyczyna 3).

Dlaczego korozja powodowana przez gromadzący się kwas borowy nie była dostatecznie kontrolowana? Złożyły się na to trzy przyczyny: (a) niedostateczne usuwanie produktów korozji (przyczyna C, analizowana na rysunku 5), (b) niedoceniona intensywność korozji (przyczyna 4), (c) proces korozji pozostający długo niewykryty (przyczyna B, analizowana na rys. 4). Optymistyczna ocena intensywności korozji wynikała z badań eksperymentalnych, które, jak się okazało, nie były reprezentatywne dla rzeczywistych warunków panujących w obiekcie (przyczyna 5) – przewidywano, że czynnikiem korodującym będzie

kwas borowy w formie kryształów wytrącających się z pary wodnej; w rzeczywistych warunkach kwas borowy powstawał przez zagęszczanie wodnego roztworu.

Dlaczego **proces korozji nie został wykryty** przez tak długi czas (przyczyna B)? Przyczyny są analizowane na rysunku 4. Zidentyfikowane zostały dwie przyczyny: (a) obszar inspekcji pokrywy reaktora ograniczony, (b) wczesne oznaki korozji niezauważone lub zignorowane (przyczyna 7).

Ograniczenia obszaru inspekcji wynikały z dwóch przyczyn: (a) niedoceniania ryzyka korozji oraz (b) trudności w przeprowadzaniu inspekcji<sup>6</sup>. Trudności te wynikały z dwóch przyczyn: (a) akumulacji kwasu borowego i produktów korozji, które przeszkadzały w inspekcji wizualnej, oraz (b) opóźnień w przeprowadzeniu modyfikacji ułatwiających dostęp do centralnych rejonów pokrywy (przy-



Rys. 4. Mapa przyczyn w odniesieniu do problemu korozji pokrywy zbiornika reaktora Davis-Besse – Proces korozji długo niewykryty (źródło: opracowanie własne, w oparciu o [14]).

Fig. 4. The cause map for the Davis-Besse Reactor Vessel Head corrosion problem – Corrosion undetected for a long time (source: prepared by the author based on [14]).

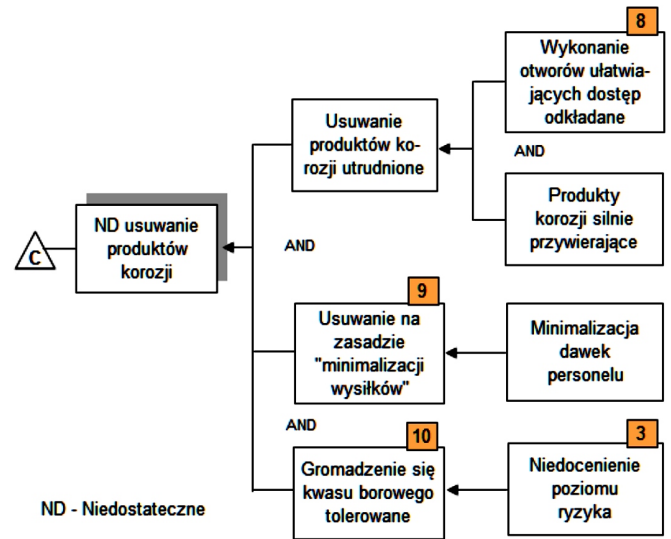
<sup>6</sup> Osłona cieplna, która w środkowej części pokrywy jest tylko ~5 cm nad powierzchnią pokrywy, bardzo utrudnia dostęp do króćców CRDM w centralnej części pokrywy.

czyna 6). Planowane przez elektrownię modyfikacje (polegające na zapewnieniu dodatkowych otworów inspekcyjnych) mające umożliwić lepszą kontrolę stanu pokrywy, a także oczyszczanie skorodowanych powierzchni z produktów korozji uległy opóźnieniu ze względu na trudności techniczne.

Symptomy wskazujące na zaawansowaną korozję pokrywy zbiornika występowały już dużo wcześniej. Należy wymienić tu osadzanie się dużych ilości kwasu borowego i tlenków żelaza w komponentach systemów obudowy bezpieczeństwa, takich jak filtry monitorujące poziom radioaktywności (w latach 1988, 1998, 1999) czy chłodnica powietrza (1999), a także znaczne ilości osadów kwasu borowego na pokrywie zbiornika (w latach 1991, 1996, 1998). Operator elektrowni uważał, że substancje te pochodzą z korozji kołnierzy CRDM, a nie z samej pokrywy.

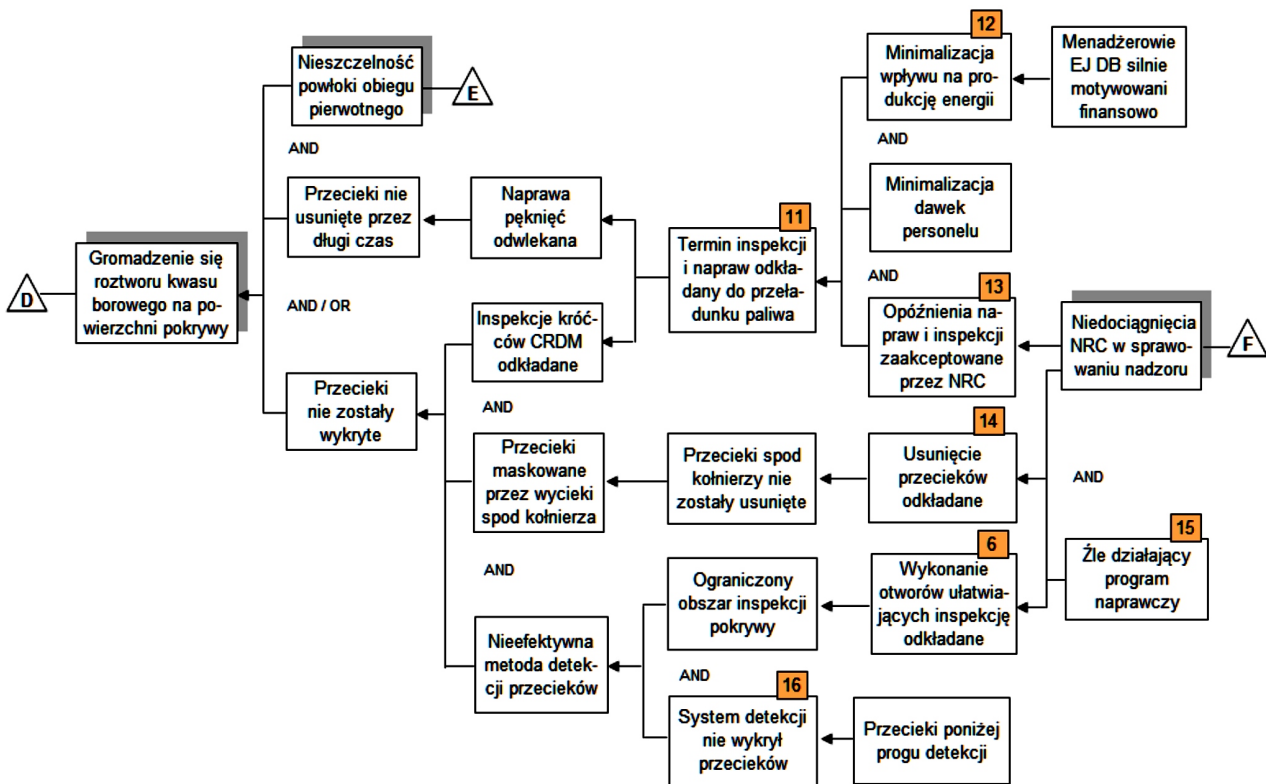
Dlaczego **produkty korozji gromadzące się na powierzchni pokrywy nie były usuwane** (przyczyna C)? Analiza przyczyn jest przedstawiona na rysunku 5. Wymienić można trzy przyczyny takiego stanu rzeczy: (a) usuwanie produktów korozji było utrudnione ze względu na silne przywieranie do powierzchni pokrywy, a także utrudniony dostęp spowodowany opóźnieniem prac nad wykonaniem dodatkowych otworów inspekcyjnych (przyczyna 8), (b) usuwanie produktów korozji odbywało się na zasadzie minimalizacji wysiłków<sup>7</sup> (przyczyna 9) oraz (c)

gromadzenie się kwasu borowego na powierzchni pokrywy było tolerowane (przyczyna 10), ponieważ ryzyko związane z korozją pokrywy nie było docenione (przyczyna 3).



Rys. 5. Mapa przyczyn w odniesieniu do problemu korozji pokrywy zbiornika reaktora Davis-Besse – Niedostateczne usuwanie produktów korozji (źródło: opracowanie własne, w oparciu o [14]).

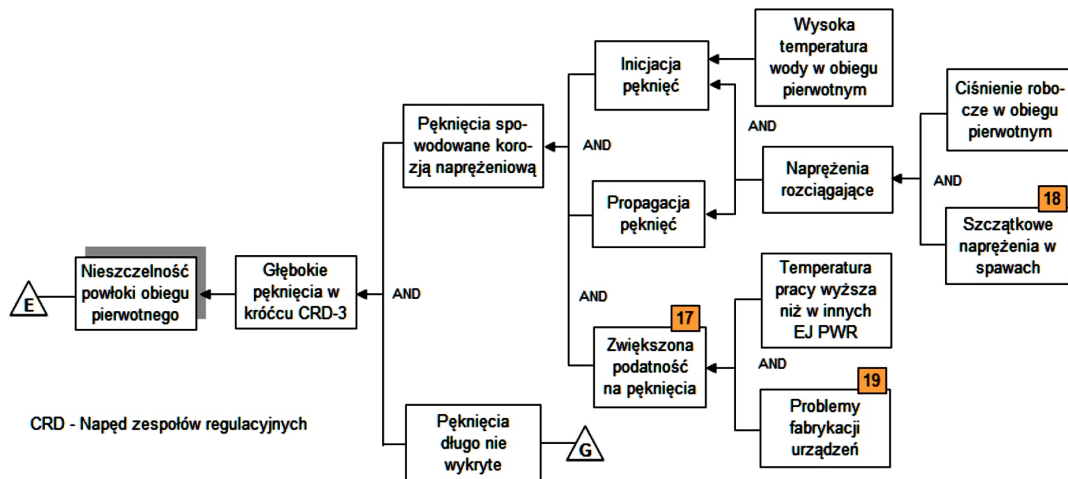
Fig. 5. The cause map for the Davis-Besse Reactor Vessel Head corrosion problem – Corrosion products not sufficiently removed (source: prepared by the author based on [14]).



Rys. 6. Mapa przyczyn w odniesieniu do problemu korozji pokrywy zbiornika reaktora Davis-Besse – Gromadzenie się kwasu borowego na powierzchni pokrywy (źródło: opracowanie własne, w oparciu o [14]).

Fig. 6. The cause map for the Davis-Besse Reactor Vessel Head corrosion problem – Boric acid accumulation on the vessel head surface (source: prepared by the author based on [14]).

<sup>7</sup> Decydowały kryteria czysto ekonomiczne, wynikające z ograniczeń dopuszczalnych dawek promieniowania dla personelu konserwacyjno-remontowego.



**Rys. 7.** Mapa przyczyn w odniesieniu do problemu korozji pokrywy zbiornika reaktora Davis-Besse – Nieszczelność powłoki obiegu pierwotnego (źródło: opracowanie własne, w oparciu o [14]).

**Fig. 7.** The cause map for the Davis-Besse Reactor Vessel Head corrosion problem – Leak path in the primary circuit boundary (source: prepared by the author based on [14]).

**Gromadzenie się roztworu kwasu borowego** na zewnętrznej powierzchni pokrywy (przyczyna D) jest analizowane na rysunku 6. Zjawisko to jest spowodowane trzema przyczynami: (a) nieszczelnościami w powłoce obiegu pierwotnego (przyczyna E, analizowana na rysunku 7), (b) przedłużającą się zwłoką w usunięciu nieszczelności i/lub (c) niewykryciem źródła istniejącego przecieku.

Przedłużająca się zwłoka w usunięciu nieszczelności była spowodowana planowanym przesunięciem terminu inspekcji i napraw do następnego przeładunku paliwa (RFO13) (przyczyna 11). Operator dążył do zmniejszenia negatywnego wpływu tych prac na efekty produkcyjne<sup>8</sup> (przyczyna 12), a także na dawki promieniowania dla personelu konserwacyjno-remontowego. Warunkiem przesunięcia tego terminu była akceptacja NRC (przyczyna 13), która w świetle istniejących faktów nie wydaje się właściwa – może świadczyć o osłabieniu efektywności działań regulacyjnych (przyczyna F, analizowana na rys. 8).

Dlaczego przeciek nie został wykryty? Istnieją trzy potencjalne przyczyny: (a) wspomniane wyżej opóźnienia w rozszerzeniu obszaru inspekcji pokrywy, (b) zjawisko „maskowania” przecieku wywołanego pęknięciami króćców CRDM przez stale nieusunięty przeciek z połączeń kołnierzowych CRDM (przyczyna 14) oraz (c) nieefektywne metody detekcji przecieków z obiegu pierwotnego. Trudności dotyczące detekcji przecieków mają związek z dyskutowanym wyżej ograniczeniem obszaru inspekcji pokrywy (przyczyna 6), a także z ograniczeniami istniejącego systemu detekcji przecieków (przyczyna 16). Odwlekanie napraw lub modyfikacji mających usunąć rozeznane problemy jest poważnym symptomem degradacji programu naprawczego w elektrowni jądrowej Davis-Besse (przyczyna 15). Dokłada się tu również nieskuteczny nadzór regulatora (przyczyna F), który jest

odpowiedzialny za efektywną implementację takiego systemu u operatora.

Jakie były **przyczyny powstania nieszczelności**, która stała się głównym źródłem problemu korozji pokrywy (przyczyna E)? Przyczyny tej nieszczelności są analizowane na rys. 7. Krytyczny w skutkach przeciek był spowodowany przez głębokie pęknięcia króćca CRDM nr 3 wywołane korozją naprężeniową, które nie zostały wykryte przez długi okres (przyczyna G analizowana na rysunku 9).

Inicjacja pęknięć była spowodowana (a) wysoką temperaturą pracy materiału oraz (b) naprężeniami wywołanymi ciśnieniem w obiegu pierwotnym, do których dodały się również naprężenia szczątkowe w spawach (przyczyna 18) i problemy w procesie fabrykacji urządzeń (przyczyna 19). Praca elementów w warunkach naprężenia spowodowała propagację tych pęknięć do rozmiarów pozwalających na przeciek chłodziwa i jego gromadzenie się na zewnętrznej powierzchni pokrywy. Materiał, z którego wykonane są króćce CRDM (Alloy 600) okazał się bardziej podatny na korozję naprężeniową, niż pierwotnie oczekiwano (przyczyna 17). Dodatkowym czynnikiem potęgującym proces korozji były stosunkowo wysokie parametry chłodziwa w obiegu pierwotnym tej elektrowni, wyższe niż w innych EJ PWR, a także naprężenia termiczne w materiale spawów (Alloy 182).

**Niedociągnięcia NRC w sprawowaniu nadzoru** w elektrowni jądrowej Davis-Besse (przyczyna F) są analizowane na rys. 8. Zespół LLFT w swoim raporcie [1] zwrócił uwagę na szereg nieprawidłowości, które miały negatywny wpływ na skalę i skutki korozji borowej w pokrywie reaktora. W niniejszym opracowaniu ograniczymy się do omówienia najważniejszych: (a) niewłaściwa ocena przez NRC ryzyka związanego z korozją naprężeniową, (b) niewłaściwe priorytety działań NRC, (c) niedostateczne wymagania i zalecenia NRC dotyczące inspekcji pokrywy,

<sup>8</sup> Dążenie do możliwie wysokiego poziomu produkcji energii elektrycznej, nawet kosztem bezpieczeństwa, ma niewątpliwie związek ze znacznymi motywacjami finansowymi personelu menadżerskiego elektrowni.

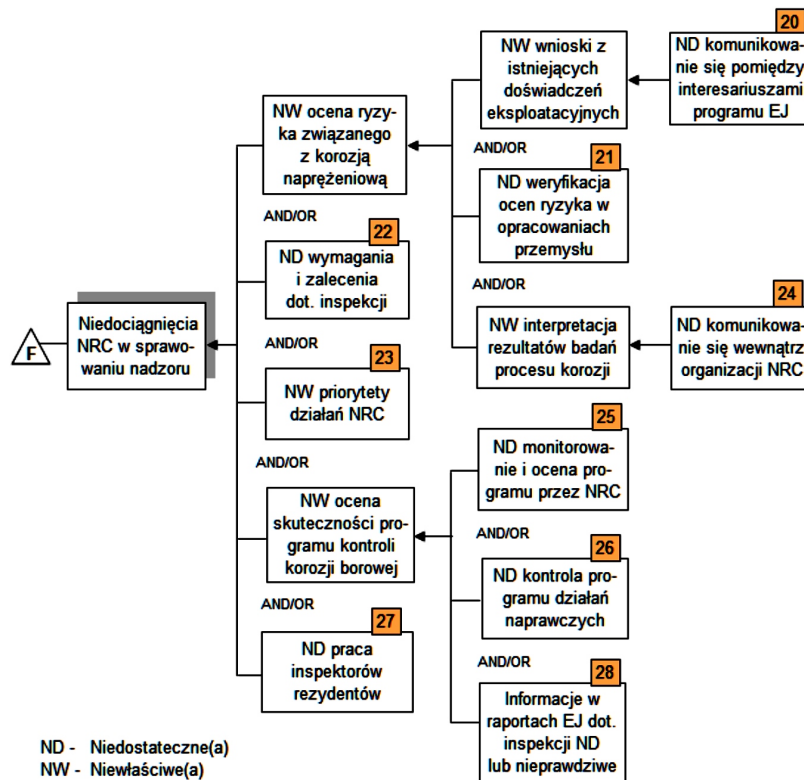
(d) niewłaściwa ocena skuteczności programu kontroli korozji w elektrowni jądrowej Davis-Besse, (e) niedostateczna praca inspektorów rezydentów bezpośrednio odpowiedzialnych za sprawowanie nadzoru.

Trzeba zdawać sobie sprawę, że tak skonstruowany model logiczny dotyczący nadzoru NRC ma charakter uproszczony<sup>9</sup>. Wpływa na to również ograniczona szczegółowość mapy przyczyn – nie wszystkie z ww. uwarunkowań przyczynowych zostały dogłębnie zbadane. W opisie mapy przyczyn znalazły się jedynie uwagi związane z ich uzasadnieniem. Należy również podkreślić, że przyczyna F (niedociągnięcia NRC w sprawowaniu nadzoru), która pojawia się jako jeden z ważnych elementów w modelu logicznym opisującym gromadzenie się kwasu borowego na powierzchni pokrywy (rys. 6), ma również istotny wpływ na wiele innych przyczyn, głównie związanych z nieprawidłowościami w działaniach operatora<sup>10</sup>. Dla uproszczenia modelu te związki przyczynowo-skutkowe nie zostały uwidocznione na mapie przyczyn; bardziej szczegółowa mapa przyczyn powinna je uwzględnić.

Niewłaściwa ocena NRC dotycząca ryzyka związanego z korozją naprężeniową w reaktorach PWR wynikała z kilku uwarunkowań przyczynowych. NRC nie wyciągnęło właściwych wniosków z udokumentowanych zdarzeń

i obserwacji eksploatacyjnych, dotyczących zarówno elektrownia jądrowa Davis-Besse, jak i innych podobnych obiektów. Przyczyną były problemy z komunikowaniem się pomiędzy poszczególnymi interesariuszami (przyczyna 20). Przykładem może być raport złożony przez elektrownię jądrową Davis-Besse w kwietniu 2000 r. po inspekcji pokrywy (dokonanej w ramach RFO12), który potwierdził, że na pokrywie zbiornika nagromadziły się znaczne ilości osadów kwasu borowego i produktów korozji stali – na kołnierzu<sup>11</sup>, w rejonach centralnych króćców CRDM i na wierzchu izolacji cieplnej pokrywy<sup>12</sup>. W raporcie oceniono z „wysokim prawdopodobieństwem”, że „źródłem przecieku jest króciec CRDM nr 3”. Istniały również rejestracje wideo dokumentujące stan pokrywy, które zresztą świadczyły o niezadowalającej jakości przeprowadzonych inspekcji. Informacje te powinny były spowodować zdecydowaną reakcję NRC znacznie wcześniej.

Warto również przypomnieć, że pierwsze stwierdzone pęknięcia króćców CRDM spowodowane korozją naprężeniową w reaktorze typu B&W Arkansas Nuclear One, Unit 1 (osiowe i obwodowe), ujawnione w kwietniu 2001 r., nastąpiły po ~17 latach od uruchomienia bloku ([1] Annex E.2.1). Podobnych uszkodzeń w reaktorze Davis-Besse można się było spodziewać już od połowy lat 1990., tj. kilka



Rys. 8. Mapa przyczyn w odniesieniu do problemu korozji pokrywy zbiornika reaktora Davis-Besse – Niedociągnięcia NRC w sprawowaniu nadzoru (źródło: opracowanie własne, w oparciu o [14]).

Fig. 8. The cause map for the Davis-Besse Reactor Vessel Head corrosion problem – Deficiencies in the nuclear regulatory oversight (source: prepared by the author based on [14]).

<sup>9</sup> Bardziej uniwersalny model dotyczący nadzoru bezpośredniego znajdzie Czytelnik w publikacji [10].

<sup>10</sup>Taki związek przyczynowo-skutkowy jest oczywisty – celem nadzoru regulatora jest zapobieganie takim nieprawidłowościom.

<sup>11</sup>Raport z serii „Potential Condition Averse to Quality” nr PCAQ 2000-0782, wg [1] (Annex E).

<sup>12</sup>Raport z serii „Condition Report” nr CR 2000-1037, wg [1] (Annex E).



lat wcześniej, niż zostały wykryte. Informacje takie powinny były uczulić menadżerów elektrowni jądrowej Davis-Besse, a także inspektorów NRC na ten problem już wiosną 2001 r. Należy zaznaczyć, że problem ten wiązał się z nieskuteczną wymianą informacji z programu OEF, zarówno wewnątrz NRC (przyczyna 24), jak i pomiędzy poszczególnymi interesariuszami przemysłu jądrowego (przyczyna 20).

Do zlekceważenia problemu naprężeń spowodowanych korozyją naprężeniową w króćcach CRDM przyczyniły się opracowania przemysłu jądrowego (operatorów elektrowni jądrowych PWR) i instytutów badawczych (NEI i EPRI) wykonane w latach 1990., w których stwierdzono, że problem ten nie jest „pilnym problemem bezpieczeństwa”. Oceny te przyjęte przez NRC bez rzetelnej weryfikacji (przyczyna 21) doprowadziły do spowolnienia wysiłków NRC nad skutecznym monitorowaniem i kontrolą tego problemu. Zamiast zapobiegać przeciekom tego typu, NRC skoncentrowała się na poprawieniu systemów detekcji małych przecieków (w elektrowniach jądrowych nie było odpowiednio czułych systemów detekcji, które mogłyby wykryć niewielkie przecieki).

NRC nie odcięła się zdecydowanie od opinii prezentowanych przez przemysł jądrowy (NEI, 1996), że decyzje eksploatacyjne dotyczące obsługi konserwacyjno-remontowej i związanych z tym dawek promieniowania dla personelu obsługi to problem czysto ekonomiczny (zasada *best effort*). Z wywiadów przeprowadzonych przez zespół LLTF z pracownikami Davis-Besse [1] wynika, że podkreślanie czynników ekonomicznych przez grupy reprezentujące przemysł jądrowy miało negatywny wpływ się na postawy personelu operacyjnego Davis-Besse.

Istotną przyczyną, która przyczyniła się do zlekceważenia problemu korozyji, były błędne oceny intensywności korozyji wywołanej kwasem borowym. Opierały się one na rezultatach badań, które nie były reprezentatywne dla rzeczywistych warunków panujących w obiekcie. Przewidywano, że ze względu na stosunkowo wysokie temperatury pracy pokrywy czynnikiem korodującym będzie kwas borowy w formie kryształków wytrącających się z pary wodnej; w rzeczywistych warunkach kwas borowy powstawał przez zagęszczanie wodnego roztworu. W tych warunkach intensywność korozyji stali niskostopowej może dochodzić do ~10 cm/rok (to ~2/3 grubości pokrywy), nawet przy niewielkim natężeniu przecieków (poniżej typowego limitu przewidzianego w Specyfikacjach Technicznych Elektrowni Jądrowej). NRC była w posiadaniu tej wiedzy, jednak rezultaty tych badań nie były powszechnie znane w grupie inspektorów bezpośrednio zaangażowanych w czynności nadzoru [1] (przyczyna 24).

Jedną z ważnych kwestii mających wpływ na efektywność nadzoru były niedostateczne wymagania NRC dotyczące zakresu / sposobu przeprowadzania inspekcji ukierunkowanych na problemy korozyji borowej, egzekwowania obowiązujących wymagań czy oceny rezultatów inspekcji,

przeprowadzanych przez operatora (przyczyna 22). Raport LLTF [1] krytycznie oceniał również zalecenia przeznaczone dla inspektorów NRC przeprowadzających inspekcje dotyczące przecieków z króćców CRDM i korozyji pokrywy. Krytyczne uwagi dotyczyły także zaleceń publikowanych w dokumentach NRC (takich jak NRC Bulletin i Generic Letter), które nie zawsze były skuteczne w przekazaniu wszystkich istotnych informacji o aktualnych zdarzeniach i problemach operatorom elektrowni jądrowych i innym interesariuszom programu energetyki jądrowej (przyczyna 20). W pewnych kwestiach operatorzy nie doczekali się na bardzo potrzebne wskazówki ani od NRC, ani ze strony przemysłu. Przykładem jest sposób usuwania produktów korozyji z powierzchni zbiornika.

