

ISSN 2353-9062

3-4 (118) 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
WWW. 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 3–4 (118) 2020
Warszawa

Spis treści

Tomasz Nowacki	
Aktualizacja programu polskiej energetyki jądrowej – nowe wyzwania na nowe czasy	7
Władysław Kiełbasa	
Bezpieczeństwo elektrowni jądrowych z reaktorami generacji III/III+.	
Część II: Główne cechy bezpieczeństwa EJ z reaktorami generacji III+	12
Maciej Kulig	
Czynnik ludzki i organizacyjny w energetyce jądrowej – doświadczenia eksploatacyjne, wnioski i opinie	22
Piotr Leśny	
Jak wyszkolić rezydenta – inspektora dozoru jądrowego.	42
Krzysztof Rzymkowski	
Międzynarodowy system zabezpieczeń w nowych reaktorach jądrowych.	51
Sylwester Sommer	
Niskie dawki promieniowania do leczenia powikłań oddechowych przy infekcji Covid-19	58

Szanowni Państwo

Pierwszy artykuł bieżącego numeru poświęcony jest wyzwaniom wynikającym z aktualizacji Programu polskiej energetyki jądrowej (PPEJ), przyjętej przez Radę Ministrów 2 października 2020 roku. **Tomasz Nowacki** wskazuje w nim najważniejsze zadania administracji rządowej, związane z realizacją tego programu: zapewnienie rozwoju infrastruktury niezbędnej do zmaksymalizowania udziału krajowego przemysłu, rozwijanie zasobów ludzkich oraz wzmocnienie dozoru jądrowego i efektywności informacji i komunikacji społecznej. Autor opisuje również główne założenia, cel i zasadnicze przesłanki podjęcia tego programu, tj. bezpieczeństwo energetyczne, cele klimatyczne oraz konkurencyjność kosztów wytwarzania energii elektrycznej w **sprawdzonych, wielkoskalowych blokach jądrowych** z wodno-ciepleniowymi reaktorami **generacji III/III+**.



Bezpieczeństwu jądrowemu najnowszych, dostępnych na rynku, reaktorów generacji III/III+ poświęcony jest drugi artykuł, w którym **Władysław Kielbasa** opisuje rozwiązania projektowe, elementy wyposażenia i główne cechy bezpieczeństwa elektrowni z reaktorami EPR i elektrowni z reaktorami AP1000, już eksploatowanych na świecie, a więc wybudowanych wg sprawdzonych projektów. Artykuł ten stanowi kontynuację problematyki dotyczącej **kryteriów oceny i analizy** bezpieczeństwa projektu oferowanego przez dostawcę technologii. Ukazuje, w jaki sposób **zasady i wymagania bezpieczeństwa jądrowego**, stawiane współczesnym elektrowniom jądrowym, są spełnione w praktyce dzięki rozwiązaniom zastosowanym w elektrowniach jądrowych EPR i AP1000, opisanych w tym artykule. Artykuł przybliży także i porównuje dwie koncepcje rozwiązań systemów bezpieczeństwa – ewolucyjną i innowacyjną, zastosowane w projektach opisywanych reaktorów.

Następne dwa artykuły dotyczą istotnych aspektów **sprawowania dozoru jądrowego** w dwóch najważniejszych elementach jego działania: **analiz i ocen bezpieczeństwa** oraz **kontroli dozorowych**. W pierwszym z nich, dotyczącym wykorzystania doświadczeń eksploatacyjnych (OEF, *Operational Experience Feedback*) **Maciej Kulig** podsumowuje wyniki **analiz przyczyn źródłowych** (RCA, *Root Cause Analysis*), kilku wybranych zdarzeń eksploatacyjnych (opisywanych przez autora wcześniej na łamach naszego biuletynu) i na podstawie własnych badań oraz przeglądu literaturowego wyników kilkudziesięciu innych podobnych zdarzeń, wyciąga wnioski potwierdzające przydatność zastosowanych metod do oceny oddziaływania **czynników organizacyjnych i kulturowych** na bezpieczeństwo jądrowe. W drugim z tych artykułów **Piotr Leśny**, na podstawie własnych doświadczeń z udziału w szkoleniu **inspektorów rezydentów** w elektrowni jądrowej Mochovce na Słowacji, dzieli się wnioskami dotyczącymi wyzwań, stojących przed urzędem dozoru jądrowego w kraju nie posiadającym jeszcze obiektów energetyki jądrowej, w związku z koniecznością przygotowania inspektorów dozoru jądrowego do prowadzenia tzw. **kontroli ciągłej** na budowie, a potem podczas eksploatacji elektrowni jądrowej.