Jednym z czynników wpływających na skuteczność nadzoru NRC nad monitorowaniem i kontrolowaniem problemu korozyji pokrywy zbiornika elektrowni jądrowej Davis-Besse były również kwestie priorytetów – wydaje się, że w latach 1998–2000 uwaga NRC była skupiona na innych problemach bezpieczeństwa i innych elektrowniach jądrowych [1] (przyczyna 23). Może o tym świadczyć blisko dwuletnia przerwa w publikowaniu materiałów informacyjnych na temat korozyji naprężeniowej stopów Alloy 600, mimo że takie zdarzenia były w tym czasie zgłaszane ([1], Annex E.3.2).

Ważnym czynnikiem, który miał negatywny wpływ na efektywność nadzoru NRC, była niewłaściwa ocena skuteczności programu kontroli korozyji wywołanej przez kwas borowy (BACCP), jaki powinien być wdrożony w elektrowni jądrowej Davis-Besse zgodnie z wymaganiami GL 88-05. NRC nie zdawała sobie sprawy z katastrofalnego stanu pokrywy. Wskazać można trzy przyczyny, które przyczyniły się do takiej oceny: (a) niedostateczne monitorowanie i ocena działań w ramach tego programu (przyczyna 25), (b) niedostateczna kontrola programu działań naprawczych (ang. *Corrective Action Program – CAP*) działającego w EJ (przyczyna 26), (c) niepełne lub nieprawdziwe informacje w raportach z inspekcji (przyczyna 28).

NRC opracowała procedurę (IC 62001), która miała być pomocna przy nadzorze programu BACC, w potwierdzeniu, że elektrownia ma taki program, że istnieją wyczerpujące informacje dotyczące sposobu jego wdrożenia i że został on w elektrowni wdrożony. Niestety, w działaniach nadzoru NRC w elektrowni jądrowej Davis-Besse ta procedura nie była w ogóle zastosowana. Podobnie zresztą było z procedurą (IP 90700) na temat wykorzystania doświadczeń eksploatacyjnych (OEF). Zbliżone niedociągnięcia miały również miejsce przy monitorowaniu i podsumowaniu działań elektrowni wymaganych w związku z dokumentem GL 88-01. W przeglądzie dotyczącym realizacji wymagań sformułowanych w tym dokumencie elektrownia jądrowa Davis-Besse uzyskiwała ocenę „zadowalającą”, z dwoma zastrzeżeniami dotyczącymi jakości szkolenia personelu elektrowni jądrowej odpowie-

działnego za inspekcje związane z korozją borową oraz formalnego dokumentowania rezultatów inspekcji. Niestety, NRC nie przeprowadziła inspekcji sprawdzającej, jakie działania podjęto w związku z tymi zastrzeżeniami. Podobnie było z wymaganiami wynikającymi z GL 97-01.

Zakres inspekcji wymaganych przez Bulletin 2001-01 nie był wyczerpujący – koncentrował się głównie na problemach związanych ze strukturalną integralnością króćców (przeprowadzonych inspekcjach, wykrytych pęknięciach, naprawie uszkodzeń); pominięto zagadnienia związane z kwasem borowym. NRC nie dokonała niezależnej oceny informacji odnoszących się do poprzednich inspekcji pokrywy i króćców CRDM przeprowadzonych przez elektrownię jądrową Davis-Besse (w ramach programu In Service Inspection – ISI); raporty te nie były systematycznie przeglądane i oceniane. Brakowało niezależnej oceny procesu kumulacji osadów kwasu borowego na pokrywie w kolejnych inspekcjach.

Wiele wątpliwości może budzić skuteczność nadzoru NRC nad programem działań naprawczych (CAP), jaki powinien być wdrożony w EJ Davis-Besse. Regulator jest odpowiedzialny za prawidłowe wdrożenie i skuteczne wykorzystanie takiego programu przez operatorów elektrowni jądrowych<sup>13</sup>. Niedociągnięcia programu CAP istniejącego w elektrowni jądrowej Davis-Besse, w szczególności w związku z kontrolą korozji borowej, są widoczne – koncentrowanie się na symptomach, niedocenicenie znaczenia problemów, niedostateczne analizy przyczyn źródłowych (RCA), a także wybór środków naprawczych i ich (długo odwiekana) implementacja.

Nie bez znaczenia był również fakt, że informacje o stanie pokrywy (z inspekcji przeprowadzanych w ramach trzech poprzednich odstawień reaktora na przeładunek paliwa, RFO10–RFO12) przekazywane organom dozoru były niepełne lub nieprawdziwe<sup>14</sup> (przyczyna 28). Taśmy wideo dokumentujące rezultaty inspekcji przeprowadzonych w ramach RFO10–RFO12 pokazują wprawdzie znaczne ilości osadów korozyjnych i naturę tych osadów, ale jakość nagrania źle świadczy o jakości przeprowadzanych inspekcji. Centralne rejony pokrywy nie były dostatecznie badane, trudno też przyporządkować miejsce, którego dotyczy zarejestrowany obraz itp.

Jedną z przyczyn osłabienia efektywności nadzoru NRC była niezadowolająca praca inspektorów rezydentów (przyczyna 27). Problemy tego typu były sygnalizowane w raporcie LLTF [1]. Jako jedną z przyczyn podaje się trudności z uzyskaniem pełnej obsady inspektorów rezydentów, szczególnie w latach 1997–1999. Były też zastrzeżenia dotyczące pracy tych inspektorów. Przykładem może być fakt, że główny inspektor rezydent w elektrowni jądrowej Davis-Besse wiedział o znacznej ilości osadów kwasu

borowego stwierdzonej w czasie przeładunku RFO12 wiosną 2000 r., ale nie poinformował o tym swojego przełożonego ani nie spowodował powtórnej inspekcji sprawdzającej, jakie działania zostały w tej sprawie podjęte. Nie był to niestety odosobniony przypadek.

**Dlaczego pęknięcia króćca CRDM nr 3 pozostawały tak długo niewykryte (przyczyna G)?**

Mapa przyczyn związanych z tym problemem jest pokazana na rysunku 9. Zidentyfikowane zostały trzy przyczyny: (a) pęknięcia wystąpiły wcześniej niż oczekiwano, (b) problem był przypisywany przeciekowi przez kołnierze CRDM (przyczyna 30), (c) inspekcja króćców i pokrywy była nieskuteczna (niepełna).

Pojawienie się pęknięć nie było spodziewane, ponieważ elektrownia jądrowa była uważana za relatywnie „młodą” (przyczyna 29) – od uruchomienia bloku w 1978 r. do wykrycia tego problemu w 2002 r. upłynęło około 24 lat. Wiadomo teraz, że pęknięcia te powstały kilka lat wcześniej. Oczekiwania te nie były potwierdzone doświadczeniami eksploatacyjnymi elektroni jądrowej Davis-Besse i innych elektrowni jądrowych – jak wspomniano wyżej podobne pęknięcia w reaktorze ANO1 pojawiły się po około 17 latach. Dla reaktorów tego typu średni czas pracy do wystąpienia takich pęknięć wynosił 21,6 lat.

Podejrzanie, że źródłem przecieku były kołnierze CRDM (przyczyna 30), wynikało z relatywnie częstych kłopotów tego typu i bagatelizowania tego problemu.

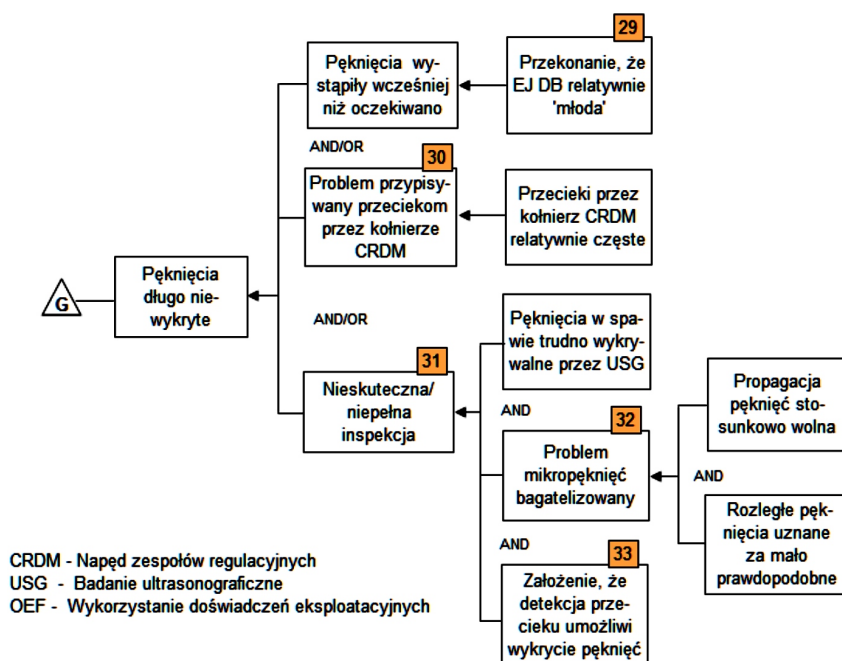
Nieskuteczna (niepełna) inspekcja pokrywy i króćców CRDM (przyczyna 31) wynikała z technicznych ograniczeń metody ultrasonograficznej, która nie gwarantowała wykrycia pęknięć zlokalizowanych całkowicie w spawach, a także ze świadomego ograniczenia zakresu inspekcji przez menadżerów elektrowni jądrowych. Problem mikro-pęknięć był bagatelizowany (przyczyna 32), ponieważ uważano, że propagacja takich pęknięć jest wolna i wystąpienie rozległych pęknięć jest mało prawdopodobne. Ponadto zakładano, że detekcja przecieków ujawni fakt pojawienia się pęknięć (przyczyna 33).

## Identyfikacja rozwiązań

Przyczyny, które mogą być przedmiotem działań naprawczych (przyczyny naprawialne), są zestawione w tab. 2. Przyczyny te zostały przedstawione w kolejności, w jakiej pojawiają się w kolejnych gałęziach mapy przyczyn. Tabela 2 zawiera również uwagi dotyczące obszarów/zagadnień, jakich dotyczy określona przyczyna – aspektów technicznych (np. korozja borowa, detekcja przecieków, okresowa inspekcja itp.) czy obszarów działalności i związanych z tym programów (np. program naprawczy, program OEF, nadzór regulatora itp.).

<sup>13</sup>Uwagi dotyczące tej kwestii można znaleźć we wcześniejszej publikacji autora [6].

<sup>14</sup>David C. Geisen – menadżer odpowiedzialny za przeprowadzanie i raportowanie rezultatów okresowego badania pokrywy został skazany prawomocnym wyrokiem sądu (w 2010 r.) za „ukrywanie materialnych faktów i nieprawdziwe oświadczenia przekazywane NRC” [12].



Rys. 9. Mapa przyczyn w odniesieniu do problemu korozji pokrywy zbiornika reaktora Davis-Besse – Pęknięcia długo niewykryte (źródło: opracowanie własne, w oparciu o [14]).

Fig. 9. The cause map for the Davis-Besse Reactor Vessel Head corrosion problem – Cracks undetected for a long time (source: prepared by the author based on [14]).

Możliwe rozwiązania, które mogą wpłynąć na eliminację przyczyn lub złagodzenie związanych z nimi skutków, są omówione niżej. Prezentacja możliwych rozwiązań (środków naprawczych) została uporządkowana według trzech głównych obszarów działania:

- Podsumowanie, uporządkowanie i uzupełnienie wiedzy związanej z technicznymi aspektami problemu korozji.
- Efektywne przekazywanie dostępnej wiedzy naukowo-technicznej do wszystkich interesariuszy programu elektrowni jądrowych.
- Działania związane z zapobieganiem i kontrolowaniem korozji borowej w związku z problemem elektrowni jądrowej Davis-Besse.

Szczegółowe omawianie poszczególnych środków naprawczych sformułowanych na podstawie tej analizy wykracza poza zakres niniejszego artykułu. Ograniczymy się jedynie do zwięzłego scharakteryzowania wskazanych wyżej obszarów działania, a także wskazania przyczyn związanych z określonymi działaniami naprawczymi.

Warto wspomnieć, że zespół ekspertów (LLTF) powołany przez NRC do zbadania wszystkich okoliczności zdarzenia sformułował 51 różnych zaleceń i wniosków; 21 z tych zaleceń uznano za priorytetowe [2]. Ich wdrożenie miało zapobiec powtórzeniu się podobnych problemów, nie tylko w elektrowni Davis-Besse, lecz również w wielu innych elektrowniach podobnego typu. Rekomendacje LLTF były sformułowane z perspektywy regulatora (NRC), ale dotyczyły wszystkich interesariuszy programu energetyki jądrowej (operatorów elektrowni jądrowych, grup przemysłu jądrowego, TSO itp.). Obejmowały one trzy ważne obszary działania NRC: (a) wymagania techniczne i organizacyjne dotyczące inspekcji pokrywy

reaktora, (b) kontrola korozji powodowanej przez kwas borowy, (c) programy dotyczące inspekcji pokrywy. Szczegółowe informacje znajdzie Czytelnik w oryginalnym raporcie NRC [2].

### Podsumowanie, uporządkowanie i uzupełnienie wiedzy dotyczącej korozji borowej

Działania naprawcze powinny obejmować podsumowanie i uporządkowanie istniejących informacji dotyczących zjawisk korozji naprężeniowej i korozji borowej, a także uzupełnienie istniejącej wiedzy, tam gdzie jest to potrzebne. Uporządkowania i zintegrowania wymagają również informacje dotyczące zdarzeń/problemów eksploatacyjnych, w których wystąpiły uszkodzenia materiałowe spowodowane korozją naprężeniową i korozyjnym oddziaływaniem kwasu borowego. Szereg przyczyn wskazuje na potrzebę podjęcia konkretnych działań w tym zakresie (P2–P5, P10, P29, P32, P33). NRC jest organizacją, która powinna przejąć kontrolę nad prawidłową realizacją tego zadania.

### Efektywne przekazywanie dostępnej wiedzy dotyczącej korozji borowej

Wiedza dotycząca korozji borowej powinna być łatwo dostępna dla wszystkich uczestników programu EJ, ułatwiając jej wykorzystanie na różnych poziomach i w różnych sferach działania. Scentralizowana baza danych powinna gromadzić informacje o zdarzeniach prowadzących do uszkodzeń materiałowych, a także ich oceny. Baza ta powinna być uaktualniana systematycznie i bez zbędnej

**Tabela 2.** Zestawienie przyczyn naprawialnych.  
**Table 2.** The list of causes that can be controlled ('repairable causes').

Nr	Opis przyczyny	Uwagi*	Rys. nr
P1	Kwas borowy gromadzący się na pokrywie nie był usuwany	KB, PN	3
P2	Problem korozji borowej nie był uważany za poważny	KB, OEF	3
P3	Niedoceniając poziomu ryzyka związanego z korozją borową	KB, OEF	3, 4, 5
P4	Niedoceniając intensywności korozji	KB, OEF	3
P5	Dane dotyczące intensywności korozji uzyskane w niereprezentatywnych warunkach	KB, OEF	3
P6	Modyfikacje ułatwiające inspekcję pokrywy odkładane	IPZ, PN	4, 6
P7	Wczesne oznaki korozji niezauważone lub zignorowane	KB, PN	4
P8	Wykonanie otworów ułatwiających usuwanie produktów korozji odkładane	IPZ, PN	5
P9	Usuwanie produktów korozji na zasadzie „minimalizacji wysiłków” personelu	KB, SC	5
P10	Gromadzenie się kwasu borowego na powierzchniach pokrywy tolerowane	KB, OEF	5
P11	Termin napraw i inspekcji odkładany do planowego przeładunku paliwa	IPZ, PN	6
P12	Minimalizacja wpływu na produkcję energii	PN, SC	6
P13	Opóźnienia napraw i inspekcji zaakceptowane przez NRC	NR	6
P14	Usunięcie przecieków spod kotłowni CRDM odkładane	PN, SC	6
P15	Niedostateczny/źle działający program działań naprawczych	PN, SC	6
P16	System detekcji nie wykrył przecieków	DP, PR	6
P17	Zwiększona podatność materiału na pęknięcia	KN, PR	7
P18	Szczątkowe naprężenia w spawach	KN, PR	7
P19	Problemy w procesie fabrykacji urządzeń	KN, PR	7
P20	Niedostateczne komunikowanie się pomiędzy interesariuszami programu EJ	NR, ORG	8
P21	Niedostateczna weryfikacja ocen ryzyka w opracowaniach przemysłu jądrowego	NR, ORG	8
P22	Niedostateczne wymagania i wytyczne NRC dotyczące inspekcji	NR, ORG	8
P23	Niewłaściwe priorytety działań NRC	NR, ORG	8
P24	Niedostateczne komunikowanie się wewnątrz organizacji NRC	NR, ORG	8
P25	Niedostateczne monitorowanie / ocena programu kontroli korozji w EJ Davis-Besse	NR, ORG	8
P26	Niedostateczna kontrola programu działań naprawczych w EJ Davis-Besse	NR, ORG	8
P27	Niedostateczna praca inspektorów rezydentów odpowiedzialnych za nadzór	NR, ORG	8
P28	Informacje w raportach EJ DB dot. inspekcji pokrywy niedostateczne lub nieprawdziwe	IPZ, SC	8
P29	Przekonanie, że EJ Davis-Besse stosunkowo 'młoda'	PN, OEF	9
P30	Problem przypisywany przeciekom przez kotłownię CRDM	PN	9
P31	Nieskuteczna / niepełna inspekcja pokrywy	IPZ	9
P32	Problem mikropęknięć w ściankach króćców CRDM bagatelizowany	KN, OEF	9
P33	Założenie, że detekcja przecieku umożliwi wykrycie pęknięć	DP, PR	9

\*) Uwagi: DP – Detekcja przecieków z obiegu pierwotnego, IPZ – Okresowa inspekcja pokrywy zbiornika reaktora, KB – Korozja stali spowodowana działaniem kwasu borowego, KN – Korozja naprężeniowa w stopach na bazie niklu, NR – Nadzór nad elektrownią jądrową i inne działania regulatora dot. bezpieczeństwa, OEF – Wykorzystanie doświadczeń eksploatacyjnych, ORG – Organizacja programów działania, PN – Program naprawy elektrowni jądrowej Davis-Besse, PR – Cechy konstrukcyjne związane z projektem elektrowni jądrowej Davis-Besse, SC – Kultura bezpieczeństwa.

zwłoki, łatwo dostępna dla wszystkich zainteresowanych i przystosowana do indywidualnych potrzeb. Przyczyny związane z niedostateczną komunikacją wewnętrzną i zewnętrzną (P20, P24) potwierdzają celowość takich działań naprawczych.

Wiedza dotycząca kontrolowania korozji naprężeniowej i korozji borowej jest również przekazywana w różnego rodzaju dokumentach informacyjnych, zaleceniach i procedurach opracowywanych przez NRC dla własnych inspektorów, operatorów elektrowni jądrowych, przemysłu jądrowego, ośrodków naukowo-badawczych. Ważnym elementem jest przekazywanie informacji potrzebnych do zrewidowania wymagań dotyczących inspekcji NRC oraz oceny skuteczności programów prewencyjnych wdrożonych przez operatorów elektrowni. W niektórych przypadkach dokumenty te okazały się niewystarczające (P22, P25). Ich weryfikacja, w świetle aktualnej wiedzy, i skorygowanie nieprawidłowości jest jednym z ważnych działań naprawczych. Nieprawidłowości dotyczyły również przygotowania raportów prezentujących rezultaty inspekcji przeprowadzanych przez operatora (P28). NRC powinna sprecyzować odpowiednie wymagania dotyczące treści i formy takich raportów i egzekwować skutecznie ich przestrzeganie.

### Zapobieganie i kontrolowanie korozji borowej

Odpowiednia wiedza i mechanizmy jej przekazywania poszczególnym interesariuszom programu EJ powinny być efektywnie wykorzystane do skutecznego zapobiegania potencjalnym problemom i kontrolowania skutków korozji borowej. Ważnym elementem tych działań są programy operatora związane z kontrolą korozji borowej (BACC) i nadzór regulatora zapewniający ich skuteczność. Programy te, a także ich kontrola przez regulatora wymagają weryfikacji i skorygowania.

Kontrola tych programów przez regulatora nie była skuteczna (P25). NRC powinna opracować odpowiednie zalecenia dla inspektorów przeprowadzających okresowe sprawdzanie tego programu w elektrowniach jądrowych, a także zalecenia związane z oceną tych programów przez NRC.

Poprawienia wymaga zakres i metody badania pokrywy. Okresowe inspekcje pokrywy i króćców CRDM powinny zapewnić wykrycie pęknięć, zanim dojdzie do przecieku chłodziwa. Badanie powinno obejmować całą powierzchnię pokrywy i wszystkie króćce CRDM (P31). Celowe wydaje się zalecenie, aby inspektorzy NRC byli obecni przy okresowych badaniach pokrywy. Rozwiązania wymagają również ograniczenia związane z obsadą inspektorów rezydentów i ich niewystarczającą obecnością na miejscu w elektrowni, a także z nie zawsze zadowalającą jakością ich pracy (P27).

Realizacja programów naprawczych (CAP) w elektrowni jądrowej Davis-Besse wymaga zwiększonego wysiłku;

regulator powinien poważnie potraktować kontrolę takich programów. Liczne nieprawidłowości w kontroli problemu korozji borowej w elektrowni jądrowej Davis-Besse były spowodowane nieprzestrzeganiem podstawowych zasad programu naprawczego (P1, P6–P8, P10, P11, P14, P15, P26, P30).

Należy zauważyć, że problem elektrowni jądrowej Davis-Besse był w pewnym stopniu związany z cechami projektowymi reaktora – materiałami, parametrami pracy, podatnością na korozję naprężeniową, a także problemami w procesie fabrykacji (P17–P19). Zmiany dotyczące tych cech projektowych w istniejących reaktorach są dyskusyjne. Pewne modyfikacje ułatwiające wizualną inspekcję pokrywy są oczywiście możliwe i potrzebne (P31). Natomiast korzyści ze zwiększenia czułości systemu detekcji przecieków (P16), oceniane w kategoriach ryzyka, są w opinii autora znikome, zmiany takie nie wydają się celowe.

Poprawienia wymaga również kultura bezpieczeństwa; niedociągnięcia były zarówno po stronie operatora, jak i regulatora. Naciski na wskaźniki ekonomiczne przy planowaniu niezbędnej obsługi, napraw i inspekcji (P9, P12) w elektrowni jądrowej Davis-Besse są wyraźnym symptomem obniżenia kultury bezpieczeństwa. W nadzorze regulatora wysiłki powinny być skierowane na wzmocnienie postaw dociekliwości przy analizowaniu zdarzeń i problemów bezpieczeństwa (P13), a także staranniejszą weryfikację analiz i ocen wykonywanych na zlecenie NRC przez przemysł jądrowy (P21).

Dotyczy to również kwestii organizacyjnych związanych ze sprawowaniem nadzoru, w tym zwiększenie obecności inspektorów rezydentów na miejscu w elektrowni, a także ich szkolenia. Szkolenie inspektorów powinno uwzględnić wnioski wynikające z omawianego tu zdarzenia.

### Uwagi i wnioski

Czytelnik może się zastanawiać, jaki sens ma ponowna szczegółowa dyskusja tego problemu w kontekście jego przyczyn i skutków, oraz wniosków, do jakich doprowadziły te analizy. Zdarzenie to było badane niezwykle skrupulatnie przez kompetentny zespół specjalistów w dziedzinie bezpieczeństwa jądrowego. Badanie ujawniło liczne nieprawidłowości, które były podstawą do sformułowania wielu wniosków zmierzających do wyeliminowania podobnych zdarzeń w przyszłości. Przyczyny uwidocznione na mapie przyczyn zaprezentowanej w tym artykule i wynikające z nich środki naprawcze z pewnością nie są odkrywczymi.

Jednym z zamierzeń autora było w tym przypadku **logiczne uporządkowanie** obszernego materiału faktograficznego w formie **przejrzystej i zrozumiałej** nawet dla czytelników niedostatecznie wprowadzonych w zagadnienia technologii jądrowej. W opinii autora sporządzenie mapy przyczyn jest przydatne i celowe dla logicznego za-

prezentowania rezultatów analiz przyczyn problemu/zdarzenia, niezależnie od tego, jaką metodą zostały znalezione, także wtedy, gdy nie została zastosowana żadna sformalizowana metoda analizy.

Problem korozji pokrywy reaktora Davis-Besse dotyczył specyficznego problemu technicznego – przez blisko dwie dekady, jakie minęły od tego zdarzenia, zmieniło się wiele w sferze technologii, wymaganiach, kryteriach i celach. W przyszłości pojawią się zapewne inne problemy techniczne, które wymagać będą rozwiązania. Wielu z nich moglibyśmy jednak uniknąć, jeśli zostaną wyciągnięte właściwe wnioski z błędów dokonanych w przeszłości.

W tym kontekście warto zwrócić uwagę na charakter zidentyfikowanych przyczyn źródłowych rozpatrywanego problemu – w przeważającej większości były one związane z **błędami organizacyjnymi i niedostateczną kulturą bezpieczeństwa**. Wydaje się, że w świetle obecnych i przyszłych zadań dozoru jądrowego to ważna konstatacja. Zwrócenie uwagi na błędy tego typu i zainwestowanie wysiłku, aby skuteczniej im zapobiegać, będzie procentować w przyszłości.

Warto też uświadomić sobie wielkie zalety mapy przyczyn. To nie tylko skuteczne narzędzie RCA, które ułatwia dogłębne zbadanie przyczyn problemu. Mapa przyczyn

skłania do rozpatrywania spraw, problemów, sytuacji z różnych odmiennych perspektyw, zachęca do zadawania pytań „dlaczego?”, stanowi wygodną platformę do dyskusji i interakcji pracowników organizacji i interesariuszy zewnętrznych, dopomaga w uchwyceniu i logicznym zaprezentowaniu rezultatów pracy wieloosobowego zespołu. Stosowanie tego podejścia sprzyja **kształtowaniu postaw dociekliwości u pracowników i menadżerów**. Takie podejście do rozwiązania problemu operacyjnego jest elementem **budowania wiedzy i umiejętności**, ważnych dla skutecznego działania każdej organizacji, to istotny **element kultury organizacyjnej**.

### Notka o autorze

**Dr inż. Maciej Kulig** – absolwent Wydziału Mechanicznego Energetyki i Lotnictwa Politechniki Warszawskiej, wieloletni pracownik byłego IBJ, później Instytutu Energii Atomowej w Świerku, a następnie zespołu dozoru jądrowego w CLOR, kierownik wydziału analiz w Państwowym Inspektoracie Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej i departamencie GIDJ PAA, ekspert MAEA, konsultant w firmie Enconet Consulting GmbH, Kolingasse 12/7, 1090 Wiedeń, Austria, w zakresie specjalności: energetyka jądrowa, bezpieczeństwo jądrowe, zarządzanie ryzykiem (e-mail: mjk.dom@gmail.com).

## Literatura

1. U.S. Nuclear regulatory Commission, *Davis-Besse Reactor Vessel Head Degradation, Lessons Learned Task Force Report, 2002*, <https://www.nrc.gov/reactors/operating/ops-experience/vessel-head-degradation/lessons-learned/lrtf-report.html> (dostęp: maj, 2020).
2. U.S. Nuclear regulatory Commission, *Status of Davis-Besse Lessons Learned Task Force Recommendations, Final Update, December 2009*, <https://www.nrc.gov/docs/ML1005/ML100539623.pdf> (dostęp: maj, 2020).
3. Scholar Publishing House, *Organizational Learning, A Framework for Public Administration*, Editors: K. Olejniczak, S. Mazur, Warsaw 2014. [https://www.researchgate.net/publication/266617019\\_Organizational\\_Learning\\_A\\_Framework\\_for\\_Public\\_Administration](https://www.researchgate.net/publication/266617019_Organizational_Learning_A_Framework_for_Public_Administration) (dostęp: maj, 2020).
4. M. Kulig, *Analiza przyczyn awarii w japońskiej elektrowni jądrowej Fukushima Dai-ichi w marcu 2011 roku*, Biuletyn Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna Państwowej Agencji Atomistyki, 2/2015.
5. M. Kulig, *Incydent radiologiczny w elektrowni jądrowej Paks w kwietniu 2003 roku – analiza przyczyn*, Biuletyn Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna Państwowej Agencji Atomistyki, 1/2016.
6. M. Kulig, *Doświadczenia operacyjne i ciągłe doskonalenie w energetyce jądrowej – wyzwania i bariery, teoria i praktyka*, Biuletyn Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna Państwowej Agencji Atomistyki, 1/2018.
7. M. Kulig, *Analizy przyczyn źródłowych RCA – przegląd metod*, Biuletyn Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna Państwowej Agencji Atomistyki, 2/2018.
8. M. Kulig, *Wykorzystanie doświadczeń eksploatacyjnych (OEF) w sektorze jądrowym – Czy efektywnie rozwiązujemy problemy operacyjne?*, Biuletyn Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna Państwowej Agencji Atomistyki, 4/2018.
9. M. Kulig, *Doskonalenie przedsiębiorstw. Kryzys drogą do sukcesu*, Wydawnictwo Naukowe PWN SA, Warszawa 2016.
10. M. Kulig, *Katastrofa kolejowa pod Szczekocinami – Czy wystarczająco skorzystaliśmy z tej lekcji?*, „Przegląd Techniczny”, dwutygodnik nr 16–20, 2017.
11. A. Strupczewski, *Oslabienie korozyjne pokrywy zbiornika reaktora w EJ Davis Besse*, NCBJ, 2014. <http://atom.edu.pl/index.php/bezpieczenstwo/inne-wypadki/korozja-w-ej-davis-besse.html> (dostęp: maj, 2020).
12. “United States Court of Appeals, Sixth Circuit, No. 08-3655”, <http://caselaw.findlaw.com/us-6th-circuit/1531415.html> (dostęp: maj, 2020).
13. “Davis-Besse management submits root cause analysis report to NRC”, <https://www.power-eng.com/2002/08/15/davis-besse-management-submits-root-cause-analysis-report-to-nrc/#gref> (dostęp: maj, 2020).
14. ThinkReliability Inc., *Root Cause Analysis of the Davis Besse Nuclear Power Plant Reactor Head Corrosion*, [https://www.thinkreliability.com/case\\_studies/root-cause-analysis-of-the-davis-besse-nuclear-power-plant-react/](https://www.thinkreliability.com/case_studies/root-cause-analysis-of-the-davis-besse-nuclear-power-plant-react/) (dostęp: maj, 2020).

# Materiały TENORM w przemyśle i obowiązki podmiotów nimi operujących w kontekście nowelizacji Prawa atomowego

## *Industrial operators duties regarding TENORM in view of latest amendment of Atomic law*

Tomasz Pliszczyński, Jakub Ośko, Grzegorz Szaciłowski, Małgorzata Dymecka, Katarzyna Rzemek, Tomasz Lotz  
Narodowe Centrum badań Jądrowych

**Streszczenie:** W środowisku naturalnym występują materiały promieniotwórcze, które określa się mianem NORM (ang. *Naturally Occurring Radioactive Material*). Zwykle nie stanowią one istotnego zagrożenia z punktu widzenia ochrony radiologicznej, jednak ich przetwarzanie może prowadzić do powstawania tzw. materiałów TENORM (ang. *Technologically Enhanced Naturally Occurring Radioactive Material*). Są to materiały, których właściwości zostały zmienione i/lub skoncentrowane, podczas procesów technologicznych, w taki sposób, że mogą stanowić zagrożenie dla ludzi i/lub środowiska. W wyniku nowelizacji ustawy – Prawo atomowe problem ten został usankcjonowany prawnie, a na zakłady przemysłowe został nałożony obowiązek kontroli wykorzystywanych technologii pod kątem ochrony radiologicznej, a także podjęcia odpowiednich działań w przypadku wykrycia zagrożenia.

**Słowa kluczowe:** naturalnie występujące materiały promieniotwórcze – NORM, technologicznie ulepszone NORM – TENORM, nowela ustawy – Prawo atomowe 2019, obowiązki podmiotów wykorzystujących TENORM, wskazanie obszarów działalności z TENORM wymagających kontroli.

**Abstract:** *Radioactive materials, that occur in the natural environment, are called NORM (Naturally Occurring Radioactive Material). Usually they do not pose a significant risk from the radiation protection point of view, however, their industrial processing may lead to the formation of so-called TENORM (Technologically Enhanced Naturally Occurring Radioactive Material). These are materials whose properties have been changed and/or concentrated during technological processes in such a way that they can pose a risk to people and/or the environment. As a result of the amendment to the Atomic law, this problem has been legally sanctioned, and the industrial plants have been obliged to control (from the radiation protection point of view) the technologies used, as well as to take adequate action when a threat is identified.*

**Keywords:** *naturally occurring radioactive material – NORM, technologically enhanced NORM – TENORM, Atomic law amendment 2019, new obligations of TENORM operators, technologies using TENORM subject to be monitored.*

Śladowe ilości pierwiastków promieniotwórczych występują powszechnie w wielu materiałach wykorzystywanych w różnych gałęziach przemysłu i życia codziennego. Ich obecność wiąże się z występowaniem na ziemi długożyjących pierwiastków promieniotwórczych, produktów ich rozpadu oraz z ciągłą produkcją niektórych radionuklidów krótkożyjących w wyniku oddziaływania promieniowania kosmicznego na górne warstwy atmosfery. Na przykład w węglu kamiennym wydobywanym w Górnośląskim Zagłębiu Węglowym średnie stężenie promieniotwórcze  $^{238}\text{U}$  i  $^{232}\text{Th}$  wynosi odpowiednio 18 i 11 Bq/kg [1]. W rudach

miedzi wydobywanych na terenie Polski zawartość uranu wynosi około 60–80 ppm, z kolei w rudach Olympic Dam w Australii wartość ta jest niemal 3,5-krotnie większa i wynosi 200 ppm [2]. Naturalnie występujące materiały promieniotwórcze określa się mianem NORM (ang. *Naturally Occurring Radioactive Material*).

W postaci pierwotnej materiały NORM nie stanowią istotnego zagrożenia z punktu widzenia ochrony radiologicznej. Jednakże ich przetwarzanie może prowadzić do powstawania tzw. materiałów TENORM (ang. *Technologically Enhanced Naturally Occurring Radioactive*

*Material*). Jest to grupa materiałów, których właściwości (radiologiczne, fizyczne lub chemiczne) zostały zmienione i/lub skoncentrowane w efekcie procesów technologicznych w taki sposób, że z punktu widzenia ochrony radiologicznej mogą stanowić zagrożenie dla ludzi i/lub środowiska.

Problem wzrastającego rozpowszechnienia materiałów typu TENORM w środowisku człowieka znalazł odzwierciedlenie w nowelizacji ustawy – Prawo atomowe, z dnia 23 września 2019 r., która objęła swymi regulacjami niewzględniane wcześniej obszary działalności technicznej. Dotyczy to zwłaszcza tych obszarów, w których istnieje potencjalne ryzyko wystąpienia materiałów typu TENORM. Wspominane ryzyko związane jest głównie z występowaniem izotopów z szeregu uranowo–radowego, szeregu torowego oraz  $^{40}\text{K}$ . Nowe brzmienie ustawy – Prawo atomowe nakłada na podmioty operujące materiałami zawierającymi  $^{238}\text{U}$  i/lub  $^{232}\text{Th}$  w stężeniu przekraczającym 1 kBq/kg, lub  $^{40}\text{K}$  w stężeniu przekraczającym 10 kBq/kg, obowiązek powiadomienia o tym fakcie Państwowego Wojewódzkiego Inspektora Sanitarnego. W artykule 4 ust. 1a ustawy – Prawo atomowe wymieniono rodzaje działalności, których obowiązek ten dotyczy. Należą do nich:

- 1) wydobywanie ropy naftowej lub gazu ziemnego,
- 2) wydobywanie rud metali, z wyjątkiem rudy uranu,
- 3) wykorzystanie wód termalnych do produkcji energii,
- 4) wydobywanie lub przerób fosforytów, w tym produkcja fosforu, kwasu fosforowego lub nawozów fosforowych,
- 5) uzdatnianie lub filtrowanie wody z ujęć podziemnych,
- 6) produkcja surówki z rudy żelaza,
- 7) pozyskiwanie pierwiastków ziem rzadkich z monocyту,
- 8) produkcja cyny, ołowiu lub miedzi,
- 9) produkcja cyrkonu lub cyrkonii,
- 10) produkcja pigmentu  $\text{TiO}_2$ ,
- 11) eksploatacja elektrowni węglowych, w tym konserwacja kotłów,
- 12) produkcja cementu, w tym konserwacja pieców klinierowych,
- 13) przerób rudy niobu lub tantalu,
- 14) produkcja związków toru lub wytwarzanie produktów zawierających tor,
- 15) wykonywanie pracy w miejscach pracy, w których, pomimo podjęcia działań zgodnie z zasadą optymalizacji, stężenie radonu wewnątrz pomieszczeń w tych miejscach pracy przekracza poziom odniesienia ( $300 \text{ Bq/m}^3$ ),
- 16) wykonywanie pracy w miejscach pod ziemią, w których, pomimo podjęcia działań zgodnie z zasadą optymalizacji, poziom stężenia energii potencjalnej alfa krótkożytych produktów rozpadu radonu w tych miejscach pracy wskazuje na możliwość otrzymania przez pracownika dawki skutecznej (efektywnej) większej niż 1 mSv (miliswert) rocznie.

Radionuklidy wchodzące w skład materiałów NORM można podzielić ze względu na sposób zachowania pod-

czas obróbki technologicznej na takie, które będą ulegały zateżaniu w materiale wyjściowym oraz takie, które będą uwalniane do środowiska w trakcie trwania procesu. W przypadku procesów wysokotemperaturowych w odpadach stałych spodziewać się można zwiększonego stężenia izotopów uranu i toru, ponieważ ich temperatury topnienia i wrzenia (odpowiednio 1132 i 3818°C oraz 1750 i 4780°C) są wyższe od temperatur spalania węgla czy temperatury topnienia metali, którym izotopy te towarzyszą w rudach oraz koncentratkach stosowanych w hutnictwie. W przypadku izotopów metali, których temperatury topnienia są stosunkowo niskie (np. polon, bizmut, tal czy ołów), spodziewać się można, że będą one zasilaly gazy odlotowe lub inne gazy procesowe. Kondensacja par tych izotopów na cząstkach pyłów lotnych prowadzi do zróżnicowania ich zawartości w różnych frakcjach stałych odpadów procesów obróbki termicznej. W niekorzystnych warunkach izotopy te, w postaci lotnej, mogą być również uwalniane do atmosfery i na skutek opadu powodować skażenia gleby w strefie oddziaływania kominów.

Obróbka lub produkcja tego typu materiałów prowadzi do sytuacji, w której może dochodzić do narażenia radiologicznego przekraczającego graniczną dawkę roczną dla osób z populacji (1 mSv/rok). Dotyczy to w szczególności pracowników zatrudnionych w wymienionych gałęziach przemysłu, którzy dotychczas nie byli traktowani jako osoby pracujące w warunkach narażenia na promieniowanie jonizujące. Narażenie to może być dwójakiego rodzaju: od pól promieniowania przenikliwego – tzw. narażenie zewnętrzne oraz będące wynikiem wniknięcia substancji promieniotwórczych do organizmu człowieka – tzw. narażenie wewnętrzne.

Do narażenia zewnętrznego może dojść w przypadku, gdy podczas procesu wykorzystywane są duże ilości materiałów TENORM. Szczególnie duże ryzyko pojawia się w przypadku przetwarzania odpadów technologicznych, takich jak żużle po wytopie metali czy popioły po spalaniu węgla kamiennego i węgla brunatnego. Średnie stężenia promieniotwórcze  $^{226}\text{Ra}$  (pochodna  $^{238}\text{U}$ ),  $^{228}\text{Ra}$  ( $^{232}\text{Th}$ ) i  $^{40}\text{K}$  w żużlach z różnych gałęzi przemysłu zostały przedstawione w tabeli 1.

Duże nagromadzenie takich materiałów, np. na hałdach przy elektrowniach czy hutach, może powodować lokalny wzrost poziomu mocy dawki promieniowania gamma, nawet do wartości ponad 10 Sv/godz. (około 100 razy po-

**Tabela 1.** Zawartość wybranych radionuklidów w żużlach z przemysłu energetycznego i metalurgicznego (źródło [3]).

**Table 1.** The content of selected radionuclides in slags from energy and metallurgical industry (source [3]).

Materiał	$^{226}\text{Ra}$ [Bq/kg]	$^{228}\text{Ra}$ [Bq/kg]	$^{40}\text{K}$ [Bq/kg]
Żużel powęglowy	150	102	615
Żużel ołowiuowy	77	11	830
Żużel miedziowy	470	40	790



wyżej wartości tła), co przy regularnej pracy na takim obszarze powodowałoby przekroczenie dawki granicznej dla pracowników zawodowo narażonych (zaliczanych do kat. A). Personel pracujący na takich obszarach powinien być objęty monitoringiem narażenia i traktowany tak jak pracownicy zawodowo narażeni na promieniowanie jonizujące.

Narażenie wewnętrzne dotyczy przede wszystkim pracowników zatrudnionych w tych miejscach, w których występuje duże zapylenie pochodzące od materiałów TENORM lub istnieje możliwość uwolnień aerozoli promieniotwórczych do atmosfery. Źródłem szczególnie dużego zagrożenia są procesy wysokotemperaturowe. W takich miejscach do powietrza mogą się przedostać izotopy o stosunkowo niskich temperaturach topnienia. Są to izotopy pierwiastków, takich jak polon (temperatura topnienia 254°C), bizmut (271°C), ołów (327,5°C) czy rad (696°C). Izotopy te łącznie ze swoimi izotopami macierzystymi należą do pierwszej grupy izotopów promieniotwórczych charakteryzujących się najwyższą radiotoksycznością [1]. Wchłonięcie ich do organizmu, zwłaszcza na drodze inhalacyjnej, może powodować otrzymanie znaczących dawek obciążających. W tabeli 2 przedstawiono przykłady obciążających dawek skutecznych, wynikających

**Tabela 2.** Obciążająca dawka skuteczna  $e(50)$  dla osób zawodowo narażonych, wyrażona w siwertach (Sv), od jednostkowego wniknięcia (1 Bq) wybranych radionuklidów, gdzie F, M, S to odpowiednio: szybka, średnia i wolna absorpcja radionuklidu z płuc (AMAD=5  $\mu$ m) (źródło [4]).

**Table 2.** Committed effective dose  $e(50)$  for occupationally exposed, expressed in sievert (Sv), after single intake (1 Bq) of selected radionuclides, where F, M, S are: fast, medium and slow absorption of radionuclide from the lungs (AMAD=5  $\mu$ m) (source [4]).

Izotop	Droga pokarmowa		Droga oddechowa	
$^{210}\text{Pb}$	3,2E-7	F	7,0E-7	
		M	6,2E-7	
		S	9,2E-6	
$^{210}\text{Po}$	1,8E-7	F	2,8E-7	
		M	1,1E-6	
		S	1,8E-6	
$^{226}\text{Ra}$	1,3E-7	F	1,6E-7	
		M	1,4E-6	
		S	1,3E-5	
$^{238}\text{U}$	3,1E-8* 3,1E-9**	F	2,2E-7	
		M	1,2E-6	
		S	1,2E-5	
$^{232}\text{Th}$	7,0E-8	F	4,0E-5	
		M	8,2E-6	
		S	5,4E-5	

\* Związki rozpuszczalne

\*\* Związki względnie nierozpuszczalne

z jednostkowego wniknięcia 1 Bq wybranych radionuklidów. Wystarczy wniknięcie na poziomie kilku do kilkadziesiąt kBq, aby otrzymać dawkę graniczną dla osób zawodowo narażonych. Stąd już nawet niewielkie stężenia tych izotopów w powietrzu, rzędu ułamka bekerela w metrze sześciennym, stanowią realne zagrożenie, szczególnie widoczne np. w przypadku  $^{210}\text{Po}$ .

Systemy wentylacyjne niewyposażone w odpowiednie filtry mogą emitować do środowiska znaczne ilości izotopów promieniotwórczych. W wyniku osadzania się aerozoli na powierzchni może dochodzić do skażenia środowiska.

Dodatkowo wszędzie tam, gdzie występują materiały TENORM, a praca odbywa się w pomieszczeniach lub ograniczonych przestrzeniach (kopalnie głębinowe), istnieje zagrożenie związane z obecnością w powietrzu wysokich stężeń aktywności promieniotwórczych radonu oraz jego pochodnych.

Znowelizowane Prawo atomowe nakłada na podmioty, które będą operowały materiałami TENORM, między innymi obowiązki (art. 5 ust. 5 pkt 17):

- określenia rodzaju, zakresu i miejsca wykonywania działalności objętej powiadomieniem, a także stężenia promieniotwórczego lub aktywności źródeł promieniowania jonizującego, z którymi będzie wykonywana działalność objęta powiadomieniem;
- określenia zakładanego narażenia pracowników i osób z ogółu ludności w wyniku wykonywania działalności objętej powiadomieniem;
- uzasadnienia podjęcia działalności objętej powiadomieniem oraz określenia planowanych metod monitoringu i optymalizacji narażenia.

Podmioty, których to dotyczy, powinny w najbliższym czasie wdrożyć stosowne badania i programy, które będą miały na celu zidentyfikowanie zagrożeń radiologicznych, jakie stwarzają dla swojego personelu oraz otoczenia.

Podsumowując, obecność naturalnych pierwiastków promieniotwórczych w otoczeniu człowieka może w pewnych warunkach stanowić zagrożenie z punktu widzenia ochrony radiologicznej. Szczególnym źródłem takiego zagrożenia są materiały typu TENORM, wytworzone z naturalnie niegroźnych (pod kątem radiologicznym) surowców. W wyniku nowelizacji Prawa atomowego problem ten został usankcjonowany prawnie, a na zakłady przemysłowe został nałożony obowiązek kontroli wykorzystywanych technologii pod kątem ochrony radiologicznej, a także podjęcia odpowiednich działań w przypadku wykrycia zagrożenia.

## Notka o autorach

**Mgr inż. Tomasz Pliszczyński** – absolwent Wydziału Elektroniki Politechniki Warszawskiej, Inspektor Ochrony Radiologicznej Narodowego Centrum Badań Jądrowych (e-mail: Tomasz.Pliszczyński@ncbj.gov.pl).

**Dr inż. Jakub Ośko** – absolwent Wydziału Mechatroniki Politechniki Warszawskiej, kierownik Laboratorium Pomiarów Dozymetrycznych Narodowego Centrum Badań Jądrowych.

**Dr inż. Grzegorz Szaciłowski** – absolwent Wydziału Energetyki i Paliw Akademii Górniczo-Hutniczej w Krakowie, kierownik Sekcji Pomiarów Skażeń Środowiska w Laboratorium Pomiarów Dozymetrycznych Narodowego Centrum Badań Jądrowych.

**Mgr inż. Małgorzata Dymecka** – absolwentka Wydziału Chemicznego Politechniki Warszawskiej, kierownik Działu Pomiarów Skażeń w Laboratorium Pomiarów Dozymetrycznych Narodowego Centrum Badań Jądrowych.

**Dr inż. Katarzyna Rzemek** – absolwentka Wydziału Chemicznego Politechniki Warszawskiej. Starszy specjalista badawczo-techniczny w Laboratorium Pomiarów Dozymetrycznych Narodowego Centrum Badań Jądrowych.

**Inż. Tomasz Lotz** – absolwent Wydziału Elektrycznego Politechniki Warszawskiej.

## Literatura

1. Olkuski T., Stala-Szlugaj K., *Pierwiastki promieniotwórcze w węglu oraz w produktach odpadowych powstających podczas jego spalania*. Rocznik Ochrony Środowiska 11(2009)2:913–922.
2. Kiegiel K., Zakrzewska-Kołtuniewicz G., *Zasoby uranu w Polsce – możliwości pozyskiwania uranu ze źródeł niekonwencjonalnych*. Postępy Techniki Jądrowej 61(2018):17–22.
3. <https://www.epa.gov/radiation/technologically-enhanced-naturally-occurring-radioactive-materials-tenorm> (dostęp: 25-03-2020).
4. ICRP, 2017. *Occupational Intakes of Radionuclides: Part 3*. ICRP Publication 137. Ann. ICRP 46(3/4).

# Prawne uwarunkowania ochrony fizycznej elektrowni jądrowych w Polsce

## *Legal aspects of nuclear security for nuclear power plants in Poland*

Kamil Adamczyk  
Ministerstwo Klimatu

**Streszczenie:** Opracowanie skutecznego systemu ochrony fizycznej elektrowni jądrowej stanowi jeden z kluczowych czynników warunkujących jej budowę i eksploatację. W tym świetle przedmiotem artykułu są aktualne wymagania dotyczące ochrony fizycznej, jakie będzie musiał spełnić inwestor pierwszej polskiej elektrowni jądrowej na poszczególnych etapach procesu jej licencjonowania, począwszy od ustalenia jej lokalizacji, a skończywszy na uzyskaniu zezwolenia na eksploatację. Szczególna uwaga zwrócona została na dodatkowe wymagania w tym zakresie wprowadzone na mocy nowelizacji ustawy – Prawo atomowe z 2019 r. Ponadto przedstawiono prawne i instytucjonalne ramy krajowego systemu ochrony fizycznej materiałów i obiektów jądrowych oraz podstawowe zasady, na jakich ten system się opiera, a które określone są w Konwencji o ochronie fizycznej materiałów i obiektów jądrowych. Należy uznać, że opracowany i wdrażany zgodnie z powyższymi wymaganiami system ochrony fizycznej elektrowni jądrowej będzie spełniał najwyższe standardy międzynarodowe.

Zasadnicza odpowiedzialność za opracowanie i wdrożenie systemu ochrony fizycznej elektrowni jądrowej spoczywać będzie na jej inwestorze/operatorze. Rola właściwych organów państwa polegać będzie przede wszystkim na zatwierdzeniu tego systemu oraz sprawowaniu nad nim nadzoru, jak również na identyfikacji i ocenie potencjalnych zagrożeń dla obiektów jądrowych. Zapewnienie skutecznej ochrony fizycznej pierwszej polskiej elektrowni jądrowej wymagać będzie zatem ścisłego współdziałania inwestora/operatora (oraz dostawcy technologii) z właściwymi organami państwa oraz odpowiedniej koordynacji działań tych organów.

**Słowa kluczowe:** ochrona fizyczna, licencjonowanie elektrowni jądrowej, regulacje jądrowe.

**Abstract:** *One of the key aspects of implementation of nuclear power plant project is to develop and maintain an effective physical protection system for protecting nuclear facility against terrorist attacks or possibility of sabotage, theft or unauthorized removal of nuclear material. The article deals with current physical protection requirements that the investor of the first Polish nuclear power plant will have to comply with, in order to obtain construction and operating licences. Particular attention will be paid to the requirements introduced by the 2019 Amendment to Polish Atomic Law Act. The article outlines also legislative and institutional framework of nuclear security regime in Poland along with the relevant provisions of the amended Convention of the Physical Protection of Nuclear Material.*

*The physical protection system (PPS) for a nuclear power plant should be designed by the investor/operator according to the applicable regulatory requirements. The role and competences of State authorities are to establish and enforce requirements for PPS as well as to develop the design basis threat which describes the capabilities of potential insider and external adversaries. Effective implementation of physical protection system requires therefore cooperation and coordination of actions between investor/operator and relevant State authorities.*

**Keywords:** *physical protection, nuclear security, licensing process, nuclear regulations.*

Aktualny projekt *Polityki energetycznej Polski do 2040 r.*<sup>1</sup> przewiduje wybudowanie pierwszej elektrowni jądrowej do 2033 r. Planowane bloki jądrowe po oddaniu do eksploatacji będą pełniły kluczową rolę w zapewnieniu bezpieczeństwa energetycznego kraju, dywersyfikacji źródeł energii

oraz obniżeniu emisyjności sektora energetyki. Jednocześnie jako strategiczne obiekty infrastruktury energetycznej będą potencjalnie narażone m.in. na akty terroru, sabotażu czy kradzieży materiałów promieniotwórczych. Chociaż prawdopodobieństwo ich wystąpienia jest stosunkowo nie-

<sup>1</sup> Projekt dokumentu „Polityka energetyczna Polski do 2040 r. – strategia rozwoju sektora paliwowo-energetycznego” (wersja 2.1 z 18.11.2019 r.), Ministerstwo Energii.

wielkie, ewentualne skutki tego typu aktów mogą daleko wykraczać poza konieczność czasowego zawieszenia eksploatacji elektrowni. W konsekwencji zapewnienie skutecznego systemu ochrony fizycznej planowanych elektrowni jądrowych urasta do rangi jednego z kluczowych czynników warunkujących wdrożenie i funkcjonowanie energetyki jądrowej w Polsce. Nieprzypadkowo zapewnienie wysokiego poziomu bezpieczeństwa jądrowego i ochrony fizycznej wskazane zostało jako jeden z priorytetowych celów Programu polskiej energetyki jądrowej<sup>2</sup> (PPEJ).