W kolejnym artykule **Krzysztof Rzymkowski** podejmuje temat przygotowania skutecznej **kontroli zabezpieczeń i ochrony fizycznej** przyszłych **reaktorów IV generacji**, których kilka typów (obejmujących m.in. małe reaktory modułowe) znajduje się obecnie na różnych etapach badań i rozwoju. Autor zwraca uwagę na brak w chwili obecnej wypracowanych procedur ich kontroli z punktu widzenia zabezpieczeń (*safeguards*). Przypomina także, iż nie opracowano jeszcze ani norm bezpieczeństwa MAEA, ani wymagań krajowych dotyczących zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego (*safety*) i ochrony fizycznej (*security*) dla tych typów reaktorów.

Sylwester Sommer podaje ważne informacje na temat potencjalnych możliwości leczenia Covid-19 przez napromienianie płuc osób ciężko przechodzących zakażenie koronawirusem jednorazową małą (mała dawka terapeutyczna to ok. 0,5–1,5 Gy) dawką promieniowania jonizującego. Autor wyjaśnia w nim mechanizmy działania układu immunologicznego w płucach osób ciężko chorych na Covid-19 i oddziaływanie promieniowania jonizującego na ten układ, przeciwdziałające przechodzeniu niewydolności oddechowej w ARDS (*Acute respiratory distress syndrome*), będący główną przyczyną zgonów osób zakażonych koronawirusem.

Życząc owocnej lektury, składamy również Państwu najlepsze życzenia z okazji zbliżających się Świąt Bożego Narodzenia oraz zdrowia i wszelkiej pomyślności w nowym 2021 roku.

Redaktor Naczelny
Maciej Jurkowski

Aktualizacja programu polskiej energetyki jądrowej – nowe wyzwania na nowe czasy

Revaluation of the Polish Nuclear Power Programme – new challenges for upcoming times

Tomasz Nowacki
Ministerstwo Klimatu i Środowiska

Streszczenie: W artykule zostały opisane założenia zaktualizowanego „Programu polskiej energetyki jądrowej” (PPEJ) przyjętego 2 października 2020 r. przez Radę Ministrów. Opisano główny cel programu, którym jest budowa i oddanie do eksploatacji w Polsce od 6 do 9 GWe zainstalowanej mocy jądrowej z zastosowaniem sprawdzonych, wielkoskalowych, wodnych ciśnieniowych reaktorów jądrowych generacji III i III+. Trzy filary, które uzasadniają budowę w Polsce elektrowni jądrowych, to bezpieczeństwo energetyczne, klimat i środowisko oraz ekonomia. Zostały tu również poruszone kwestie zadań, które będą realizowane przez administrację rządową w związku z wdrożeniem programu. Są to: rozwój zasobów ludzkich, rozwój infrastruktury, wsparcie krajowego przemysłu, wzmocnienie systemu dozoru jądrowego oraz komunikacja i informacja społeczna. Szczególną uwagę zwrócono na przyszłe zadania dozoru jądrowego, konieczność wzmocnienia kadrowego i finansowego Państwowej Agencji Atomistyki oraz rozbudowę sieci monitoringu radiacyjnego.

Słowa kluczowe: Program polskiej energetyki jądrowej, dozór jądrowy, energetyka jądrowa, dekarbonizacja, Państwowa Agencja Atomistyki.