W tym kontekście warto przyjrzeć się znowelizowanej we wrześniu 2019 r. ustawie – Prawo atomowe<sup>3</sup>. Reguluje ona sposób przeprowadzania oceny potencjalnych zagrożeń dla obiektów jądrowych przez właściwe organy państwowe oraz określa m.in. wymagania dotyczące ochrony fizycznej, jakie spełnić musi inwestor lub operator obiektu jądrowego. Zmiany wprowadzone nowelizacją z 2019 r.<sup>4</sup> pozwolą z jednej strony na wzmocnienie krajowego systemu ochrony fizycznej materiałów i obiektów jądrowych, a z drugiej stanowią kolejny krok w implementacji zaleceń Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej.

Mając na względzie powyższe, celem artykułu jest ocena aktualnie obowiązujących wymagań dotyczących ochrony fizycznej, jakie inwestor/operator pierwszej polskiej elektrowni jądrowej będzie musiał spełnić na poszczególnych etapach procesu jej licencjonowania. Prawnomiędzynarodowe źródła systemu ochrony fizycznej zostaną omówione skrótowo – w poprzednim numerze biuletynu „Bezpieczeństwo jądrowe i ochrona radiologiczna” ukazał się bowiem obszerny artykuł na ten temat.<sup>5</sup>

## 1. Ramy prawnomiędzynarodowe

Konwencja o ochronie fizycznej materiałów jądrowych<sup>6</sup> w wersji zmienionej Poprawką z dnia 8 lipca 2005 r. do Konwencji o ochronie fizycznej materiałów jądrowych<sup>7</sup> nakłada na państwa-strony obowiązek wdrożenia i utrzymania krajowego systemu ochrony fizycznej materiałów i obiektów jądrowych. Zgodnie z art. 2A ust. 1 system ten ma na celu:

a) ochronę materiałów i obiektów jądrowych znajdujących się na terenie danego państwa przed sabotażem oraz łagodzenie lub minimalizowanie jego radiologicznych skutków,

b) ochronę materiałów jądrowych przed kradzieżą i innym bezprawnym zawładnięciem podczas ich stosowania, przechowywania i transportu,

c) umożliwienie szybkiej lokalizacji i, jeśli jest to właściwe, odzyskanie zaginionych lub skradzionych materiałów jądrowych.

Kluczowe dla ochrony obiektów jądrowych pojęcie „sabotażu” zostało w Konwencji zdefiniowane bardzo szeroko jako: „wszelkie umyślne działanie wymierzone przeciw obiektowi jądrowemu (...), które może bezpośrednio lub pośrednio narazić zdrowie i bezpieczeństwo personelu, ogółu ludności lub środowiska poprzez narażenie na promieniowanie lub uwolnienie substancji promieniotwórczych.”

W świetle art. 2a ust. 2 Konwencji do podstawowych obowiązków państwa w procesie wdrażania krajowego systemu ochrony fizycznej materiałów i obiektów jądrowych należy:

- **ustanowienie prawnych i regulacyjnych ram ochrony fizycznej**, czyli m.in. określenie wymagań, jakie muszą spełniać projektowane przez inwestorów systemy ochrony fizycznej obiektów jądrowych,
- **wyznaczenie organów, które będą odpowiedzialne za wdrażanie ww. ram prawnych i regulacyjnych**, w szczególności poprzez udzielanie właściwych zezwoleń, sprawowanie nadzoru nad ochroną fizyczną materiałów i obiektów jądrowych, jak również zapobieganie i zwalczanie potencjalnych zagrożeń.

Rolą inwestora/operatora obiektu jądrowego jest z kolei opracowanie i wdrożenie systemu ochrony fizycznej elektrowni jądrowej zgodnie z wymaganiami określonymi w prawie i pod nadzorem właściwych instytucji państwowych.

Aby powyższy system skutecznie funkcjonował, Konwencja ustanawia 12 podstawowych zasad ochrony fizycznej materiałów i obiektów jądrowych przedstawionych w tabeli 1.

Równoległe do wiążących instrumentów prawa międzynarodowego, istnieją także dokumenty *soft law* przyjmowane pod auspicjami MAEA. Stanowią one istotne uzupełnienie międzynarodowego systemu źródeł prawa jądrowego. Pomimo, że dokumenty te nie mają charakteru prawnie wiążącego, zawierając jedynie zalecenia skierowane do państw, ze względu na swój ekspercki charakter i wysoki poziom merytoryczny, są powszechnie uznawane przez państwa za wyznacznik wysokich standardów w zakresie ochrony fizycznej obiektów i materiałów jądrowych

<sup>2</sup> Uchwała Rady Ministrów Nr 15/2014 z 28 stycznia 2014 r. w sprawie programu wieloletniego pod nazwą „Program polskiej energetyki jądrowej” (M.P. poz. 502).

<sup>3</sup> Ustawa z dnia 29 listopada 2000 r. – Prawo atomowe (Dz.U. z 2019 r. poz. 1792).

<sup>4</sup> Ustawa z dnia 13 czerwca 2019 r. o zmianie ustawy Prawo atomowe oraz ustawy o ochronie przeciwpożarowej (Dz.U. poz. 1593).

<sup>5</sup> B. Gerałt, „Prawnomiędzynarodowe źródła reżimu ochrony fizycznej materiałów jądrowych”, Biuletyn Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna Państwowej Agencji Atomistyki Nr 4/2019, str. 33–40, Warszawa, 2019.

<sup>6</sup> Konwencja o ochronie fizycznej materiałów jądrowych wraz z załącznikami I i II, otwarta do podpisu w Wiedniu i Nowym Jorku w dniu 3 marca 1980 r. (Dz.U. z 1989 r. nr 17 poz. 93).

<sup>7</sup> Poprawka do Konwencji o ochronie fizycznej materiałów jądrowych, przyjęta w Wiedniu dnia 8 lipca 2005 r. (Dz.U. z 2006 r. Nr 235 poz. 1696).

**Tabela 1.** Podstawowe zasady ochrony fizycznej materiałów i obiektów jądrowych wskazane w art. 2a Konwencji o ochronie fizycznej materiałów jądrowych.**Table 1.** Basic principles of physical protection of nuclear material and nuclear facilities laid down in Article 2a of the amended Convention of Physical Protection of Nuclear Material.

<b>Zasada A</b>	<b>Odpowiedzialność państwa</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>Odpowiedzialność za ustanowienie, wdrożenie i utrzymanie krajowego systemu ochrony fizycznej na terytorium danego państwa spoczywa wyłącznie na tym państwie.</li> </ul>
<b>Zasada B</b>	<b>Odpowiedzialność podczas transportu międzynarodowego</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>Odpowiedzialność państwa za zapewnienie, by materiały jądrowe były odpowiednio chronione, rozciąga się na międzynarodowy transport tych materiałów aż do momentu właściwego i należytego przekazania tej odpowiedzialności innemu państwu.</li> </ul>
<b>Zasada C</b>	<b>Ramy prawne i regulacyjne</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>Państwo jest odpowiedzialne za ustanowienie i utrzymywanie ram prawnych i regulacyjnych w zakresie ochrony fizycznej.</li> </ul>
<b>Zasada D</b>	<b>Właściwy organ</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>Państwo powinno ustanowić lub wyznaczyć właściwy organ, który odpowiada za wdrożenie ram prawnych i regulacyjnych i jest wyposażony w uprawnienia, kompetencje oraz środki finansowe i kadrowe stosownie do wypełniania nałożonych nań obowiązków.</li> </ul>
<b>Zasada E</b>	<b>Odpowiedzialność posiadacza zezwolenia</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>Główna odpowiedzialność za zapewnienie ochrony fizycznej materiałów jądrowych lub obiektów jądrowych spoczywa na posiadaczach stosownych zezwoleń lub innych dokumentów uprawniających.</li> </ul>
<b>Zasada F</b>	<b>Kultura bezpieczeństwa</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>Wszystkie organizacje zaangażowane we wdrażanie ochrony fizycznej powinny nadać należyty priorytet kulturze bezpieczeństwa, jej rozwijaniu i utrzymywaniu, niezbędnego do zapewnienia jej skutecznego wprowadzenia w życie w całej strukturze organizacyjnej.</li> </ul>
<b>Zasada G</b>	<b>Ocena zagrożenia</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>Ochrona fizyczna powinna się opierać na aktualnej ocenie zagrożenia.</li> </ul>
<b>Zasada H</b>	<b>Stopniowane podejście do ochrony fizycznej</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>Wymogi ochrony fizycznej należy oprzeć na podejściu stopniowanym, uwzględniając aktualną ocenę zagrożenia, względną atrakcyjność i rodzaj materiałów, a także potencjalne skutki związane z nieuprawnionym zawładnięciem materiałów jądrowych oraz z sabotażem wymierzonym w materiały jądrowe lub obiekty jądrowe.</li> </ul>
<b>Zasada I</b>	<b>Obrona w głąb</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>Wymogi w zakresie ochrony fizycznej powinny odzwierciedlać koncepcję kilku poziomów i metod ochrony (strukturalne i inne techniczne, osobowe i organizacyjne), które przeciwnik musiałby przewyżczyć lub obejść dla zrealizowania swoich celów.</li> </ul>
<b>Zasada J</b>	<b>Zapewnienie jakości</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>W celu uzyskania pewności, iż spełnione zostały określone wymogi dotyczące wszystkich działań istotnych z punktu widzenia ochrony fizycznej, należy ustanowić i wdrożyć politykę zapewnienia jakości i programy zapewnienia jakości.</li> </ul>
<b>Zasada K</b>	<b>Plany awaryjne</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>Plany awaryjne opisujące postępowanie w przypadku nieuprawnionego zawładnięcia materiałem jądrowym, sabotażu wymierzonego w materiały jądrowe lub obiekt jądrowy bądź próby dokonania takich czynów powinny być opracowane oraz przećwiczone przez posiadaczy zezwoleń oraz odpowiednie organy.</li> </ul>
<b>Zasada L</b>	<b>Poufność</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>Państwo powinno określić wymogi dotyczące ochrony poufności informacji, których nieuprawnione ujawnienie mogłoby być niekorzystne z punktu widzenia ochrony fizycznej materiałów i obiektów jądrowych.</li> </ul>

i jako takie, w różnym zakresie, implementowane są do wewnętrznych porządków prawnych.

Kluczowym dokumentem w tym zakresie jest dokument pt. „IAEA Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (INFCIRC/225/Revision 5)”<sup>8</sup>. Dokument ten stanowi

zbiór dobrych praktyk dot. opracowywania, wdrażania i utrzymywania systemów ochrony fizycznej. Skierowany jest on zarówno do instytucji państwowych, jak i do posiadaczy właściwych zezwoleń (w szczególności inwestorów/operatorów obiektów jądrowych).

<sup>8</sup> IAEA Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (INFCIRC/225/Revision 5), IAEA Nuclear Security Series No. 13, IAEA, Vienna (2011).

## 2. Prawne i instytucjonalne ramy krajowego systemu ochrony fizycznej materiałów i obiektów jądrowych

Podstawowymi aktami prawnymi, w zakresie ochrony fizycznej materiałów i obiektów jądrowych, są ustawa z dnia 29 listopada 2000 r. – Prawo atomowe<sup>9</sup> (dalej: „ustawa”) oraz rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 4 listopada 2008 r. w sprawie ochrony fizycznej materiałów jądrowych i obiektów jądrowych.<sup>10</sup> Przepisy bezpośrednio lub pośrednio odnoszące się do ochrony fizycznej obiektów jądrowych zawarte są jednak również w szeregu innych aktów prawnych (tab. 2).

Organami, które są odpowiedzialne za wdrożenie ram prawnych dotyczących ochrony fizycznej, są przede wszystkim Prezes Państwowej Agencji Atomistyki oraz Szef Agencji Bezpieczeństwa Wewnętrznego. Niemniej jednak kilka innych organów państwowych również posiada kompetencje w tym zakresie, co zostało przedstawione w tabeli 3.

Wszystkie wymienione wyżej organy biorą ponadto m.in. udział w przeprowadzaniu oceny potencjalnych zagrożeń dla materiałów i obiektów jądrowych (podstawowe zagrożenie projektowe) w zakresie swojej właściwości.

## 3. Wymagania dotyczące ochrony fizycznej w procesie wydawania zezwoleń na budowę i eksploatację elektrowni jądrowej

Proces wydawania zezwoleń w zakresie bezpieczeństwa jądrowego obejmuje wszystkie etapy cyklu życiowego obiektów jądrowych (budowa, rozruch, eksploatacja, likwidacja). Na każdym z nich wydawane są przez organy państwowe zezwolenia lub inne decyzje administracyjne, których uzyskanie, po spełnieniu określonych prawem warunków, umożliwia inwestorowi podjęcie określonej działalności dotyczącej obiektu jądrowego (np. jego budowy czy rozruchu). W procesie o którym mowa powyżej kluczową rolę pełni organ właściwy do spraw bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej (dalej: „BJiOR”) tj. Prezes PAA. Organ ten wydaje m.in. zezwolenie na eksploatację obiektu jądrowego potwierdzające, że obiekt ten spełnia określone w prawie wymagania w zakresie BJOR.

Systemy ochrony fizycznej opracowywane są indywidualnie dla każdego obiektu jądrowego. Wymagania dotyczące tego systemu muszą być uwzględniane na każdym etapie procesu wydawania zezwoleń na budowę i eksploatację obiektu jądrowego. Z przepisów ustawy – Prawo atomowe można zrekonstruować następujące etapy życia systemu ochrony fizycznej elektrowni jądrowej:

**Tabela 2.** Akty prawne w zakresie ochrony fizycznej materiałów i obiektów jądrowych.

**Table 2.** Polish nuclear laws and regulations in the field of nuclear security.

Akt prawny	Zakres uregulowań dot. ochrony fizycznej
1. Ustawa z dnia 29 listopada 2000 r. – Prawo atomowe	<ul style="list-style-type: none"> <li>określenie podstawowych wymagań dot. ochrony fizycznej materiałów i obiektów jądrowych</li> <li>określenie zasad nadzoru nad ochroną fizyczną materiałów i obiektów jądrowych, w szczególności zadań i uprawnień Prezesa PAA</li> </ul>
2. Rozporządzenie z dnia 4 listopada 2008 r. w sprawie ochrony fizycznej materiałów jądrowych i obiektów jądrowych	<ul style="list-style-type: none"> <li>określenie szczegółowych środków technicznych i organizacyjnych, które musi obejmować system ochrony fizycznej materiałów i obiektów jądrowych</li> <li>określenie sposobu przeprowadzania okresowych kontroli ochrony fizycznej</li> </ul>
3. Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 30 czerwca 2015 r. w sprawie dokumentów wymaganych przy składaniu wniosku o wydanie zezwolenia na wykonywanie działalności związanej z narażeniem na działanie promieniowania jonizującego albo przy zgłoszeniu wykonywania tej działalności <sup>11</sup>	<ul style="list-style-type: none"> <li>określenie dokumentów dotyczących ochrony fizycznej, które są dołączane do wniosków o wydanie zezwoleń m.in. na budowę, rozruch i eksploatację obiektu jądrowego</li> </ul>
4. Ustawa z dnia 29 czerwca 2011 r. o przygotowaniu i realizacji inwestycji w zakresie obiektów energetyki jądrowej oraz inwestycji towarzyszących <sup>12</sup>	<ul style="list-style-type: none"> <li>określenie zadań inwestora na rzecz zapewnienia bezpieczeństwa realizacji inwestycji na etapie budowy obiektu energetyki jądrowej</li> </ul>
5. Ustawa z dnia 24 maja 2002 r. o Agencji Bezpieczeństwa Wewnętrznego oraz Agencji Wywiadu <sup>13</sup>	<ul style="list-style-type: none"> <li>określenie zakresu działania ABW – instytucji, która będzie m.in. sprawowała nadzór nad systemem ochrony fizycznej elektrowni jądrowej</li> </ul>

Źródło: opracowanie własne.

<sup>9</sup> Dz.U. z 2019 r. poz. 1792, z 2020 r. poz. 284 i 322.

<sup>10</sup> Dz.U. z 2008 r. Nr 207 poz. 1295.

<sup>11</sup> Dz.U. z 2015 r. poz. 1355.

<sup>12</sup> Dz.U. z 2018 r. poz. 1537 oraz z 2019 r. poz. 2020.

<sup>13</sup> Dz.U. z 2020 r. poz. 27.

**Tabela 3.** Organy państwowe posiadające kompetencje w zakresie ochrony fizycznej.**Table 3.** Polish authorities with competences regarding nuclear security.

Organ	Główne kompetencje w zakresie ochrony fizycznej
Prezes Państwowej Agencji Atomistyki	<ul style="list-style-type: none"> <li>• opracowywanie projektów przepisów w zakresie BJIOR</li> <li>• wydawanie zezwoleń w zakresie BJIOR</li> <li>• sprawowanie nadzoru nad systemami ochrony fizycznej</li> <li>• opracowywanie (we współpracy z innymi organami) podstawowego zagrożenia projektowego (DBT)</li> </ul>
Szef Agencji Bezpieczeństwa Wewnętrznego	<ul style="list-style-type: none"> <li>• rozpoznawanie, zapobieganie i zwalczanie zagrożeń o charakterze terrorystycznym</li> <li>• opiniowanie systemów ochrony fizycznej i sprawowanie nadzoru</li> </ul>
Minister właściwy ds. energii	<ul style="list-style-type: none"> <li>• odpowiednie uwzględnienie problematyki ochrony fizycznej w Programie polskiej energetyki jądrowej</li> </ul>
Dyrektor Rządowego Centrum Bezpieczeństwa	<ul style="list-style-type: none"> <li>• odpowiednie uwzględnienie problematyki ochrony fizycznej w strategicznych dokumentach rządowych: <ul style="list-style-type: none"> <li>– Krajowym Planie Zarządzania Kryzysowego</li> <li>– Narodowym Programie Ochrony Infrastruktury Krytycznej</li> </ul> </li> </ul>
Komendant Główny Policji	<ul style="list-style-type: none"> <li>• wykrywanie, rozpoznawanie, zapobieganie i zwalczanie przestępstw mogących stworzyć zagrożenie z punktu widzenia ochrony fizycznej materiałów jądrowych lub obiektów jądrowych</li> </ul>
Komendant Główny Państwowej Straży Pożarnej	<ul style="list-style-type: none"> <li>• ochrona przeciwpożarowa obiektów jądrowych</li> </ul>
Szef Agencji Wywiadu	<ul style="list-style-type: none"> <li>• rozpoznawanie i zwalczanie zagrożeń dla materiałów i obiektów jądrowych, pochodzących spoza terytorium RP</li> </ul>

Źródło: opracowanie własne.

- 1) etap wstępny – identyfikacja i ocena potencjalnych zagrożeń dla elektrowni przez właściwe instytucje państwowe,
- 2) zaprojektowanie systemu ochrony fizycznej elektrowni jądrowej przez jej inwestora,
- 3) zatwierdzenie ww. systemu ochrony fizycznej przez Prezesa PAA,
- 4) wdrożenie systemu ochrony fizycznej przez operatora elektrowni jądrowej oraz nadzór nad nim ze strony Prezesa PAA oraz Szefa ABW.

### 3.1. Identyfikacja i ocena potencjalnych zagrożeń

Zaprojektowanie i wdrożenie skutecznego systemu ochrony fizycznej elektrowni jądrowej wymaga najpierw identyfikacji i oceny przez właściwe organy państwowe potencjalnych zagrożeń dla tego typu obiektów. W tym zakresie niezbędne jest zwłaszcza ustalenie charakterystyki i sposobu działania podmiotów (np. organizacji terrorystycznych), które mogą dążyć do wymierzonych w obiekty jądrowe aktów terroru, sabotażu czy kradzieży materiałów promieniotwórczych. W ww. dokumencie MAEA INFCIRC/225/rev.5 tego typu informacje wchodzi w zakres pojęcia „podstawowe zagrożenie projektowe”. Zgodnie z art. 41n ustawy informacje te są następnie uwzględniane m.in. przy opracowaniu, zatwierdzaniu i opiniowaniu systemu ochrony fizycznej elektrowni jądrowej.

Ustawa – Prawo atomowe po nowelizacji z 2019 r.<sup>14</sup> szczegółowo określa proces opracowania i aktualizacji podstawowego zagrożenia projektowego. Art. 41o ustawy

nakłada na Prezesa PAA obowiązek opracowania dokumentu określającego podstawowe zagrożenie projektowe (DBT). Zgodnie z art. 40 pkt 5a dokument ten powinien zawierać *charakterystykę, a w szczególności cechy, motywację, zamiary, możliwości oraz sposoby działania podmiotów (np. terrorystów) które mogą dążyć do czynów takich jak kradzież, nieupoważnione użycie, cyberatak, akt terroru lub sabotaż skierowane przeciw materiałom i obiektom jądrowym.*

Prezes PAA opracowuje ww. dokument w porozumieniu z następującymi organami państwowymi: Szefem Agencji Bezpieczeństwa Wewnętrznego, Szefem Agencji Wywiadu, Komendantem Głównym Policji, Komendantem Głównym Straży Granicznej, Komendantem Głównym Państwowej Straży Pożarnej, Dyrektorem Rządowego Centrum Bezpieczeństwa, a także ministrem właściwym do spraw energii.

Zgodnie z art. 41r ustawy powyższy dokument będzie podlegał obowiązkowemu przeglądowi i aktualizacji nie rzadziej niż co 2 lata lub częściej w razie istotnej zmiany okoliczności.

### 3.2. Uwzględnianie wymagań ochrony fizycznej w procesie lokalizacji obiektu jądrowego

Zgodnie z art. 35b ust. 1 ustawy teren, na którym ma być zlokalizowany obiekt jądrowy, musi umożliwiać zapewnienie bezpieczeństwa jądrowego, ochrony radiologicznej i ochrony fizycznej podczas jego rozruchu, eksploatacji i likwidacji. W tym kontekście ustawa nakłada na inwes-

<sup>14</sup>Ustawa z dnia 13 czerwca 2019 r. o zmianie ustawy – Prawo atomowe oraz ustawy o ochronie przeciwpożarowej (Dz.U. poz. 1593).

tora obowiązek uwzględniania następujących czynników przy ocenie terenu przeznaczanego pod lokalizację obiektu jądrowego:

- 1) warunki sejsmiczne, tektoniczne, geologiczno-inżynierskie, hydrogeologiczne, hydrologiczne i meteorologiczne,
- 2) zdarzenia zewnętrzne będące skutkiem działalności człowieka,
- 3) zdarzenia zewnętrzne będące skutkiem działania sił przyrody,
- 4) gęstość zaludnienia i sposób zagospodarowania terenu,
- 5) możliwości realizacji planów postępowania awaryjnego w sytuacji wystąpienia zdarzenia radiacyjnego.

Wszystkie powyższe czynniki mogą w określonych okolicznościach wpływać na skuteczność systemu ochrony fizycznej elektrowni jądrowej. Szczególną uwagę spośród nich inwestor musi jednak poświęcić „zdarzeniom zewnętrznym będącym skutkiem działalności człowieka”. Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 10 sierpnia 2012 r. w sprawie szczegółowego zakresu przeprowadzania oceny terenu przeznaczanego pod lokalizację obiektu jądrowego, przypadków wykluczających możliwość uznania terenu za spełniający wymogi lokalizacji obiektu jądrowego oraz w sprawie wymagań dotyczących raportu lokalizacyjnego dla obiektu jądrowego<sup>15</sup> w §2 pkt 5 lit. f zalicza bowiem do nich m.in. potencjalne zagrożenie obiektu jądrowego działaniami terrorystycznymi lub sabotażowymi.

### 3.3. Opracowanie wstępnego planu ochrony fizycznej elektrowni jądrowej

Po uzyskaniu decyzji o ustaleniu lokalizacji inwestycji (wydawanej przez wojewodę) oraz wyborze dostawcy technologii inwestor jest zobowiązany wystąpić do ministra właściwego do spraw energii<sup>16</sup> o wydanie decyzji zasadniczej. Decyzja ta stanowi wyraz akceptacji politycznej państwa dla budowy elektrowni jądrowej w konkretnej lokalizacji i z użyciem konkretnej technologii.

Zgodnie z obecnie obowiązującym stanem prawnym jednym z dokumentów dołączanych do wniosku o wydanie decyzji zasadniczej jest wstępny plan ochrony fizycznej elektrowni jądrowej. Przepisy ustawy nie wskazują jednak obligatoryjnych elementów tego planu i w tym zakresie zasadnym wydaje się jej doprecyzowanie.

### 3.4. Opracowanie projektu systemu ochrony fizycznej elektrowni jądrowej

#### a. Uwagi ogólne

Po uzyskaniu decyzji zasadniczej inwestor (a właściwie dostawca technologii) będzie mógł przystąpić do właści-

wych prac nad opracowaniem projektu elektrowni jądrowej. Podobnie jak przy przepisach dot. jej lokalizacji, art. 36c ust. 1 ustawy wymaga, aby projekt elektrowni jądrowej uwzględniał konieczność zapewnienia ochrony fizycznej podczas jej budowy, rozruchu, eksploatacji i likwidacji. W tym celu na podstawie art. 41q ust. 1 inwestor jest uprawniony do wystąpienia do Prezesa PAA o udostępnienie informacji zawartych w dokumencie „Podstawowe zagrożenie projektowe”. W myśl art. 41r ust. 1 ustawy Prezes PAA udostępnia te informacje po zasięgnięciu opinii Szefa ABW w zakresie niezbędnym do opracowania systemu ochrony fizycznej elektrowni jądrowej<sup>17</sup>.

#### b. Wymagania dotyczące systemu ochrony fizycznej elektrowni jądrowej

Zgodnie z ustawą – Prawo atomowe termin „ochrona fizyczna” oznacza „całokształt przedsięwzięć organizacyjnych i technicznych mających na celu skuteczne zabezpieczenie materiałów jądrowych i obiektów jądrowych przed aktami terroru, dywersji, sabotażu i kradzieży” (art. 3 pkt 19). Szczegółowe wymagania, jakie musi spełnić system ochrony fizycznej elektrowni jądrowej, określa Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 4 listopada 2008 r. w sprawie ochrony fizycznej materiałów jądrowych i obiektów jądrowych. Wymogi te odzwierciedlają, opisaną w *Konwencji*, koncepcję **kilku poziomów i metod ochrony** (strukturalne i inne techniczne, osobowe i organizacyjne), które przeciwnik musiałby przezwyciężyć lub obejść dla zrealizowania swoich celów.

W świetle ww. rozporządzenia system ochrony fizycznej elektrowni jądrowej musi obejmować przedsięwzięcia o charakterze organizacyjnym i technicznym w szczególności:

- 1) wyznaczenie w obiekcie jądrowym **stref** adekwatnych do znajdujących się w nich kategorii materiałów jądrowych
  - strefa ścisłej ochrony
  - strefa wewnętrzna
  - strefa ochronna,
- 2) stosowanie w ww. strefach określonych zabezpieczeń – wskazanych w rozporządzeniu środków mechanicznych (np. ściany, drzwi) i elektronicznych (np. kamery).

Szczegółowe rodzaje środków technicznych i organizacyjnych, które zgodnie z rozporządzeniem muszą być obowiązkowo stosowane w każdej z ww. stref obiektu jądrowego zostały przedstawione w tabeli 4.

Do innych obowiązkowych przedsięwzięć składających się na system ochrony fizycznej elektrowni jądrowej rozporządzenie zalicza m.in.:

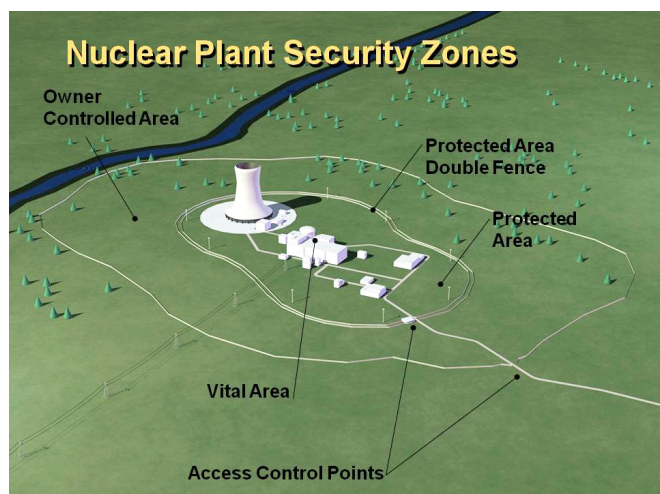
- określenie sposobu postępowania na wypadek zagrożenia lub zdarzenia radiacyjnego,

<sup>15</sup>Dz.U. poz. 1025.

<sup>16</sup>Zgodnie z rozporządzeniem Prezesa Rady Ministrów z dnia 20 marca 2020 r. w sprawie szczegółowego zakresu działania Ministra Klimatu (Dz.U. z 2020 r. poz. 495) ministrem właściwym do spraw energii jest obecnie Minister Klimatu.

<sup>17</sup>Art. 41r ust. 1 ustawy.





**Rys. 1.** Strefy ochrony fizycznej elektrowni jądrowych w USA (źródło: Nuclear Regulatory Commission, <https://public-blog.nrc-gateway.gov/2011/07/26/access-authorization-regulations-lead-to-arrest/>)

**Fig. 1.** Nuclear power plant security zones in the U.S. (<https://public-blog.nrc-gateway.gov/2011/07/26/access-authorization-regulations-lead-to-arrest/>)

- określenie sposobu postępowania w przypadku zagrożenia aktami kradzieży, terroru, dywersji i sabotażu oraz ich wystąpienia,
- sposobu postępowania w przypadku prób wejścia lub przebywania osób nieupoważnionych w strefie ochronnej, strefie wewnętrznej lub strefie ścisłej ochrony.

Przy projektowaniu systemu ochrony fizycznej elektrowni jądrowej na podstawie powyższych wymagań inwestor zobowiązany jest uwzględnić, poza podstawowym zagrożeniem projektowym i lokalizacją obiektu jądrowego, również szereg innych czynników wskazanych w §3 rozporządzenia m.in.:

- rozmieszczenie istotnych z punktu widzenia ochrony fizycznej urządzeń i instalacji (np. reaktora, przechowalników wypalonego paliwa jądrowego),
- kategorie i postać używanych materiałów jądrowych.

#### c. Zatwierdzenie wstępnego projektu systemu ochrony fizycznej elektrowni jądrowej

Zgodnie z art. 36d inwestor przed wystąpieniem do Prezesa PAA z wnioskiem o wydanie zezwolenia na budowę obiektu jądrowego przeprowadza analizy bezpieczeństwa w zakresie bezpieczeństwa jądrowego, na podstawie których sporządza wstępny raport bezpieczeństwa. Jednym z obligatoryjnych elementów tego raportu jest „opis lub odwołanie do poufnej informacji o środkach ochrony fizycznej obiektu jądrowego”. Wymieniony wstępny projekt systemu ochrony fizycznej elektrowni jądrowej podlega ocenie i zatwierdzeniu przez Prezesa PAA w toku postępowania o wydanie zezwolenia na budowę, po uzyskaniu pozytywnej opinii Szefa ABW (art. 41m ust. 3).

W sytuacji kiedy treść przedłożonych Prezesowi PAA dokumentów dotyczących systemu ochrony fizycznej bę-

**Tabela 4.** Przedsięwzięcia organizacyjne i techniczne w zakresie ochrony fizycznej wymagane w poszczególnych strefach obiektu jądrowego na podstawie Rozporządzenia Rady Ministrów z dnia 25 listopada 2008 r. w sprawie ochrony fizycznej materiałów i obiektów jądrowych.

**Table 4.** Administrative and technical measures required for relevant nuclear power plant security zones laid down by Regulation of the Council of Ministers of 25 November 2008 on physical protection of nuclear material and nuclear facilities.

Rodzaj strefy	Zabezpieczenia, które muszą być stosowane w danej strefie
<b>Strefa ochronna</b> (materiały jądrowe kategorii III)	Stosowanie: 1) środków zabezpieczających strefę przed dostępem osób nieupoważnionych, w szczególności środków mechanicznych: – ogrodzenia, ściany, stropy, drzwi, bramy, zabezpieczenia otworów okiennych, dachowych i wentylacyjnych, atestowane szafy pancerne, kasety stalowe etc. 2) elektronicznych urządzeń, w tym systemów alarmowych oraz systemów służących do obserwacji i rejestracji i łączności 3) urządzeń do obserwacji miejsc, w których znajdują się materiały jądrowe
<b>Strefa wewnętrzna</b> (materiały jądrowe kategorii II)	Stosowanie ww. środków oraz dodatkowo: 1) ograniczenie liczby osób przebywających w strefie 2) rejestracja osób wchodzących i opuszczających strefę 3) rejestracja i organizacja ruchu pojazdów wjeżdżających i wyjeżdżających ze strefy
<b>Strefa ścisłej ochrony</b> (materiały jądrowe kategorii I) <sup>18</sup>	Stosowanie ww. środków oraz dodatkowo: 1) zakaz wjazdu prywatnych pojazdów do strefy 2) obserwacja osób przebywających w strefie przez służby ochrony 3) patrolowaniu strefy przez służby ochrony 4) zapewnieniu stałej łączności z najbliższą jednostką policji

Źródło: opracowanie własne.

<sup>18</sup>Zgodnie z § 6 ust. 2 rozporządzenia Rady Ministrów z dnia 4 listopada 2008 r. w sprawie ochrony fizycznej materiałów jądrowych i obiektów jądrowych strefę ścisłej ochrony można też wyznaczyć w miejscu, w którym znajdują się materiały jądrowe kategorii II lub III, a strefę wewnętrzną w miejscu, w którym znajdują się materiały kategorii III. Kategorie materiałów jądrowych określone są w ww. rozporządzeniu.

dzie niewystarczająca do wykazania, że system ten spełnia wymogi określone w przepisach prawa, Prezes PAA będzie uprawniony do podjęcia następujących działań<sup>19</sup>:

- 1) przeprowadzenia kontroli spełniania warunków bezpieczeństwa jądrowego, ochrony radiologicznej, ochrony fizycznej lub zabezpieczeń materiałów jądrowych u wnioskodawcy,
- 2) zażądania wykonania na koszt wnioskodawcy badań lub ekspertyz w celu stwierdzenia spełniania warunków bezpieczeństwa jądrowego, ochrony radiologicznej, ochrony fizycznej lub zabezpieczeń materiałów jądrowych,
- 3) zażądania dodatkowych informacji wykazujących spełnianie właściwych wymagań.

Należy podkreślić, że w świetle art. 38g ust. 1 ustawy<sup>20</sup>, aby uzyskać właściwe zezwolenie (na budowę, rozruch, eksploatację obiektu jądrowego) wnioskodawca będzie musiał wykazać spełnienie wymagań dotyczących ochrony fizycznej oraz posiadać odpowiednie zasoby finansowe i kadrowe niezbędne do jej zapewnienia.

#### d. Ochrona fizyczna w toku prac budowlanych

Po uzyskaniu zezwolenia na budowę i tym samym zatwierdzeniu wstępnego projektu systemu ochrony fizycznej oraz uzyskaniu pozwolenia na budowę, wydawanego przez wojewodę, inwestor może rozpocząć prace budowlane. Zgodnie z art. 36e ust. 1 obiekt jądrowy jest budowany w sposób zapewniający bezpieczeństwo jądrowe oraz ochronę radiologiczną pracowników i ludności, zgodnie z zezwoleniem wydanym przez Prezesa PAA oraz zgodnie z wdrożonym zintegrowanym systemem zarządzania.

Zgodnie z art. 35 odpowiedzialność za zapewnienie ochrony fizycznej spoczywa na kierowniku właściwej jednostki organizacyjnej wykonującej działalność związaną z narażeniem, która polega na budowie (rozruchu, eksploatacji lub likwidacji) obiektu jądrowego. Na mocy art. 35 ust. 1a, odpowiedzialność kierownika jednostki organizacyjnej została rozszerzona o kwestie działań wykonawców i poddostawców. Ponadto, art. 35b przewiduje obowiązek zapewnienia przez kierownika obiektu jądrowego, aby podwykonawcy i dostawcy (których działania mogą mieć wpływ na stan ochrony fizycznej) utrzymywali odpowiednie w tym zakresie zasoby kadrowe. Celem tego przepisu jest zapewnienie, żeby prace o priorytetowym znaczeniu dla bezpieczeństwa i ochrony fizycznej elektrowni nie doznały opóźnień skutkujących wpływem na bezpieczeństwo w razie niezapewnienia przez wykonawcę odpowiednich zasobów kadrowych do realizacji tych prac.

Należy odnotować, że ustawa z dnia 29 czerwca 2011 r. o przygotowaniu i realizacji inwestycji w zakresie obiektów energetyki jądrowej oraz inwestycji towarzyszących<sup>21</sup> przewiduje dodatkowe wymagania w zakresie ochrony fizycz-

nej. W świetle art. 45 ust. 1 ustawy właściwi przedsiębiorcy (np. podwykonawcy) zobowiązani są do przekazania inwestorowi, na co najmniej 30 dni przed rozpoczęciem wykonywania prac lub świadczenia usług na terenie budowy, danych pozwalających na identyfikację tego przedsiębiorcy oraz pracowników zatrudnionych przez niego w celu wykonywania ww. prac lub świadczenia ww. usług.

W myśl art. 46 ustawy inwestor jest zobowiązany gromadzić i przechowywać ww. dane, w sposób umożliwiający ich udostępnienie na żądanie służb lub uprawnionych organów oraz zorganizować taki system kontroli dostępu na teren budowy elektrowni jądrowej, który uniemożliwi wstęp osobom nieuprawnionym. W przypadku niewykonania obowiązków o których mowa powyżej minister właściwy do spraw energii może nałożyć na inwestora, w drodze decyzji administracyjnej, karę pieniężną w wysokości nieprzekraczającej 1 000 000 zł.

Ustawa przewiduje ponadto, że w sytuacji powzięcia informacji o możliwości wystąpienia sytuacji kryzysowej będącej skutkiem zdarzenia o charakterze terrorystycznym, które zagraża realizacji inwestycji, Szef ABW, na podstawie art. 49, będzie uprawniony do udzielania zaleceń inwestorowi oraz do przekazywania mu informacji niezbędnych do przeciwdziałania tym zagrożeniom. Jednocześnie, o podjętych działaniach Szef ABW informuje Dyrektora Rządowego Centrum Bezpieczeństwa.

#### 3.5. Wdrożenie systemu ochrony fizycznej elektrowni jądrowej przez jej operatora

Warunkiem eksploatacji elektrowni jądrowej jest uzyskanie zezwolenia na rozruch, a następnie na eksploatację obiektu jądrowego. Jednym z warunków uzyskania ww. zezwolenia jest zatwierdzenie przez Prezesa PAA, po otrzymaniu pozytywnej opinii Szefa ABW, systemu ochrony fizycznej elektrowni jądrowej.

Zgodnie z art. 41m ust. 2 posiadacz właściwego zezwolenia (tj. operator elektrowni jądrowej) będzie zobowiązany do wdrożenia systemu ochrony fizycznej zgodnie z warunkami uzyskanego zezwolenia. Będzie on ponadto m.in. zobowiązany ustanowić i wdrożyć **politykę zapewnienia jakości i programy zapewnienia jakości** gwarantujące spełnienie obowiązujących wymagań ochrony fizycznej<sup>22</sup>. Operator elektrowni jądrowej będzie musiał również wdrożyć **zintegrowany system zarządzania** dający priorytet bezpieczeństwu jądrowemu „przez zapewnienie, że wszystkie decyzje są podejmowane po analizie ich wpływu na bezpieczeństwo jądrowe, ochronę radiologiczną, **ochronę fizyczną** i zabezpieczenie materiałów jądrowych”<sup>23</sup>.

<sup>19</sup>Art. 5 ust. 1b ustawy.

<sup>20</sup>Art. 38g ust. 1 pkt 1 ustawy.

<sup>21</sup>Dz.U. z 2018 r. poz. 1537 oraz z 2019 r. poz. 2020.

<sup>22</sup>Art. 2A (zasada J) Konwencji.

<sup>23</sup>Art. 3 pkt 55 ustawy.

Konieczność aktualizacji systemu ochrony fizycznej elektrowni jądrowej przez jej operatora zajdzie w szczególności w przypadku, gdy aktualizacji ulegnie dokument „Podstawowe zagrożenie projektowe”, na podstawie którego ten system jest zaprojektowany. W przypadku aktualizacji podstawowego zagrożenia projektowego Prezes PAA niezwłocznie poinformuje o tym operatora elektrowni jądrowej, przekazując mu informacje w zakresie niezbędnym do aktualizacji systemu ochrony fizycznej elektrowni<sup>24</sup>. Jednocześnie, Prezes PAA wyznaczy operatorowi elektrowni jądrowej termin na dokonanie weryfikacji i aktualizacji systemu ochrony fizycznej elektrowni pod kątem jego zgodności ze zaktualizowanym podstawowym zagrożeniem projektowym.

### 3.6. Nadzór nad systemem ochrony fizycznej elektrowni jądrowej

Nadzór nad ochroną fizyczną obiektów jądrowych sprawuje Prezes PAA oraz Szef ABW.

W myśl art. 41m ust. 3 Prezes PAA sprawuje nadzór nad systemem ochrony fizycznej elektrowni jądrowej na zasadach analogicznych jak w przypadku nadzoru i kontroli w zakresie przestrzegania warunków bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej.

W celu weryfikacji tego systemu pod kątem spełniania wymagań organy dozoru jądrowego są uprawnione w szczególności do przeprowadzania okresowych, doraźnych i ciągłych kontroli, o których mowa w art. 65a ustawy. Tryb prowadzenia kontroli okresowych został określony w rozporządzeniu Rady Ministrów w sprawie ochrony fizycznej materiałów jądrowych i obiektów jądrowych. Zgodnie z §17 ust. 2 okresowa kontrola jest przeprowadzana w sposób „umożliwiający ocenę aktualnego stanu ochrony fizycznej w jednostce organizacyjnej i porównanie go z systemem ochrony fizycznej obowiązującym w tej jednostce”. W przypadku stwierdzenia bezpośredniego zagrożenia bezpieczeństwa jądrowego lub ochrony radiologicznej organy dozoru jądrowego są, na podstawie art. 68 ust. 1 ustawy, uprawnione do wydawania stosownych nakazów lub zakazów, które zapewnią usunięcie takiego zagrożenia, w tym nakazu zawieszenia eksploatacji obiektu jądrowego.

W myśl art. 35a ust. 7 Prezes PAA, kierując się względami bezpieczeństwa jądrowego, może nałożyć na operatora elektrowni obowiązek poddania **przeeglądowi** rozwiązań technicznych i organizacyjnych związanych z funkcjonowaniem obiektu jądrowego, w tym dotyczących ochrony fizycznej. Kierownik jednostki organizacyjnej składa w tej sytuacji Prezesowi PAA **raport z przeglądu** zawierający m.in. propozycje zmian, jakie należy wprowadzić w obiekcie jądrowym lub w jego funkcjonowaniu oraz propozycję

terminu ich wprowadzenia. Podlegają one następnie ocenie i zatwierdzeniu przez Prezesa PAA.

W odniesieniu do nadzoru sprawowanego nad ochroną fizyczną obiektu jądrowego przez Agencję Bezpieczeństwa Wewnętrznego ustawa – Prawo atomowe szczegółowo określa uprawnienia w tym zakresie funkcjonariuszy ABW. Zgodnie z art. 41m ust. 5 upoważnionemu pisemnie funkcjonariuszowi ABW przysługuje prawo m.in. do:

- 1) swobodnego wstępu o każdej porze do obiektów i pomieszczeń kontrolowanego obiektu,
- 2) przeprowadzania oględzin terenu, obiektów, pomieszczeń i urządzeń kontrolowanego obiektu jądrowego,
- 3) żądania od kierownika i pracowników kontrolowanego obiektu jądrowego udzielania ustnych i pisemnych wyjaśnień dotyczących aktów terroru, dywersji, sabotażu i kradzieży oraz prób wejścia osób nieuprawnionych na teren kontrolowanego obiektu jądrowego.

Szczegółowy zakres działania i sposób funkcjonowania Agencji Bezpieczeństwa Wewnętrznego uregulowany jest w odrębnej ustawie, tj. ustawie z dnia 24 maja 2002 r. o Agencji Bezpieczeństwa Wewnętrznego oraz Agencji Wywiadu<sup>25</sup>.

Należy podkreślić, że budynki i urządzenia nie wchodzące w skład obiektu jądrowego, których uszkodzenie lub zakłócenie pracy mogłoby spowodować skutki mające istotne znaczenie ze względu na bezpieczeństwo jądrowe i ochronę radiologiczną, podlegają ochronie zgodnie z przepisami ustawy z dnia 22 sierpnia 1997 r. o ochronie osób i mienia<sup>26</sup>. Dodatkowe wymagania, jakim powinna odpowiadać ochrona ww. budynków i urządzeń, może określić Rada Ministrów, na podstawie art. 42a ustawy, mając na względzie konieczność zapewnienia należytego poziomu ich bezpieczeństwa.

Podobnie jak przypadku ustawy z dnia 29 czerwca 2011 r. o przygotowaniu i realizacji inwestycji w zakresie obiektów energetyki jądrowej oraz inwestycji towarzyszących, ustawa – Prawo atomowe przewiduje administracyjne kary pieniężne za niewykonanie obowiązków dotyczących ochrony fizycznej wynikających z ustawy. Sankcje te uregulowane są w rozdziale 15 ustawy. W świetle art. 123 ust. 3 maksymalna wysokość kary pieniężnej jaka w tym zakresie może być nałożona przez Prezesa PAA na inwestora<sup>27</sup> nie może przekroczyć pięćsetkrotności kwoty przeciętnego wynagrodzenia w gospodarce narodowej w roku kalendarzowym poprzedzającym popełnienie czynu.

## Podsumowanie

Polskie prawo w szczególności reguluje problematykę ochrony fizycznej materiałów i obiektów jądrowych. Wszystkie, opisane w art. 2A Konwencji, zasady ochrony

<sup>24</sup> Art. 41s ust. 1 ustawy.

<sup>25</sup> Dz.U. z 2020 poz. 27.

<sup>26</sup> Dz.U. z 2020 poz. 838.

<sup>27</sup> Jednostkę organizacyjną wykonującą działalność związaną z narażeniem, polegającą na budowie, rozruchu, eksploatacji lub likwidacji elektrowni jądrowej.

fizycznej materiałów i obiektów jądrowych, w tym obowiązków ustanowienia i utrzymywania właściwych ram prawnych i regulacyjnych oraz organu odpowiedzialnego za ich wdrożenie, a także zapewnienie by główna odpowiedzialność za zapewnienie ochrony fizycznej spoczywała na posiadaczu stosownego zezwolenia, znajdują odzwierciedlenie we właściwych przepisach ustawy – Prawo atomowe oraz omawianych rozporządzeniach Rady Ministrów.

Przepisy te w pełni wdrażają postanowienia Konwencji o ochronie fizycznej materiałów jądrowych w wersji zmienionej wspomnianą Poprawką z 2005 r. Konwencja ta, w połączeniu z dokumentem MAEA INFCIRC/225/Revision 5, ma na celu zapewnienie skuteczności systemów ochrony fizycznej materiałów i obiektów jądrowych w oparciu o wypracowane dotychczas najlepsze praktyki w tym zakresie. Należy uznać, że opracowany i wdrażany zgodnie z tymi wymaganiami system ochrony fizycznej pierwszej polskiej elektrowni jądrowej będzie spełniał najwyższe standardy międzynarodowe.

Niezależnie od powyższego, wydaje się, że niektóre przepisy dotyczące ochrony fizycznej elektrowni jądrowej wymagają doprecyzowania. Postulat ten odnosi się w szczególności do ustanowionego w ustawie z dnia 29 czerwca 2011 r. o przygotowaniu i realizacji inwestycji w zakresie obiektów energetyki jądrowej oraz inwestycji towarzyszących wymogu dołączania do wniosku o wydanie decyzji zasadniczej wstępnego planu ochrony fizycznej obiektu.

Zgodnie z ustawą – Prawo atomowe odpowiedzialność za opracowanie i wdrożenie systemu ochrony fizycznej elektrowni jądrowej spoczywać będzie na jej inwestorze/operatorze. Rola właściwych organów państwa polegać będzie na zatwierdzeniu tego systemu oraz sprawowaniu nad nim nadzoru, jak również na identyfikacji i ocenie potencjalnych zagrożeń. Zapewnienie skutecznej ochrony fizycznej pierwszej polskiej elektrowni jądrowej wymagać będzie zatem ścisłego współdziałania inwestora/operatora (oraz dostawcy technologii) z właściwymi organami państwa oraz koordynacji działań tych organów m.in. w zakresie opracowania i aktualizacji podstawowego zagrożenia projektowego.

Jednocześnie należy pamiętać, że potencjalne zagrożenia dla obiektów jądrowych, zwłaszcza ze strony organizacji terrorystycznych, mają we współczesnym świecie dynamiczny charakter i mogą w przyszłości przybierać inne niż obecnie formy. W rezultacie należy oczekiwać, że szczegółowe wymagania dotyczące systemów ochrony fizycznej elektrowni jądrowych będą w przyszłości odpowiednio modyfikowane i dostosowywane do zmieniającej się oceny zagrożeń.

## Notka o autorze

**Kamil Adamczyk** – główny specjalista w Wydziale Strategii i Regulacji w Departamencie Energii Jądrowej Ministerstwa Klimatu. Członek Komitetu Prawa Jądrowego Agencji Energii Jądrowej OECD oraz International Nuclear Law Association (email: kamil.adamczyk@klimat.gov.pl).

## Literatura

1. Konwencja o ochronie fizycznej materiałów jądrowych wraz z załącznikami I i II, otwarta do podpisu w Wiedniu i Nowym Jorku w dniu 3 marca 1980 r. (Dz.U. 1989 nr 17 poz. 93).
2. Poprawka do Konwencji o ochronie fizycznej materiałów jądrowych, przyjęta w Wiedniu dnia 8 lipca 2005 r., weszła w życie z dniem 8 maja 2016 r. (Dz.U. z 2006 r. Nr 235 poz. 1695).
3. Ustawa z dnia 29 listopada 2000 r. – Prawo atomowe (Dz.U. z 2019 r. poz. 1792, z 2020 r. poz. 284 i 322).
4. Ustawa z dnia 24 maja 2002 r. o Agencji Bezpieczeństwa Wewnętrznego i Agencji Wywiadu (Dz.U. z 2020 r. poz. 27).
5. Ustawa z dnia 29 czerwca 2011 r. o przygotowaniu i realizacji inwestycji w zakresie obiektów energetyki jądrowej oraz inwestycji towarzyszących (Dz.U. z 2018 r. poz. 1537, z 2019 r. poz. 2020).
6. Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 4 listopada 2008 r. w sprawie ochrony fizycznej materiałów jądrowych i obiektów jądrowych (Dz.U. z 2008 r. Nr 207 poz. 1295).
7. Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 10 sierpnia 2012 r. w sprawie szczegółowego zakresu przeprowadzania oceny terenu przeznaczonego pod lokalizację obiektu jądrowego, przypadków wykluczających możliwość uznania terenu za spełniający wymogi lokalizacji obiektu jądrowego oraz w sprawie wymagań dotyczących raportu lokalizacyjnego dla obiektu jądrowego (Dz.U. poz. 1025).
8. Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 30 czerwca 2015 r. w sprawie dokumentów wymaganych przy składaniu wniosku o wydanie zezwolenia na wykonywanie działalności związanej z narażeniem na działanie promieniowania jonizującego albo przy zgłoszeniu wykonywania tej działalności (Dz.U. z 2015 r. poz. 1355).
9. Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 31 sierpnia 2012 r. w sprawie zakresu i sposobu przeprowadzania analiz bezpieczeństwa przeprowadzanych przed wystąpieniem z wnioskiem o wydanie zezwolenia na budowę obiektu jądrowego, oraz zakresu wstępnego raportu bezpieczeństwa dla obiektu jądrowego (Dz.U. z 2012 r. poz. 1043).
10. Uchwała Rady Ministrów Nr 15/2014 z 28 stycznia 2014 r. w sprawie programu wieloletniego pod nazwą „Program polskiej energetyki jądrowej” (M.P. poz. 502).
11. Aktualizacja Krajowego Planu Zarządzania Kryzysowego 2020, dostępna na stronie: <https://rcb.gov.pl/krajowy-plan-zarządzania-kryzysowego/> (dostęp: 19.05.2020).
12. Projekt polityki energetycznej Polski do 2040 r. <https://www.gov.pl/web/aktywa-panstwowe/zaktualizowany-projekt-polityki-energetycznej-polski-do-2040-> (dostęp: 19.05.2020).
13. “Nuclear Security Fundamentals: Objectives and essential elements of nuclear security regime”, MAEA, prezentacja z seminarium pt. “Essential elements of nuclear security”, Argonne, 2016.
14. „Zagrożenia obiektów jądrowych ze strony organizacji terrorystycznych i stosowane środki bezpieczeństwa” K. Rzymkowski [http://www.if.pw.edu.pl/~pluta/pl/dyd/mtj/zal2/CD\\_II\\_SZKOLA/III.%20MOZLIWOSCI\\_I\\_ZADANIA/6\\_K\\_Rzymkowski\\_zagrozenia.pdf](http://www.if.pw.edu.pl/~pluta/pl/dyd/mtj/zal2/CD_II_SZKOLA/III.%20MOZLIWOSCI_I_ZADANIA/6_K_Rzymkowski_zagrozenia.pdf)
15. Strona internetowa Nuclear Energy Institute <https://nei.org/home> (dostęp: 20.05.2020).
16. “IAEA Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (INFCIRC/225/Revision 5)”, IAEA Nuclear Security Series No. 13, IAEA, Vienna (2011).
17. B. Geralt, „Prawomiędzynarodowe źródła reżimu ochrony fizycznej materiałów jądrowych”, Biuletyn Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna Państwowej Agencji Atomistyki Nr 4/2019, str. 33–40, Warszawa, 2019.

# Sektor ściśle monitorowany. Obowiązki informacyjne we Wspólnocie Euratom

## *A closely monitored sector. Information obligations in the Euratom Community*

Beata Sparażyńska  
Ministerstwo Klimatu

**Streszczenie:** Celem artykułu jest zewidencjonowanie i podsumowanie obowiązków informacyjnych w zakresie wykorzystania energii jądrowej wynikających z prawa pierwotnego i pochodnego Europejskiej Wspólnoty Energii Atomowej. Ponadto określono kierunki działań optymalizacyjnych w zakresie zarządzania informacją we Wspólnocie Euratom, mające na celu zmniejszenie obciążeń informacyjnych po stronie inwestorów oraz ujednoczenie dostarczanych informacji.

**Słowa kluczowe:** Traktat Euratom, art. 41 Euratom, art. 103 Euratom, notyfikacja jądrowych projektów inwestycyjnych, notyfikacja umów w sektorze jądrowym.

**Abstract:** *The purpose of this article is to record and summarize information obligations regarding the use of nuclear energy under primary and secondary law of the European Atomic Energy Community. In addition, directions for optimization actions in the field of information management in the Euratom Community were outlined, aimed at reducing the information burden on the investors' side and standardizing the information provided.*

**Keywords:** *Euratom Treaty, art. 41 Euratom, art. 103 Euratom, notification of nuclear investment projects, notification of nuclear agreements.*

Dawno minęły czasy, gdy sektor jądrowy objęty był wielką tajemnicą, lokalizacje jądrowych ośrodków badawczych zacierano na mapach, a o tym, co się działo za ich murami, można było co najwyżej snuć teorie. Na przestrzeni lat z sektora ściśle tajnego przeistoczył się on w sektor ściśle monitorowany. Co więcej, funkcje monitorującego, obok krajowych organów dozoru jądrowego, w coraz większym stopniu przejmują podmioty międzynarodowe. Dziś można postawić śmiałą tezę, że sektor jądrowy jest obciążony zarówno najszerzej zakreślonymi, jak i najgłębiej sięgającymi obowiązkami notyfikacyjnymi i informacyjnymi ze wszystkich sektorów przemysłowych, a już na pewno trudno jest polemizować ze stwierdzeniem, że zdecydowanie wyprzedza on pod tym względem pozostałe sektory energetyczne.

Próba dokonania jakiegokolwiek inwentaryzacji w zakresie tych obowiązków wymaga w pierwszej kolejności ustalenia zakresu pojęciowego terminów „informowanie” i „notyfikacja”. Pomocne będzie również ustalenie kryteriów, podług których dokonamy klasyfikacji obowiązków informacyjnych. Słownik języka polskiego definiuje termin

„informowanie” jako „udzielanie informacji, wskazówek, podawanie do wiadomości”, „notyfikację” zaś jako „urzędowe zawiadomienie, podanie do wiadomości innemu państwu lub grupie państw ważnego faktu, postanowienia itp.”. W takim rozumieniu „notyfikowanie” od zwykłego „poinformowania” odróżnia szczególna ranga (najczęściej dyplomatyczna) oraz znaczenie, jakie przypisuje się danemu aktowi, w szczególności z uwagi na jego adresata. Wymogi notyfikacyjne zawarte w szeregu aktów prawa pierwotnego i pochodnego UE mogą dotyczyć zarówno projektów aktów prawnych państw członkowskich, jak również działań faktycznych organów władzy i administracji publicznej i innych sytuacji mających znaczenie z punktu widzenia unijnego porządku prawnego. Choć termin ten nie zawsze jest stosowany konsekwentnie, na gruncie prawodawstwa i procedur używanych w Unii Europejskiej notyfikacja również jest nacechowana szczególnie w porównaniu ze zwykłą informacją, i to nie tylko z uwagi na adresata czynności. Istotą jest tu szczególne znaczenie nadawane udzielanej informacji w kontekście szerszej procedury lub rygor, pod jakim jest ona udzielana w posta-

ci konsekwencji uchybienia obowiązkowi. Nierzadko bowiem dokonanie notyfikacji jest warunkiem *sine qua non* ważności dalszego procedowania. Procedura notyfikacji *sensu largo* określana jest za pomocą bardzo różnych pojęć, do których należą również takie procedury, jak: informowanie, opiniowanie czy konsultacja, dla których podstawowym kryterium odróżniającym je od tzw. notyfikacji *sensu stricto* wydaje się obowiązek zastosowania się przez jego adresata do informacji zwrotnej otrzymywanej od podmiotu, wobec którego notyfikacja jest dokonywana. Notyfikacja w ujęciu zawężającym będzie zaś obejmować jedynie procedury uregulowane pod tą konkretnie nazwą. Nieprzypadkowo mowa tu o „procedurze notyfikacji”, w której udzielana informacja, a wręcz zawarty w całościowej dokumentacji pakiet informacji, jest niezbędna do przeprowadzenia postępowania „w sprawie” wobec podmiotu, który ją składa, przy czym sprawą staje się dokonanie pewnego rodzaju oceny. Samo dostarczenie dokumentacji w sprawie staje się w takim ujęciu wstępem rozłożonego w czasie, wieloetapowego procesu i jest jedynie przyczynkiem do dalszych działań podejmowanych w wykonaniu przewidzianej prawem procedury. Notyfikacja w sensie ścisłym jest w takim ujęciu niezbędnym etapem procedury, bez którego wypełnienia działanie objęte obowiązkiem notyfikacji może zostać uznane za wadliwe, a w skrajnych przypadkach za nieważne, przy czym rygor ten powinien być w każdym przypadku jasno określony. Dobrym przykładem jest procedura notyfikacji przewidziana art. 108 ust. 3 Traktatu o funkcjonowaniu Unii Europejskiej (dalej: „TFUE”)<sup>1</sup>, do której zakończenia państwo nie może przyjąć planowanych środków pomocy publicznej.

## I. Kryteria klasyfikacji obowiązków informacyjnych

Należy podkreślić, że obowiązki informacyjne w obszarze jądrowym nie dotyczą jedynie sektora energetyki jądrowej i państw, w których elektrownie jądrowe są eksploatowane. Szereg z nich ma zastosowanie do eksploatacji jakichkolwiek instalacji jądrowych, w tym reaktorów badawczych, a nawet samego faktu wykorzystania jakichkolwiek źródeł promieniowania jonizującego czy wytwarzania jakichkolwiek odpadów promieniotwórczych, w tym pochodzących z pozaenergetycznych zastosowań energii jądrowej. Systematyzując obowiązki informacyjne w sektorze jądrowym, możemy je pogrupować według szeregu kryteriów, chociażby opierając się na omówionym wyżej kryterium **rygoru**, pod jakim informacja jest udzielana oraz powiązanej z nim **dobrowolności jej udzielenia**. Warto jednak podkreślić, również w przypadku procedur formalnie

dobrowolnych, rolę tzw. presji międzynarodowej lub uzależnienia od wypełnienia obowiązku informacyjnego konkretnych korzyści dla projektu, co ma szczególne znaczenie w przypadku sektora jądrowego.

Pod kątem **przedmiotu udzielanej informacji** możemy zatem wyróżnić informacje dotyczące:

- istniejących instalacji jądrowych, przy czym niektóre obowiązki informacyjne ograniczono do obiektów energetyki jądrowej, a inne dotyczą wszelkich instalacji jądrowych, w tym reaktorów badawczych,
- planowanych projektów jądrowych,
- materiałów jądrowych,
- odpadów promieniotwórczych i wypalonego paliwa jądrowego,
- czynności, jakim poddawane są materiały jądrowe i odpady promieniotwórcze, np. transport, czynności z zakresu jądrowego cyklu paliwowego,
- projektów norm wz. prawa jądrowego,
- projektów umów i porozumień.

Kolejnym kryterium wartym wyodrębnienia jest **etap, na jakim udzielana jest informacja**, zgodnie z którym możemy wyróżnić informacje:

- udzielane *ex ante*, tj. przed podjęciem określonego działania. Do tego typu informacji możemy zaliczyć zasadniczo wszystkie notyfikacje oraz inne informacje udzielane na etapie projektowym, niezależnie, czy tyczy się to fazy projektu inwestycyjnego (np. notyfikacja planów inwestycyjnych na podstawie art. 41 Traktatu Euratom), czy też projektu aktu prawnego bądź umowy,
- udzielane *ex post*, czyli informacje o charakterze sprawozdawczym w odniesieniu do konkretnego okresu objętego sprawozdawczością.

Można się też pokusić o rozróżnienie obowiązków informacyjnych pod kątem ich **adresata**. Zamiast wyszczególnienia konkretnych instytucji i platform, do których składane są informacje, możemy zaproponować podział bardziej uniwersalny na:

- informacje udzielane konkretnemu podmiotowi, który wyposażony jest wobec udzielającego informacji w kompetencje o charakterze władczym;
- informacje udzielane na potrzeby przeglądu dokonywanego przez podmioty o statusie równorzędnym wobec podmiotu udzielającego informacji w ramach systemu ocen wzajemnych (tzw. peer-review), jakiemu podlegają m.in. krajowe raporty bezpieczeństwa jądrowego weryfikowane w ramach spotkań przeglądowych Konwencji bezpieczeństwa jądrowego<sup>2</sup>. Do tej grupy można również zaliczyć tzw. *stress testy* przewidziane nowelizacją dyrektywy wz. bezpieczeństwa jądrowego<sup>3</sup>. Charakterystyczną cechą międzynarodowych przeglądów typu *peer review* jest m.in. brak sankcji, a więc brak możli-

<sup>1</sup> Wersje skonsolidowane Traktatu o Unii Europejskiej i Traktatu o funkcjonowaniu Unii Europejskiej, 2012/C 326/01.

<sup>2</sup> Konwencja bezpieczeństwa jądrowego, sporządzona w Wiedniu dnia 20 września 1994 r.

<sup>3</sup> Dyrektywa Rady 2014/87/Euratom z dnia 8 lipca 2014 r. zmieniająca dyrektywę 2009/71/Euratom ustanawiającą wspólnotowe ramy bezpieczeństwa jądrowego obiektów jądrowych.

wości wszczęcia procedury naruszeniowej wobec uchybienia obowiązkowi poddania się ocenie, choć ta sytuacja kształtuje się już odmiennie w przypadku obowiązków nałożonych dyrektywami UE. Co więcej, Komisja podejmuje działania zmierzające ku objęciu procedurą „*stress testów*” UE (równoległe do przeglądów przewidzianych Konwencją bezpieczeństwa jądrowego) jak największej liczby państw trzecich, od ich przeprowadzenia warunkując m.in. uczestnictwo w inicjatywach regionalnych, np. Wspólnocie Energetycznej;

- sytuacje pośrednie, gdy w misjach o charakterze *peer-review* uczestniczą eksperci organizacji międzynarodowych, np. misje odbywające się pod egidą Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej. Na niwie UE sytuacja bywa jeszcze bardziej skomplikowana, czego przykładem jest wykorzystanie misji MAEA Artemis na potrzeby międzynarodowych ocen wzajemnych przewidzianych dyrektywą 2011/70/Euratom<sup>4</sup>. Choć sama misja ma charakter właściwy dla tzw. ocen wzajemnych z udziałem ekspertów MAEA, jej wyniki mogą być podstawą podjęcia przeciwko państwu członkowskiemu procedury naruszeniowej<sup>5</sup> związanej z uchybieniem obowiązków wynikających z art. 14 ust. 3 dyrektywy<sup>6</sup>.

Kolejnym kryterium klasyfikacji może być **cel, w jakim dostarczana jest informacja**. Pod tym kątem wyróżnimy:

- informacje, które będą podstawą do wydania decyzji w sprawie aprobującej lub zakazującej podjęcia jakiegoś działania (lub informacje, wobec których nie jest wymagane podjęcie konkretnego rozstrzygnięcia, a akceptacja odbywa się w drodze tzw. milczącej zgody),
- informacje udzielane w ramach procedury implementacji aktów prawnych UE,
- informacje udzielane w toku trwającej procedury naruszeniowej lub etapów ją poprzedzających (EU Pilot),
- informacje, które służą opracowaniu zagregowanych zestawień informacji o walorze porównawczym, przeglądowym,
- informacje udzielane na wniosek podmiotom społecznym, których zakres i procedura udzielania są uregulowane prawem.

Od konkretnego, krótkoterminowego celu udzielanej informacji należy odróżnić cele o charakterze ogólnym, do których realizacji obowiązki informacyjne mają się przysłużyć. W wielkim uproszczeniu obowiązki informacyjne w obszarze jądrowym można podzielić na służące następującym celom:

<sup>4</sup> Dyrektywa Rady 2011/70/Euratom z dnia 19 lipca 2011 r. ustanawiająca ramy wspólnotowe w zakresie odpowiedzialnego i bezpiecznego gospodarowania wypalonym paliwem jądrowym i odpadami promieniotwórczymi.

<sup>5</sup> Por. art. 258 TFUE.

<sup>6</sup> Zgodnie z art. 14 ust. 3 dyrektywy 2011/70/Euratom „przynajmniej raz na 10 lat, państwa członkowskie przeprowadzają samooceny (...), a także organizują międzynarodową ocenę wzajemną swoich

- zapewnienie i wzmocnienie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, również w szerszym kontekście ochrony środowiska,
- zabezpieczenie materiałów jądrowych, wzmocnienie ochrony fizycznej,
- przeciwdziałanie proliferacji broni jądrowej,
- zapewnienie bezpieczeństwa dostaw złóż i materiałów jądrowych,
- zapewnienie zasad konkurencji na rynkach energetycznych.

Informowanie nie jest zatem celem ani wartością samą w sobie, a ocena proporcjonalności i adekwatności jakichkolwiek obowiązków informacyjnych powinna być oceniana z punktu widzenia celów nadrzędnych, którym mają służyć.

Kryterium formalnym klasyfikacji obowiązków informacyjnych będzie zaś sama **podstawa prawna procedury informacyjnej**, która może wynikać z prawa międzynarodowego, prawa UE (pierwotnego lub pochodnego) czy prawa krajowego. Jako że procedury informacyjne zawarte w prawie krajowym są zasadniczo odzwierciedleniem procedur wynikających z prawa UE i międzynarodowego, nie zostaną osobno omówione. Ze względu na ramy artykułu zrezygnowano również z dokonania szczegółowej analizy obowiązków informacyjnych zawartych w umowach międzynarodowych z obszaru jądrowego. Dość stwierdzić, że wiele umów, szczególnie w obszarze bezpieczeństwa jądrowego i nieprolifracji zawiera postanowienia wz. przekazywania informacji skierowane do państw wykorzystujących energię jądrową oraz samego sektora jądrowego. W artykule zrezygnowano również z omówienia obowiązków informacyjnych wynikających z Konwencji z Espoo<sup>7</sup>. Warto jednak wspomnieć, że choć zgodnie z dotychczasową interpretacją procedurze konsultacji transgranicznych podlegały jedynie strategie rozwoju energetyki jądrowej oraz konkretne, nowe projekty jądrowe, w chwili obecnej trwają prace nad wytycznymi wz. wydłużenia pracy istniejących elektrowni (LTO – *long term operation*).

## II. Procedury informacyjne w prawie Wspólnoty Euratom

Obowiązki informacyjne wobec sektora jądrowego są uregulowane zarówno w ramach prawa pierwotnego, jak i pochodnego UE. Większość z nich ma oparcie w Traktacie o utworzeniu Europejskiej Wspólnoty Energii Ato-

ram krajowych, właściwego organu regulacyjnego lub programu krajowego, (...). Rezultaty wszelkich ocen wzajemnych przekazuje się Komisji i innym państwom członkowskim; mogą one być udostępnione społeczeństwu, jeżeli nie stoi to w konflikcie z kwestiami bezpieczeństwa i informacji zastrzeżonych.”

<sup>7</sup> Konwencja o ocenach oddziaływania na środowisko w kontekście transgranicznym, sporządzona w Espoo dnia 25 lutego 1991 r.

mowej (dalej: „Traktat Euratom”)<sup>8</sup> oraz wydanych na jego podstawie rozporządzeniach i dyrektywach. W poniższym zestawieniu uwzględniono jedynie obowiązki o charakterze sektorowym. Pominięto szczegółowe omówienie obowiązków o charakterze horyzontalnym zawartych TFUE i aktach prawa pochodnego, do których należą:

- ogólne obowiązki informacyjne w ramach transpozycji dyrektyw UE,
- obowiązki wz. notyfikacji środków pomocy publicznej na podstawie art. 108 TFUE,
- procedury informacyjne wynikające z dyrektywy 2011/92/UE ws. ocen oddziaływania na środowisko<sup>9</sup>,
- obowiązki informacyjne w ramach kontroli bezpośrednich inwestycji zagranicznych w strategicznych sektorach<sup>10</sup>.

Należy jednak wspomnieć, że niektóre procedury horyzontalne egzekwowane są bardziej restrykcyjnie, np. poprzez tworzenie wytycznych stosowanych jedynie do sektora jądrowego<sup>11</sup>. W zestawieniu nie uwzględniono również nieformalnych, ale praktykowanych konsultacji, np. uzgadniania z Komisją planowanych rozwiązań wz. zamówień publicznych, które, pomimo braku obowiązku notyfikacyjnego, stosowane są powszechnie w celu zminimalizowania ryzyka wszczęcia procedury naruszeniowej o uchybienie zobowiązaniom wynikającym z Traktatów. Poza zakresem artykułu pozostawiono również wszelkie obowiązki wz. informowania społeczeństwa.

Dokonując zatem oceny złożoności sektorowych obowiązków informacyjnych w obszarze jądrowym, należy mieć również na uwadze równoległe istnienie obowiązków informacyjnych o charakterze horyzontalnym. Nagromadzenie w czasie, w szczególności na etapie przedinwestycyjnym, różnych kategorii obowiązków informacyjnych stanowi pewne obciążenie mogące rodzić trudności zarządcze przy realizacji zwłaszcza tak skomplikowanych zamierzeń, jak budowa elektrowni jądrowych lub innych obiektów i instalacji jądrowego cyklu paliwowego.

## 1. Obowiązki wynikające bezpośrednio z Traktatu Euratom

Traktatem Euratom (zwanym dalej również „Traktatem”) powołano do życia Wspólnotę Euratom – jedną z trzech wspólnot europejskich. Choć do Wspólnoty Euratom należą ci sami członkowie i dzieli ona z Unią Europejską podstawowe instytucje, nigdy nie weszła w skład Unii, zachowując odrębną osobowość prawną. Podstawowym celem Wspólnoty jest stworzenie i szybki rozwój przemysłu

jądrowego w ramach pokojowej współpracy cywilnej jej członków. Zgodnie z art. 2 c: „Wspólnota ułatwia inwestycje i zapewnia, w szczególności stymulując działania ze strony przedsiębiorstw, tworzenie podstawowych instalacji niezbędnych do rozwoju energetyki jądrowej we Wspólnocie;” przy czym za podstawowe instalacje należy uznać elektrownie jądrowe<sup>12</sup>.

Realizacji tych celów służyć ma m.in. wspieranie badań jądrowych, ułatwienie przepływu specjalistów oraz zabezpieczenie transportu materiałów jądrowych. Za jeden z warunków tej współpracy uznano ustalanie jednolitych standardów i norm bezpieczeństwa ochrony radiologicznej w państwach członkowskich.

### Notyfikacja projektów przepisów prawnych

Jeszcze w latach 50. ub. wieku Wspólnota Euratom zaczęła określać w dyrektywach podstawowe normy ochrony zdrowia pracowników i ludności przed zagrożeniami wynikającymi z promieniowania jonizującego. Wydawane na przestrzeni lat dyrektywy określające osobne szczegółowe normy dla odrębnych typów narażenia (np. dla pracowników czy związane z procedurami medycznymi) zastąpiła jedna dyrektywa określająca podstawowe normy (Basic Safety Standards – BSS)<sup>13</sup>, w której ustalono maksymalne dawki promieniowania obejmujące wszystkie sytuacje narażenia (planowanego, istniejącego i wyjątkowego).

Zgodnie z art. 33 Traktatu każde państwo członkowskie powiadamia Komisję o wszelkich projektach przepisów wydanych w celu zapewnienia przestrzegania ustanowionych przez UE podstawowych norm, Komisja zaś kieruje ewentualne zalecenia w ciągu trzech miesięcy od daty otrzymania dokumentacji, przy czym do czasu zakończenia procedury projekt nie może zostać przyjęty. Jest to obowiązek idący dalej, niż zwykły mechanizm powiadamiania przez państwa o fakcie implementacji dyrektywy, jako że po pierwsze, notyfikacji dokonuje się na etapie projektu, w który Komisja może poprzez zalecenia ingerować, po drugie, jego zakres jest szerszy, gdyż nie dotyczy przepisów wydanych na podstawie konkretnej dyrektywy, ale wszelkich przepisów opracowywanych w tym obszarze, nawet jeśli nie stanowią one bezpośredniej implementacji norm UE, a na przykład wdrażają inne zobowiązania międzynarodowe lub choćby tylko zalecenia w tym zakresie. Takie rozszerzone obowiązki informacyjne można uznać za wyjątek na gruncie prawa UE. Można z nimi porównać obowiązki dot. środków wz. pomocy publicznej, które mogą przyjąć formę aktu prawnego notyfikowanego również na etapie projektu.

<sup>8</sup> Traktat ustanawiający Europejską Wspólnotę Energii Atomowej z dnia 25 marca 1957 r.

<sup>9</sup> Dyrektywa 2011/92/UE w sprawie oceny skutków wywieranych przez niektóre przedsięwzięcia publiczne i prywatne na środowisko.

<sup>10</sup> Rozporządzenie Parlamentu Europejskiego i Rady (UE) 2019/452 z dnia 19 marca 2019 r. ustanawiające ramy monitorowania bezpośrednich inwestycji zagranicznych w Unii.

<sup>11</sup> Por. aktualnie opracowywane Wytyczne do Konwencji z Espoo wz. LTO.

<sup>12</sup> Por.: Opinia rzecznika generalnego G. Hogana przedstawiona 8 maja 2020 r. w sprawach połączonych od C-80/18 do C-83/18.

<sup>13</sup> Dyrektywa Rady 2013/59/EURATOM z dnia 5 grudnia 2013 r. ustanawiająca podstawowe normy bezpieczeństwa w celu ochrony przed zagrożeniami wynikającymi z narażenia na działanie promieniowania jonizującego oraz uchylająca dyrektywy 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom i 2003/122/Euratom.



## Notyfikacja projektów umów i porozumień w obszarze jądrowym

Kolejny obowiązek informacyjny, któremu podlegają państwa członkowskie, wynika z art. 103 Traktatu i obejmuje projekty porozumień i umów zawieranych z państwem trzecim, jego obywatelem lub organizacją międzynarodową, które dotyczą spraw wchodzących w zakres Traktatu Euratom. O ile termin „umowa” nie budzi większych wątpliwości interpretacyjnych, o tyle termin „porozumienie”, może rodzić pytanie, czy jego zakresem objęte są również instrumenty, które nie mają charakteru prawnie wiążącego. Próba odpowiedzi na to pytanie zostanie podjęta niżej.

W 2016 r. Komisja wydała rekomendacje dot. stosowania art. 103 (dalej: „Rekomendacje”)<sup>14</sup>, które poza obowiązkiem notyfikacji projektów porozumień i umów zalecają poinformowanie Komisji już o samym zamiarze podjęcia negocjacji, bieżące informowanie o ich postępach, jak również przewidują uczestnictwo Komisji w negocjacjach. Zgodnie z pkt. 5 Rekomendacji obowiązek notyfikacyjny odnosi się nie tylko do projektów samych umów, ale również wszelkich załączników do nich, a także innych porozumień i umów, jeśli projekt się do nich odnosi. Rekomendacje nie precyzują jednak, czy objęte są nim również porozumienia niewiążące, choć termin „porozumienie” definiują bardzo szeroko<sup>15</sup>. Podczas jednego z posiedzeń Grupy Roboczej ds. Zagadnień Atomowych w 2019 r.<sup>16</sup> Komisja zaleciła państwom członkowskim notyfikację wszelkich porozumień, których moc wiążąca również podlegać będzie ocenie. Sama ocena zgodności z Traktatem Euratom dotyczyć ma jednak jedynie porozumień lub ich postanowień o charakterze prawnie wiążącym. Ta ustna interpretacja jest zgodna z linią przyjętą w decyzji nr 2017/684 ustanawiającej mechanizm wymiany informacji w odniesieniu do umów międzyrządowych i instrumentów niewiążących w dziedzinie energii między państwami członkowskimi a państwami trzecimi (dalej: „decyzja 2017/684”)<sup>17</sup>, która również odnosi się jedynie do instrumentów wiążących<sup>18</sup>. Należy podkreślić, że wypełnienie obowiązku z art. 103 Traktatu Euratom uwalnia państwa członkowskie od konieczności osobnego dopełnienia obowiązków wynikających z decyzji 2017/684. Zgodnie z motywem 17 jej preambuły „umowy między-

rządowe i instrumenty niewiążące, które muszą być zgłaszane w całości Komisji na podstawie innych aktów Unii lub które dotyczą kwestii objętych zakresem Traktatu ustanawiającego Europejską Wspólnotę Energii Atomowej, nie powinny być objęte niniejszą decyzją.”. Poza tym, zgodnie z art. 1 ust. 2 decyzja „nie ma zastosowania do umów międzyrządowych, które już podlegają w całości innym szczególnym procedurom zgłaszania na mocy prawa Unii”. Słusznie zatem ten horyzontalny mechanizm kontrolny nie ma zastosowania do notyfikacji uregulowanych w Traktacie Euratom zgodnie z zasadą *lex specialis derogat legi generali*.

Warto doprecyzować, że obowiązek notyfikacji z art. 103 dotyczy treści całego porozumienia, a nie tylko fragmentów wchodzących w zakres stosowania Traktatu.

W ciągu miesiąca od otrzymania projektu Komisja może przekazać uwagi i wskazówki w stosunku do postanowień utrudniających stosowanie Traktatu, a do czasu ich spełnienia państwo członkowskie nie może zawrzeć proponowanego porozumienia, jeśli nie uzyska orzeczenia Trybunału Sprawiedliwości UE stwierdzającego zgodność z postanowieniami Traktatu. Ani obowiązek sektorowy z art. 103 Traktatu Euratom, ani horyzontalny uregulowany w decyzji 2017/684 nie przewidują wyraźnej sankcji za ich niedopełnienie, co nie wyklucza wszczęcia przez Komisję procedury naruszeniowej w tym zakresie.

## Obowiązki informacyjne dotyczące zdarzeń radiacyjnych

Równoległe do obowiązków wz. zapewnienia mechanizmów dotyczących gotowości i postępowania na wypadek sytuacji wyjątkowej państwa członkowskie są zobowiązane niezwłocznie powiadamiać o zagrożeniach radiacyjnych Komisję oraz inne państwa członkowskie, na które mają one potencjalnie wpływ. Obowiązek wypełnia się poprzez wysłanie powiadomienia o zagrożeniu w zarządzanym przez Komisję systemie ECURIE, w którym wszystkie państwa członkowskie są zobowiązane uczestniczyć. Próg dla powiadomienia ostrzegawczego ECURIE został określony w art. 1 decyzji Rady<sup>19</sup>. Po pierwszym powiadomieniu Komisji państwa członkowskie są zobowiązane do dokonywania kolejnych powiadomień w przepisanych odstępach czasu dot. zamierzanych środków zaradczych oraz pomiarów poziomu napromieniowania.

<sup>14</sup>Commission recommendation of 4.4.2016 on the application of Article 103 of the Euratom Treaty.

<sup>15</sup>Por. pkt 1 Rekomendacji: „Draft agreement or contract’ within the meaning of Article 103 of the Treaty should be understood to mean any agreement, whatever its designation, that concerns matters within the purview of the Treaty and which is negotiated by a Member State”.

<sup>16</sup>Zródło: Sporządzony przez przedstawiciela Polski skrót z posiedzenia Working Party on Atomic Questions w dniu 12 grudnia 2019 r.

<sup>17</sup>Decyzja Parlamentu Europejskiego i Rady (UE) 2017/684 z dnia 5 kwietnia 2017 r. ustanawiająca mechanizm wymiany informacji w odniesieniu do umów międzyrządowych i instrumentów niewiążących w dziedzinie energii między państwami członkowskimi a państwami trzecimi i uchylająca decyzję nr 994/2012/UE.

<sup>18</sup>Zgodnie z art. 2 pkt 1 decyzji 2017/684 „umowa międzyrządowa” oznacza prawnie wiążącą umowę, niezależnie od jej formalnej nazwy, zaś zgodnie z pkt. 2 tego artykułu „instrument niewiążący” oznacza porozumienie między co najmniej jednym państwem członkowskim a co najmniej jednym państwem trzecim, które nie ma charakteru prawnie wiążącego, takie jak protokół ustaleń, wspólne oświadczenie, wspólne oświadczenie ministrów, wspólne działanie lub wspólny kodeks postępowania i które określa warunki dostaw energii, takie jak ilość i cena energii, lub rozwoju infrastruktury energetycznej.

<sup>19</sup>Decyzja Rady (87/600/Euratom) w sprawie wspólnotowych warunków wczesnej wymiany informacji w przypadku zdarzenia radiacyjnego.

Istnienie mechanizmów unijnych nie wyklucza możliwości wprowadzenia przez państwa członkowskie dodatkowych mechanizmów krajowych lub opartych na dwustronnych lub wielostronnych umowach o wymianie informacji i współpracy na wypadek sytuacji wyjątkowej.

#### Notyfikacja projektów inwestycyjnych

Kolejne obowiązki informacyjne, tym razem obciążające przedsiębiorców funkcjonujących w sektorze jądrowym, zostały uregulowane w rozdziale czwartym Traktatu Euratom zatytułowanym „Inwestycje”, który określa podstawowe instrumenty mające na celu ułatwienie inwestycji jądrowych, czyli realizację podstawowego celu Traktatu. Opierając się na art. 41-44 Traktatu Komisja bada projekty inwestycyjne w dziedzinie energetyki jądrowej pod kątem ich zgodności z Traktatem i przekazuje swoją opinię na temat projektu wraz z analizą inwestycji. Podmioty prowadzące działalność przemysłową wymienioną w załączniku nr II do Traktatu<sup>20</sup> przekazują Komisji oraz – do celów informacyjnych zainteresowanym państwom członkowskim – projekty inwestycyjne dotyczące nowych instalacji czy wymiany lub przebudowy istniejących. Powiadomienia należy dokonać nie później niż trzy miesiące przed zawarciem pierwszej umowy z dostawcą lub rozpoczęciem prac, jeśli zostaną one wykonane przez samego inwestora. Szczegółowe wymogi wz. wykonania tego obowiązku, m.in. próg kwotowy<sup>21</sup> i treść powiadomienia,<sup>22</sup> zostały określone w Rozporządzeniu Rady nr 2587/1999 określającym projekty inwestycyjne przekazywane Komisji zgodnie z art. 41 Traktatu Euratom<sup>23</sup>, a kwestie proceduralne w Rozporządzeniu Komisji nr 1209/2000 określającym procedury przekazywania informacji określone w art. 41 Traktatu Euratom<sup>24</sup>, do którego załącznikiem jest wzór powiadomienia. Obowiązki informacyjne i proceduralne są zatem rozczłonkowane w ramach kilku instrumentów prawnych, co utrudnia inwestorom ocenę, o których projektach powinni powiadomić, jakie konkretnie informacje powinni dostarczyć oraz w jaki sposób przekazać je Komisji.

Dyrekcja Generalna ds. Energii koordynuje proces wydawania opinii, który obejmuje konsultacje z dwunastoma innymi służbami Komisji. W przypadku projektów uznanych za złożone i wysoce techniczne Komisja może sporządzić sprawozdania techniczne oraz wewnętrzną

dokumentację podsumowującą analizy, które doprowadziły do wydania opinii. W toku procedury Komisja omawia z investorem wszystkie aspekty projektów inwestycyjnych związane z celami niniejszego Traktatu i informuje zainteresowane państwa członkowskie o swoim stanowisku względem projektu. Ani w Traktacie, ani w rozporządzeniach nie ustanowiono terminu na dokonanie analizy, a także jej szczegółowego zakresu. Zgodnie z art. 288 TFUE opinia Komisji nie jest prawnie wiążąca, co potwierdza treść art. 43 Traktatu, zgodnie z którym „Komisja omawia z osobami lub przedsiębiorstwami wszystkie aspekty projektów inwestycyjnych związane z celami niniejszego Traktatu”, po czym jedynie „informuje zainteresowane państwa członkowskie o swoim stanowisku.”. Jednakże, uzyskanie pozytywnej opinii Komisji jest jednym z warunków otrzymania pożyczki Euratomu<sup>25</sup>, która na chwilę obecną stanowi w praktyce jedyne źródło finansowania projektów jądrowych ze środków budżetowych UE. Pozytywna opinia Komisji może się również stać jednym z warunków w ramach procesu licencjonowania instalacji jądrowych, zyskując tym samym moc wiążącą na mocy prawa krajowego. W przypadku niedopełnienia obowiązku powiadomienia, Komisja może wszcząć przeciwko państwu członkowskiemu postępowanie w sprawie uchybienia zobowiązaniom wynikającym z prawa wtórnego na podstawie art. 258 TFUE.

Warto nadmienić, że rozporządzenie Komisji nr 1209/2000 zostało w 2003 r. zmienione rozporządzeniem Komisji nr 1352/2003<sup>26</sup>, które nałożyło na Komisję obowiązek niezwłocznego badania projektów inwestycyjnych, a w przypadkach szczególnie skomplikowanych, budzących wątpliwości dotyczące celów oraz zgodności z traktatem Euratom, uruchomienia w ciągu dwóch miesięcy szczegółowej procedury badawczej<sup>27</sup>. Dodatkowo, rozporządzenie formułowało zalecenie dotyczące wstrzymania wprowadzania projektów inwestycyjnych w życie przed wydaniem zalecenia Komisji<sup>28</sup>. Po jego wydaniu Komisja mogła dodatkowo monitorować podjęte przez inwestora środki zaradcze<sup>29</sup>. Rozporządzenie Komisji 1352/2003 zostało uchylone wyrokiem Sądu Pierwszej Instancji<sup>30</sup> z powołaniem na brak wyraźnej ani dorozumianej kompetencji po stronie Komisji do przyjęcia rozporządzenia. Można jednak przypuszczać, że kolejna nowelizacja przepisów regulujących notyfikację na pod-

<sup>20</sup>Chodzi o działalność dotyczącą nie tylko reaktorów jądrowych wszystkich typów i wykorzystywanych do wszelkich celów, ale również o szereg innych rodzajów działalności wz. jądrowego cyklu paliwowego.

<sup>21</sup>Całkowita suma inwestycji dla wszystkich komponentów przekraczająca 100 mln EUR.

<sup>22</sup>M.in. rodzaj produktów lub działalności, zdolność produkcyjna lub magazynowa, całkowita kwota wydatków bezpośrednio obciążających projekt czy perspektywy dotyczące dostaw i eksploatacji instalacji.

<sup>23</sup>Rozporządzenie Rady (Euratom) nr 2587/1999 z dnia 2 grudnia 1999 r. określające projekty inwestycyjne przekazywane Komisji zgodnie z art. 41 Traktatu ustanawiającego Europejską Wspólnotę Energii Atomowej.

<sup>24</sup>Rozporządzenie Komisji (WE) nr 1209/2000 z dnia 8 czerwca 2000 r. określające procedury przekazywania informacji określonych w art. 41 Traktatu ustanawiającego Europejską Wspólnotę Energii Atomowej.

<sup>25</sup>Por. decyzja Rady 94/179/Euratom.

<sup>26</sup>Rozporządzenia Komisji (Euratom) nr 1352/2003 z dnia 23 lipca 2003 r. zmieniającego rozporządzenie (WE) nr 1209/2000 ustalające procedury przekazywania określone w art. 41 Traktatu ustanawiającego Europejską Wspólnotę Energii Atomowej (Dz.U. L 192, str. 15).

<sup>27</sup>Por. art. 3a Rozporządzenia Komisji 1352/2003.

<sup>28</sup>Por. art. 3 c Rozporządzenia Komisji 1352/2003.

<sup>29</sup>Por. art. 3 e Rozporządzenia Komisji 1352/2003.

<sup>30</sup>Por. wyrok w sprawie T-240/04 z dnia 17 września 2007 r.

stawie art. 41–44 Traktatu Euratom, tym razem przyjęta w drodze rozporządzenia Rady, może zmierzać w podobnym kierunku co rozporządzenie Komisji nr 1352/2003, z pominięciem obowiązkowej publikacji informacji o notyfikowanych projektach i zaleceniach Komisji<sup>31</sup>, co na mocy art. 44 Traktatu jest jedynie fakultatywne i również zostało zakwestionowane w wyroku.

W pakiecie dotyczącym unii energetycznej<sup>32</sup> z lutego 2015 r. Komisja zobowiązała się do wzmocnienia i rozszerzenia obowiązków informacyjnych dot. projektów instalacji jądrowych, podejmując się dalszego doprecyzowania zakresu informacji, jakie mają przekazywać inwestorzy, a kolejne plany prac Komisji zapowiadały rewizję rozporządzenia Rady (Euratom) nr 2587/1999 pod tym kątem. We wstępnej ocenie skutków rewizji<sup>33</sup> Komisja zwróciła uwagę m.in. na problem proporcjonalności. Zgodnie z obowiązującym stanem prawnym szczegółowemu obowiązkowi notyfikacyjnemu podlegają wszelkie inwestycje jądrowe, niezależnie od ich znaczenia dla bezpieczeństwa instalacji. Standardowa wymiana zużytych komponentów w ramach prac konserwacyjnych w ocenie Komisji powinna być traktowana inaczej niż bardziej złożone przypadki, takie jak wprowadzenie nowych typów instalacji i innych nowych rozwiązań technologicznych. Uproszczenie i skrócenie procedury dla mniej skomplikowanych inwestycji zmniejszyłoby obciążenia administracyjne ciążące na inwestorach. We wstępnej ocenie skutków rewizji Komisja rozważała również wydanie rekomendacji wz. stosowania art. 41–44 Traktatu Euratom uzupełniających przepisy wiążące.

Rekomendacje w zakresie rewizji obowiązków i procedur informacyjnych wynikających z art. 41–44 Traktatu Euratom znalazły się również w raporcie specjalnym<sup>34</sup> Europejskiego Trybunału Obrachunkowego<sup>35</sup> (dalej: „ETO”), który stwierdził, że „obecne ramy wydawania opinii nie nadążają za najnowszymi zmianami politycznymi, legislacyjnymi i technologicznymi”, m.in. nie określają jasno, czy inwestycje wz. wydłużenia eksploatacji elektrowni jądrowych podlegają obowiązkowi notyfikacyjnemu. Zgodnie z rekomendacją ETO w ramach oceny projektów inwestycyjnych Komisja powinna uwzględnić nie tylko informacje udzielane bezpośrednio przez inwestora na potrzeby postępowania, opierając się na art. 41, ale wszelkie informacje w jej posiadaniu wz. bezpieczeństwa jądrowego, w tym oceny wdrożenia dyrektyw, wyniki *stress*

*testów* oraz międzynarodowych ocen wzajemnych wraz ze swoimi doświadczeniami związanymi z udziałem w nich w roli obserwatora, przy czym dwa ostatnie mogą mieć szczególne znaczenie przy ocenie projektów wz. wydłużenia okresu eksploatacji. Rekomendacje dot. jak najszerszego wykorzystania przez Komisję już posiadanych informacji należy ocenić pozytywnie, szczególnie jeśli prowadzić to będzie do optymalizacji ciążących na inwestorze obowiązków informacyjnych poprzez ograniczenie konieczności powielania tych samych informacji. ETO wyznaczył rok 2022 jako termin aktualizacji obowiązków informacyjnych z art. 41. W chwili pisania tego artykułu trwają prace nad konkluzjami, które przybliżą stanowisko Rady w stosunku do zaleceń ETO.

Abstrahując od pytania, czy „zmiany polityczne” powinny wywierać wpływ na kształt obowiązków informacyjnych, procedurze informacyjnej wz. projektów inwestycyjnych warto poświęcić więcej uwagi ze względu na potrzebę przeanalizowania możliwego *modus operandi* przy rewizji zakresu obowiązków informacyjnych. Jak już wspomniano wyżej, w 2015 r. Komisja przedstawiła wstępną ocenę skutków aktualizacji rozporządzenia<sup>36</sup> i w listopadzie 2015 r. uruchomiła konsultacje społeczne dotyczące przeglądu informacji i procedur wymaganych na mocy art. 41–44 Traktatu Euratom<sup>37</sup>. Przedłużająca się ocena informacji zwrotnych uzyskanych w toku konsultacji zakończy się opracowaniem sprawozdania wstępnego. Z raportu specjalnego ETO wynika, że proponowane przez zainteresowane strony rozwiązania różniły się znacznie między sobą. Poza potrzebą podniesienia progów kwotowych uruchamiających obowiązek notyfikacji, w celu ich urealnienia pod kątem aktualnych kosztów inwestycji w sektorze jądrowym, jednym z postulatów było, aby ocena Komisji skupiała się bardziej na analizie modelu biznesowo-finansowego inwestycji niż na zagadnieniach uregulowanych w aktach prawa wtórnego, których adresatem nie są inwestorzy, lecz państwa członkowskie. Akcentowano również, że inwestycje prowadzone w realizacji zaleceń krajowych organów dozoru powinny podlegać uproszczonemu zgłoszeniu i nie być przedmiotem dyskusji z Komisją na podstawie art. 43. Postulowano również umożliwienie łącznej notyfikacji kilku powiązanych ze sobą inwestycji oraz wprowadzenie wiążącego terminu na wydanie opinii, co nieudolnie Komisja próbowała dokonać już w 2003 r. Korzystnie oceniono natomiast możliwość nieformalnej

<sup>31</sup>Zgodnie z art. 4 b ust. 1 Komisja, za zgodą państw członkowskich, osób i przedsiębiorstw, mogła publikować wszelkie projekty inwestycyjne oraz swoje zalecenia.

<sup>32</sup>COM(2015) 80 final.

<sup>33</sup>Inception impact assessment, nr ref.: AP 2015/ENER/2019, dokument dostępny pod linkiem:

[https://www.google.com/url?sa=t&rct=j&q=&esrc=s&source=web&cd=&ved=2ahUKEwi6nOXe56TqAhWBlosKHTgWAH4QFjAAegQIBB&url=http%3A%2F%2Fec.europa.eu%2Fsmart-regulation%2Froadmaps%2Fdocs%2F2015\\_ener\\_019\\_euratom\\_art\\_41\\_en.pdf&usq=AOvVaw2UcUj8hDj1-K5KNmRwyE](https://www.google.com/url?sa=t&rct=j&q=&esrc=s&source=web&cd=&ved=2ahUKEwi6nOXe56TqAhWBlosKHTgWAH4QFjAAegQIBB&url=http%3A%2F%2Fec.europa.eu%2Fsmart-regulation%2Froadmaps%2Fdocs%2F2015_ener_019_euratom_art_41_en.pdf&usq=AOvVaw2UcUj8hDj1-K5KNmRwyE)

<sup>34</sup>Zgodnie z art. 287 ust. 4 TFUE „Trybunał Obrachunkowy może przedstawiać w każdej chwili swoje uwagi, zwłaszcza w formie sprawozdań specjalnych w poszczególnych sprawach oraz wydawać opinie na żądanie jednej z pozostałych instytucji Unii.”

<sup>35</sup>Sprawozdanie specjalne ETO nr 03/2020 przyjęte przez Izbę I w dn. 8.01.2020. Dokument dostępny pod linkiem: <https://www.eca.europa.eu/en/Pages/DocItem.aspx?did=52997>

<sup>36</sup>Inception impact assessment, nr ref.: AP 2015/ENER/2019.

<sup>37</sup>Dokumenty dot. konsultacji są dostępne pod linkiem: [https://ec.europa.eu/energy/consultations/revision-information-and-procedural-requirements-under-articles\\_lv](https://ec.europa.eu/energy/consultations/revision-information-and-procedural-requirements-under-articles_lv)

konsultacji projektu ze służbami Komisji poprzedzającej formalną notyfikację, co stało się utartą praktyką.<sup>38</sup>

Problemem okazało się niewielkie zainteresowanie konsultacjami ze strony sektora i administracji państw, w których eksploatowane są obiekty jądrowe<sup>39</sup>, przez co głosi na rzecz optymalizacji obowiązków informacyjnych pod kątem ich proporcjonalności i współmierności obciążeń względem wartości dodanej, jaką wnoszą dla wypełnienia celów Traktatu Euratom, mogą być mniej słyszalne wobec głosu środowisk domagających się dalszego pogłębienia restrykcji obciążających sektor jądrowy.

#### Obowiązki względem Agencji Dostaw Euratom

Do głównych zadań Agencji Dostaw Euratom (dalej: Agencja) należy zabezpieczenie dostaw uranu w wykonaniu wspólnej polityki dostaw paliwa jądrowego na terytorium UE oraz zapewnienie dywersyfikacji dostaw paliwa jądrowego.

Jednym z narzędzi służących wypełnieniu tych zadań jest kontrasygnata składana przez Agencję pod rygorem nieważności w ciągu dziesięciu dni roboczych od zawarcia każdej umowy na dostawy rud, materiałów źródłowych oraz specjalnych materiałów rozszczepialnych. Szczegółowa procedura kontrasygnaty została uregulowana w Regulaminie Agencji Dostaw Europejskiej Wspólnoty Energii Atomowej określającym sposób równoważenia podaży i popytu rud, materiałów źródłowych i specjalnych materiałów rozszczepialnych<sup>40</sup>. Agencja od chwili otrzymania umowy ma kolejne dziesięć dni roboczych na dokonanie kontrasygnaty warunkującej ważność umowy<sup>41</sup> lub na odmowę jej zawarcia poprzez wydanie uzasadnionej opinii. Agencja może również nałożyć w drodze uzasadnionej opinii dodatkowe warunki realizacji umowy<sup>42</sup>. W niektórych przypadkach zawarcie umowy na dostawy wymaga dodatkowo uprzedniej zgody Komisji. Dotyczy to na przykład umów na dostawy o okresie obowiązywania przekraczającym dziesięć lat<sup>43</sup>.

Umowy celem uzyskania kontrasygnaty Agencji zobowiązani są składać zarówno producenci (spółki wydobywcze, przedsiębiorstwa wzbogacania uranu), jak i użytkownicy (operatorzy elektrowni i reaktorów badawczych), jeśli choć jedna ze stron ma siedzibę w UE.

## 2. Obowiązki wynikające z prawa pochodnego Wspólnoty Euratom

W wyroku z 2002 r.<sup>44</sup> Trybunał Sprawiedliwości UE (dalej: „TSUE”) w drodze wykładni celowościowej dopuścił istnienie dzielonych z państwami członkowskimi kompetencji Wspólnoty Euratom nie tylko w obszarze ustalania norm ochrony radiologicznej (BSS), ale również w szeroko rozumianym obszarze bezpieczeństwa jądrowego. W następstwie tego wyroku w 2009 r. przyjęto pierwszą dyrektywę ws. bezpieczeństwa jądrowego<sup>45</sup>, zmienioną w 2014 r., w 2011 r. zaś dyrektywę 2011/70/Euratom (dyrektywa odpadowa). Jest to przykład „dointerpretowania” kompetencji wspólnotowych ponad te *explicite* przewidziane Traktatem Euratom. Dodatkowe kompetencje Wspólnoty w obszarze bezpieczeństwa jądrowego wpłynęły oczywiście również na poszerzenie zakresu obowiązków informacyjnych ciążyących na państwach członkowskich i podmiotach sektora jądrowego.

#### Obowiązki wynikające z dyrektywy 2014/87/Euratom (w sprawie bezpieczeństwa jądrowego)

Dyrektywa ws. bezpieczeństwa jądrowego 2009/71/Euratom z 2009 r. została oparta na wymogach zawartych w Konwencji ws. bezpieczeństwa jądrowego i Podstawowych Zasadach Bezpieczeństwa ustanowionych przez MAEA<sup>46</sup>. W lipcu 2014 r. została zmieniona dyrektywą 2014/87/Euratom z uwzględnieniem wniosków wynikających z awarii jądrowej w Fukushima oraz wyników tzw. stress testów, czyli oceny ryzyka i bezpieczeństwa elektrowni jądrowych w UE<sup>47</sup>.

W dyrektywie ws. bezpieczeństwa jądrowego 2014/87/Euratom oraz dyrektywie „odpadowej” 2011/70/Euratom ustanowiono system okresowych ocen wzajemnych, które umożliwiają wymianę doświadczeń zawodowych, wniosków i dobrych praktyk w formie porad partnerów w celu stałej poprawy bezpieczeństwa jądrowego.

Zmieniona dyrektywa w sprawie bezpieczeństwa jądrowego 2014/87/Euratom wprowadziła europejski system tematycznych ocen wzajemnych (*topical peer reviews*), które koncentrują się na określonych kwestiach bezpieczeństwa i są przeprowadzane co sześć lat. Pierwsza tematyczna ocena wzajemna, przeprowadzona w latach 2017–2018, poświęcona była programom zarządzania starzeniem się obiektów jądrowych. Została przygotowana przez Europejską Grupę Organów Regulacyjnych ds. Bezpieczeństwa Jądrowego (ENSREG) we współpracy ze Stowarzysze-

<sup>38</sup>Por. stanowisko organizacji sektorowej Foratom dostępne pod linkiem:

[https://www.foratom.org/publications/?cp\\_252=3](https://www.foratom.org/publications/?cp_252=3)

<sup>39</sup>W konsultacjach wzięło udział tylko czterdziestu interesariuszy.

<sup>40</sup>Por. art. 5 bis Regulaminu Agencji Dostaw Europejskiej Wspólnoty Energii Atomowej określający sposób równoważenia podaży i popytu rud, materiałów źródłowych i specjalnych materiałów rozszczepialnych.

<sup>41</sup>Por. art. 5 bis pkt f Regulaminu.

<sup>42</sup>Por. art. 5 bis pkt g Regulaminu.

<sup>43</sup>Por. art. 60 Traktatu Euratom.

<sup>44</sup>Por.: Wyrok TSUE C 29/99.

<sup>45</sup>Dyrektywa Rady 2009/71/Euratom z dnia 25 czerwca 2009 r. ustanawiająca wspólnotowe ramy bezpieczeństwa jądrowego obiektów jądrowych.

<sup>46</sup>Por. Safety Fundamentals no. SF-1.

<sup>47</sup>Por. Komunikat Komisji do Rady i Parlamentu Europejskiego dotyczący kompleksowych ocen ryzyka i bezpieczeństwa („testów wytrzymałościowych”) elektrowni jądrowych w Unii Europejskiej oraz działań powiązanych (COM/2012/0571 final).

niem Zachodnioeuropejskich Dozorów Jądrowych (WENRA) i w porozumieniu z Komisją.

Dyrektywa w sprawie bezpieczeństwa jądrowego nakłada również wymóg, aby państwa członkowskie minimum co dziesięć lat przeprowadzały okresowe samooceny ram krajowych i właściwych organów regulacyjnych oraz zwracały się o ich międzynarodową ocenę wzajemną<sup>48</sup>. W celu wypełnienia tych obowiązków wykorzystują one Zintegrowany Przegląd Dozoru Jądrowego (IRRS) organizowany przez MAEA. Wyniki ocen wzajemnych przekazywane są państwom członkowskim i Komisji.

#### Obowiązki wynikające z dyrektywy 2011/70/Euratom (dyrektywa odpadowa)

Jeszcze bardziej złożone są obowiązki informacyjne wynikające z dyrektywy 2011/70/Euratom. Stanowią one uszczegółowienie obowiązków wynikających z art. 37 Traktatu Euratom, zgodnie z którym państwa członkowskie powiadamiają Komisję o krajowych planach gospodarki odpadami promieniotwórczymi, a Komisja ocenia ich potencjalny wpływ radiologiczny na inne państwa członkowskie. Obowiązki informacyjne uszczegóławiano w dyrektywie, na mocy której państwa członkowskie muszą posiadać politykę krajową wz. gospodarowania odpadami promieniotwórczymi i wypalonym paliwem jądrowym pochodzącymi z cywilnej działalności jądrowej oraz opracowywać programy krajowe w celu jej przełożenia na konkretne plany działania. W ciągu sześciu miesięcy od daty powiadomienia Komisja albo wyrazi opinię na temat zgodności programu krajowego z dyrektywą, albo poprosi o wyjaśnienia. Co najmniej co dziesięć lat państwa członkowskie przeprowadzają samoocenę i zwracają się o międzynarodową ocenę wzajemną dot. ram krajowych, funkcjonowania organu regulacyjnego, programu krajowego i jego realizacji<sup>49</sup>. W celu spełnienia tych wymogów państwa członkowskie korzystają z misji wzajemnej oceny w ramach MAEA (misja Artemis).

Zgodnie z art. 14 par. 1 dyrektywy państwa członkowskie opracowują również okresowe raporty z wdrażania obowiązków nią przewidzianych. Uzyskane w ten sposób informacje są podstawą do sporządzenia przez Komisję co trzy lata raportu z wykonania dyrektywy, którego załącznikiem jest Inwentarz odpadów promieniotwórczych i wypalonego paliwa jądrowego oraz prognozy jego dotyczące. Dyrektywa zawiera również postanowienia wz. upubliczniania informacji oraz reguluje udział społeczeństwa w procesie.

#### Obowiązki informacyjne dotyczące przemieszczania odpadów promieniotwórczych oraz wypalonego paliwa jądrowego

Niezależne obowiązki informacyjne ustanowiono dla przemieszczania odpadów promieniotwórczych oraz wypalonego paliwa jądrowego, które reguluje dyrektywa Rady 2006/117/Euratom<sup>50</sup>. W jej art. 19 uregulowano przekazywanie informacji wz. wykonania dyrektywy. Komisja tworzy i obsługuje elektroniczną platformę wymiany informacji służącą publikacji informacji dot. przemieszczania odpadów, w tym warunków, których spełnienie jest wymagane do wydania przez właściwe organy państw członkowskich zezwolenia na przemieszczanie. Zgodnie z art. 20 co trzy lata państwa członkowskie przekazują Komisji sprawozdania z wdrażania dyrektywy, na podstawie których Komisja sporządza sprawozdanie zbiorcze dla Parlamentu Europejskiego, Rady oraz Europejskiego Komitetu Ekonomiczno-Społecznego.

#### Obowiązki informacyjne w zakresie przeciwdziałania proliferacji broni jądrowej

Kolejna grupa obowiązków informacyjnych ciążyących na państwach członkowskich i sektorze jądrowym wynika z zadań Komisji wz. nieproliferaacji, dla których podstawę prawną zawarto w art. 77 Traktatu. Art. 78 Traktatu reguluje ciążące na operatorach określonych instalacji<sup>51</sup> obowiązki wz. informowania o ich podstawowych parametrach technicznych, w zakresie, w jakim jest to niezbędne do ustalenia, że nie dochodzi do eksploatacji niezgodnej z zadeklarowanym przeznaczeniem, a postanowienia dotyczące dostaw i wszelkie zobowiązania Wspólnoty w zakresie bezpieczeństwa przyjęte na mocy umowy zawartej z państwem trzecim lub organizacją międzynarodową są przestrzegane. Ponadto, techniki, które mają być użyte do chemicznego przetworzenia materiałów napromienionych, muszą zostać zatwierdzone przez Komisję<sup>52</sup>. Na podstawie art. 79 Komisja nakłada obowiązek przechowywania i udostępniania danych dotyczących eksploatacji w celu rozliczenia użytkowanych lub produkowanych rud, materiałów wyjściowych i specjalnych materiałów rozszczepialnych. Ten sam wymóg obowiązuje w przypadku transportu materiałów wyjściowych lub specjalnych materiałów rozszczepialnych.

Postanowienia traktatowe w obszarze nieproliferaacji wdraża System Zabezpieczeń Euratom (*Euratom Safeguards System*), uregulowany w rozporządzeniu z 2005 r.<sup>52</sup>, które normuje szczegółowe procedury i terminy zgłoszeń, a także ustanawia system rachunkowości i kontroli materiałów jądrowych, obejmujący dokumentację rachunkowości materiałowej i tzw. dokumentację ruchową.<sup>53</sup> Dla

<sup>48</sup>Por. art. 8e dyrektywy 2014/87/Euratom.

<sup>49</sup>Por. art. 14 ust. 3 dyrektywy 2011/70/Euratom.

<sup>50</sup>Dyrektywa Rady 2006/117/Euratom z dnia 20 listopada 2006 r. w sprawie nadzoru i kontroli nad przemieszczaniem odpadów promieniotwórczych oraz wypalonego paliwa jądrowego.

<sup>51</sup>Instalacje służące do produkcji, rozdzielania lub innego wykorzystania materiałów wyjściowych lub specjalnych materiałów rozszczepialnych, lub do przetworzenia napromienionych paliw jądrowych.

<sup>52</sup>Rozporządzenie Komisji (Euratom) nr 302/2005 z dnia 8 lutego 2005 r. w sprawie stosowania zabezpieczeń przyjętych przez Euratom – Oświadczenie Rady/Komisji.

<sup>53</sup>Por. rozdz. III „Ewidencja materiałów jądrowych”.

inwestorów nowych projektów jądrowych istotnym aspektem są zabezpieczenia na poziomie projektowym (*Safeguards-by-Design*) z uwzględnieniem wczesnego etapu planowania i projektowania instalacji. Zgodnie z art. 3 rozporządzenia inwestor i państwo członkowskie mają obowiązek poinformować Komisję o podstawowych właściwościach technicznych rozważanych instalacji jądrowych na stosunkowo wczesnym etapie. Na podstawie dostarczonych informacji służby Komisji mogą rozpocząć proces konsultacji, co ma umożliwić dokonanie ewentualnych zmian w projekcie pod kątem ułatwienia późniejszego stosowania zabezpieczeń.

### III. Rola Komisji Europejskiej w kontekście obowiązków informacyjnych

Analiza obowiązków informacyjnych wynikających z Traktatu Euratom i prawa pochodnego pokazuje, że adresatem ich wykonania jest przeważnie Komisja Europejska, co stopniowo przesuwają ją w stronę organu wykonującego przynajmniej częściowe kompetencje organów dozoru jądrowego. Jednocześnie, tak jak kompetencje Komisji w obszarze energetyki jądrowej, tak i obowiązki informacyjne wypełniane wobec niej wykraczają poza zakres niezbędny do wykonania zadań z zakresu dozoru jądrowego, obejmując również kwestie rynkowe. Nie należy zapominać o ciążących na Komisji obowiązkach wz. wspierania rozwoju energetyki jądrowej<sup>54</sup>, których realizacja na chwilę obecną ogranicza się praktycznie do gromadzenia informacji na potrzeby opracowywania okresowych raportów Komisji – *Nuclear Illustrative Programme* (dalej: PINC)<sup>55</sup>. Warto zwrócić uwagę, że już w ramach wypełnienia pojedynczego obowiązku informacyjnego na podstawie art. 41–44 Traktatu Euratom Komisja zbada udzielone przez inwestora informacje jednocześnie pod kątem zgodności z ramami prawnymi wz. bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, bezpieczeństwa dostaw i dywersyfikacji paliwa jądrowego, zaś te same informacje wykorzysta następnie na potrzeby opracowania raportu PINC, którego podstawowym celem jest „pobudzenia działalności osób i przedsiębiorstw oraz usprawnienia skoordynowanego rozwoju ich inwestycji w dziedzinie atomistyki”. Taka komasacja zadań z różnych obszarów w gestii instytucji, na której faktycznie spoczywają w dużej mierze obowiązki w obszarze dozoru jądrowego, może budzić wątpliwość w kontekście paradygmatu rozdziału funkcji dozorowych od promocyjnych w obszarze energetyki jądrowej.

### IV. Przykładowe działania w kierunku optymalizacji obowiązków informacyjnych

Z powyższego można wnioskować, że zestawienie, ilość i złożoność obowiązków informacyjnych w obszarze jądrowym wynikających już z samego Traktatu Euratom i jego prawa pochodnego musi być odczuwalna przez sektor i państwa członkowskie. Z uwagi na złożoność obowiązkowego raportowania nieformalną praktyką jest wymiana informacji i porad w tym zakresie między państwami członkowskimi, co należy ocenić pozytywnie. Z drugiej strony jest to jeden ze wskaźników trudności i niejasności związanych z unijną sprawozdawczością w obszarze jądrowym. Nieuniknione jest również, że obowiązki informacyjne będą się powielać, nie tylko z tymi wynikającymi z ram międzynarodowych, ale również na gruncie sprawozdawczości na potrzeby samej Wspólnoty Euratom, w ramach której przynajmniej kilka procedur dotyczy aspektów związanych z bezpieczeństwem jądrowym. Tworzy to znaczne pole do optymalizacji w zakresie obowiązków sprawozdawczych i informacyjnych, w celu redukcji obciążeń administracyjnych po stronie inwestorów i operatorów instalacji jądrowych.

Dobrym przykładem nakładających się obowiązków informacyjnych jest sporządzanie inwentarzy na potrzeby raportowania wz. dyrektywy „odpadowej” 2011/70/Euratom, wobec którego zidentyfikowano ząbające się procedury informacyjne na potrzeby MAEA i Agencji Energii Jądrowej OECD (OECD/NEA). Ponieważ często odpowiedzi nie były skoordynowane, organizacje publikowały dane charakteryzujące się wysokim stopniem rozbieżności w ramach jednego państwa członkowskiego, co rodzi ryzyko wz. zaufania publicznego, o skumulowanych obciążeniach państw sprawozdawczością nie wspominając. Obserwacja ta leżała u źródła inicjatywy wz. harmonizacji zasad raportowania inwentarzy do organizacji międzynarodowych i opracowania jednego instrumentu na potrzeby sprawozdawczości wobec Euratom, OECD/NEA i MAEA, ujednolicającego zestaw potrzebnych danych i będzie stanowił wspólną bazę, do której raportować będą państwa członkowskie, umożliwiając eksport informacji w różnych formatach. Właścicielem informacji ma pozostać państwo członkowskie, które będzie mogło udzielać dostępu i weryfikować zawarte w bazie wiadomości. Jedna baza danych ma za zadanie ułatwić państwom członkowskim raportowanie, organizacje zaś otrzymają spójną informację. Nowy system przeszedł pod koniec 2019 r. testy bezpieczeństwa, a w 2020 r. MAEA przygotowuje instrukcje dla użytkowników. Zgodnie z zapowiedziami Komisji nowy instrument będzie mógł być wykorzystany na potrzeby przygotowania przez państwa członkowskie kolejnych raportów z wykonania dyrektywy „odpadowej” 2011/70/Euratom. Jest też w opracowaniu kolejne narzędzie, które ma ułatwić państwom

<sup>54</sup>Por.: art. 1 i 2 c Traktatu Euratom.

<sup>55</sup>Por. art. 40 Traktatu Euratom.

członkowskim prace nad informacjami przed ich ostatecznym przekazaniem, które będzie mogło również służyć do inwentaryzacji odpadów na potrzeby mniejszych państw członkowskich.

Kolejnym narzędziem, które może ulżyć obciążeniom informacyjnym organów państw członkowskich, jest europejska platforma internetowa wymiany danych radiologicznych (EURDEP), która uzupełnia system ECURIE i ma za zadanie ułatwić dostarczanie niektórych informacji. Platforma ta korzysta z istniejącej infrastruktury krajowej, tj. krajowych stacji pomiarowych i sieci monitoringu. Udział państw członkowskich UE jest obowiązkowy, natomiast państwa trzecie uczestniczą w niej na zasadzie dobrowolności. Ze swojej strony Komisja uzgadnia procesy, opracowuje instrukcje dla użytkowników, przeprowadza testy mechanizmów oraz wykonuje przeglądy systemu ECURIE w celu jego udoskonalenia, m.in. poprzez synchronizację ze zintegrowanym systemem wymiany informacji w razie incydentów i sytuacji wyjątkowych (USIE – *Unified System for Information Exchange in Incidents and Emergencies*) funkcjonującym w ramach MAEA.

## V. Wnioski i rekomendacje

Jak wynika z przedstawionego wyżej zestawienia, które obejmuje jedynie uregulowania prawa pierwotnego i pochodnego Wspólnoty Euratom, energetyka jądrowa funkcjonuje w złożonym systemie sprawozdawczo-informacyjnym. Adresatami tych obowiązków są nie tylko podmioty prywatne, ale i państwa członkowskie.

Pomimo dokonywanych analiz i ocen skutków regulacji przy określeniu obszarów działalności i progów, z których wynika pewien obowiązek czy uprawnienie, nieunikniona jest pewna arbitralność rozstrzygnięć po stronie legislatora. Z jednej strony prawo realizuje potrzebę pewności i stabilności w zakresie obowiązujących wymagań. Z drugiej – potrzebę dynamiki i kontekstowości. Proporcjonalność godzi te dwie sprzeczności. Pozwala zachować adekwatność stosowanych środków do sytuacji w ramach zmieniającego się kontekstu i z uwzględnieniem potrzeby stabilności. Oceniając proporcjonalność nakładanego obowiązku, należy odpowiedzieć na pytanie, czemu on służy i jaki spełnia cel. Czy dodatkowy obowiązek informacyjny rzeczywiście podniesie poziom bezpieczeństwa, a może ma wymiar edukacyjny, zwiększając świadomość społeczną? Choć celem prawa jest skłonienie do określonych zachowań, ich wykonanie napędzać powinna również potrzeba zinternalizowana, a nie tylko zewnętrzna, narzucona. Gdy kolejny obowiązek proceduralny nie przynosi w ocenie jego adresata konkretnego pozytywnego efektu,

wtedy koncentruje się on na wypełnieniu warunków formalnych, a ztraca wgląd w to, czemu norma prawa służy. Dlatego ważny jest nieustający dialog z sektorem, nie tylko poprzez okresowe konsultacje publiczne. Na przykładu, mechanizmy systemu ECURIE są uzgadniane i poddawane przeglądowi podczas spotkań Komisji z przedstawicielami organów państw członkowskich, na których omawiane są zidentyfikowane problemy. Uzgodnione podczas tych spotkań zmiany są odzwierciedlane w instrukcji komunikacyjnej ECURIE.

Przy wprowadzaniu kolejnych obowiązków informacyjnych należy również pamiętać, że każdy z nich jest obciążeniem organizacyjnym i finansowym, wymaga zatrudnienia dodatkowych pracowników do zadań sprawozdawczych lub wprowadzenia nowego podziału pracy. Obowiązki notyfikacyjne, szczególnie te nagromadzone w początkowych etapach procesu inwestycyjnego, jak to jest w sektorze jądrowym, nie tylko zwiększają obciążenia finansowe, ale również spowalniają realizację inwestycji, co przekłada się na wyższy całkowity koszt kapitału.

Dlatego niezbędna jest rozważa przy wprowadzaniu nowych obowiązków, ale też podjęcie przez służby Komisji dalszych wysiłków na rzecz przeglądu i ewentualnej optymalizacji już istniejących. Wprowadzanie kolejnych obciążeń informacyjnych w sektorze jądrowym powinno być poprzedzone wnikliwą analizą ich rzeczywistej wartości dodanej oraz mieć na względzie ciężar i zakres już istniejących obowiązków. Ich ustanawianie powinno być oparte na obiektywnych kryteriach przy minimalizacji wpływów politycznych. Nowe obowiązki informacyjne nie powinny być wprowadzane w sytuacjach, gdy ten sam czy podobny skutek można osiągnąć poprzez samą tylko optymalizację wykorzystania już raportowanych informacji.

Dokonanie rzetelnego przeglądu istniejących obowiązków informacyjno-sprawozdawczych w sektorze jądrowym jest warunkiem ich dalszej optymalizacji w celu zmniejszenia działań administracyjnych ciężących na sektorze. Ułatwienie procesu sprawozdawczego w sektorze jądrowym powinno być uznane za element wypełnienia ciężącego na instytucjach Wspólnoty obowiązku wspierania rozwoju energetyki jądrowej. Należy mieć również na względzie postulaty zmniejszenia obciążeń administracyjnych w Unii Europejskiej<sup>56</sup>, które mają zastosowanie także do Wspólnoty Euratom.

Sprawozdanie Europejskiego Trybunału Obrachunkowego zachęca Komisję do sięgania w większym stopniu przy weryfikacji projektów inwestycyjnych opartych na art. 41 Traktatu Euratom po przekrojowe informacje uzyskane przy realizacji innych procedur, co ma ułatwić jej wykonywanie szeroko nakreślonych funkcji. Rekomendację tę należy ocenić pozytywnie, jeśli przełoży się to na zmniejszenie obowiązków sprawozdawczych i informacyjnych po

<sup>56</sup>Por. Dokument Komisji: Zmniejszenie obciążeń administracyjnych w Unii Europejskiej Załącznik do trzeciego strategicznego prze-

glądu procesu lepszego stanowienia prawa, Bruksela, dnia 28.1.2009 COM(2009) 16 wersja ostateczna.

stronie sektora i państw członkowskich. Należy jednak pamiętać o ryzyku, które powstaje na styku złożonych funkcji pełnionych przez Komisję, jako podmiot oceniający inwestycje pod kątem rynkowym, a jednocześnie organ quasi-dozorowy, obserwator w misjach wzajemnej oceny i członek ENSREG, włączający się również w realizację działań następczych w związku z wzajemnymi ocenami. Rozbudowa baz danych na potrzeby różnych procedur sprawozdawczych może jeszcze bardziej pogłębić dysproporcje w zakresie dostępu do informacji dotyczących sektora jądrowego w porównaniu z pozostałymi podsektorami energetycznymi czy szerzej przemysłowymi. Już na chwilę obecną sektor jądrowy, poza swą podstawową działalnością, musi przeznaczać znaczącą część zasobów, większą niż w przypadku innych sektorów, na działania w zakresie informowania, co jest jednym z czynników zmniejszających jego pozycję konkurencyjną w odniesieniu do pozostałych technologii energetycznych. Abstrahując od dyskusji, czy tak szeroko zakrojone obowiązki informacyjne są niezbędne do osiągnięcia zamierzonych celów, należy zwrócić uwagę, że międzysektorowe dysproporcje w obciążeniach informacyjnych wcale nie znajdują uzasadnienia w danych dotyczących wpływu poszczególnych sektorów przemysłowych na zdrowie, życie i środowisko. Na przykład, współczynnik zgonów na bilion kilowatogodzin energii wyprodukowanej w źródłach jądrowych jest najniższy spośród wszystkich technologii energetycznych.

Może to rodzić podejrzenia, że naciski na zwiększenie istniejących obowiązków informacyjnych mogą mieć w większym stopniu charakter polityczny niż merytoryczny.

#### Notka o autorce

**Beata Sparażyńska** – główny specjalista wz. współpracy europejskiej w Departamencie Energii Jądrowej Ministerstwa Klimatu. Absolwentka prawa na Uniwersytecie Gdańskim, międzydyscyplinarnych studiów europejskich w Kolegium Europejskim w Natolinie oraz studiów podyplomowych wz. międzynarodowego prawa jądrowego na uniwersytecie Montpellier.

#### Literatura

1. Traktat ustanawiający Europejską Wspólnotę Energii Atomowej z dn. 25.03.1957 r.
2. Sprawozdanie specjalne ETO nr 03/2020 przyjęte przez Izbę I w dn. 8.01.2020.
3. Commission recommendation of 4.4.2016 on the application of Article 103 of the Euratom Treaty.
4. Opinia rzecznika generalnego G. Hogana przedstawiona 8.05.2020 r. w sprawach połączonych od C-80/18 do C-83/18.
5. Wyrok TSUE C 29/99.
6. Inception impact assessment, nr ref.: AP 2015/ENER/2019.
7. Dokument Komisji: Zmniejszenie obciążeń administracyjnych w Unii Europejskiej. Załącznik do trzeciego strategicznego przeglądu procesu lepszego stanowienia prawa, Bruksela, dn. 28.01.2009 COM(2009) 16 wersja ostateczna.



Biuletyn „Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna” wydawany jest od 1989 r. Do 2013 r. był drukowany i kolportowany (ostatnio w nakładzie 700 egzemplarzy) wśród osób i instytucji zainteresowanych zagadnieniami dozoru nad bezpieczeństwem jądrowym i ochroną radiologiczną. Od 2014 r. biuletyn wydawany jest w nowej, elektronicznej formie. Każdy numer Biuletynu zamieszczany jest na stronie internetowej (poniżej) oraz rozsyłany za pomocą [Newslettera PAA](#).

## INFORMACJA DLA AUTORÓW

Wydawca przyjmuje artykuły naukowe, których tematyka jest związana z zapewnieniem i kontrolą bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, w tym również związane z zabezpieczeniem i ochroną fizyczną materiałów jądrowych i obiektów jądrowych, technologiami jądrowymi i technikami radiacyjnymi, fizyką i chemią oraz inżynierią jądrową, naukami prawnymi, geologią i geofizyką czy bezpieczeństwem narodowym.

## ZASADY OGÓLNE

Tekst artykułu powinien prezentować aktualny stan wiedzy na poruszany temat oraz najnowsze dane. Artykuł powinien być podzielony na mniejsze logiczne fragmenty redakcyjne, opatrzone śródtytułami. Artykuł nie może być wcześniej publikowany ani zgłoszony do publikacji w innym czasopiśmie. Wydawca zastrzega sobie prawo nieprzyjęcia artykułu do publikacji, dokonywania skrótów, wprowadzania poprawek stylistycznych i redakcyjnych oraz zmian w tytule artykułu. Autorzy są zobowiązani do współpracy z Wydawcą w całym procesie przygotowywania artykułu do publikacji, w tym do terminowej korekty autorskiej.

## ZGŁOSZENIE DZIEŁA

Egzemplarze artykułu wraz z pełnym zestawem ilustracji mogą być przesyłane na adres:

**Biuletyn „Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna”**  
**Państwowa Agencja Atomistyki**  
**ul. Bonifraterska 17,**  
**00-203 Warszawa, Polska**  
E-mail: [biuletyn@paa.gov.pl](mailto:biuletyn@paa.gov.pl)

Zachęcamy do przesyłania artykułów drogą elektroniczną na wyżej wskazany adres e-mail.

Państwowa Agencja Atomistyki  
ul. Bonifraterska 17, 00-203 Warszawa  
[www.paa.gov.pl](http://www.paa.gov.pl)