Summary: *The article presents the assumptions of the revaluated Polish Nuclear Power Program adopted on October 2, 2020 by the Council of Ministers. It describes the main goal of the Program, which is the construction and commissioning in Poland of 6 to 9 GWe of installed nuclear capacity, based on proven, large-scale, pressurized water reactors of generation III and III+. The three pillars, which justify the construction of nuclear power plants in Poland, are: energy security, climate and environment, economy. The issues of tasks that will be conducted by the government administration in connection with the implementation of the Program were also raised here. These are: development of human resources, infrastructure development, support for domestic industry, strengthening the nuclear regulatory system as well as public communication and information. Particular attention was paid to the future tasks of the nuclear regulatory authority, the need to strengthen the human resources and financial resources of the National Atomic Energy Agency and the extension of the radiation monitoring network.*

Keywords: *Polish Nuclear Power Programme, nuclear regulatory authority, nuclear energy, decarbonization, National Atomic Energy Agency.*

Energetyka jądrowa jest jednym z najważniejszych źródeł energii na świecie, dostarczającym 30% światowej zeroemisyjnej energii elektrycznej i 50% czystej energii w UE.

Elektrownie jądrowe wykorzystuje obecnie ponad 30 państw – w tym 13 krajów Unii Europejskiej, w której pracuje 107 jądrowych reaktorów energetycznych. Przemysł jądrowy w Unii Europejskiej wspiera 1 milion miejsc pracy i generuje 450 miliardów euro PKB UE. Nowe elektrownie jądrowe buduje się obecnie w kilkunastu państwach, a w kilkunastu kolejnych istnieją poważne plany dalszego rozwoju energetyki jądrowej, bądź jej wdrożenia. Łącznie na świecie pracuje 441 reaktorów energetycznych, a kolejnych 54 jest w budowie. Wszystkie te dane wskazują,

że energetyka jądrowa to nowoczesna, rozwijająca się technologia, która w znacznej mierze może rozwiązać problemy związane ze zmianami klimatycznymi oraz umożliwić dekarbonizację polskiego miksu energetycznego [1].

Polska chce sprostać wyzwaniom, która stawia przed nami europejska polityka dążenia do neutralności klimatycznej [2]. Stoimy również przed wyzwaniem zbudowania nowego, bardziej przyjaznego środowisku systemu energetycznego. Jest konieczne, aby polska gospodarka w ramach przechodzenia na niskoemisyjne źródła wytwarzania energii miała zagwarantowane bezpieczne źródło produkcji prądu, które jest niezależne od warunków pogodowych oraz zapewnia ciągłość i stabilność dostaw energii dla prze-

mysłu i obywateli. Ponadto przyjęta technologia musi zapewnić korzystne koszty wytwarzania energii elektrycznej w porównaniu z OZE [3].

W ramach tych działań na początku października br. Rada Ministrów przyjęła uchwałę w sprawie aktualizacji rządowego „Programu polskiej energetyki jądrowej” (PPEJ). Jego celem jest budowa oraz oddanie do eksploatacji elektrowni jądrowych o łącznej mocy zainstalowanej od ok. 6 do ok. 9 GWe z zastosowaniem sprawdzonych w praktyce, wodnych, ciśnieniowych reaktorów jądrowych generacji III(+) [4].

Projekt aktualizacji „Programu polskiej energetyki jądrowej” [5] został poddany konsultacjom publicznym. 88 podmiotów, w tym także spoza Polski, zgłosiło 539 uwag (nie licząc uwag powtarzających się). Liczne głosy poparcia wpłynęły od organizacji społecznych, w tym ekologicznych. Głównym powodem, który skłania ekologów do udzielenia poparcia budowie elektrowni jądrowej w Polsce, jest rola, jaką odgrywa jej uruchomienie w walce ze zmianami klimatycznymi. Doceniają jej bezemisyjną pracę oraz ochronę bioróżnorodności.

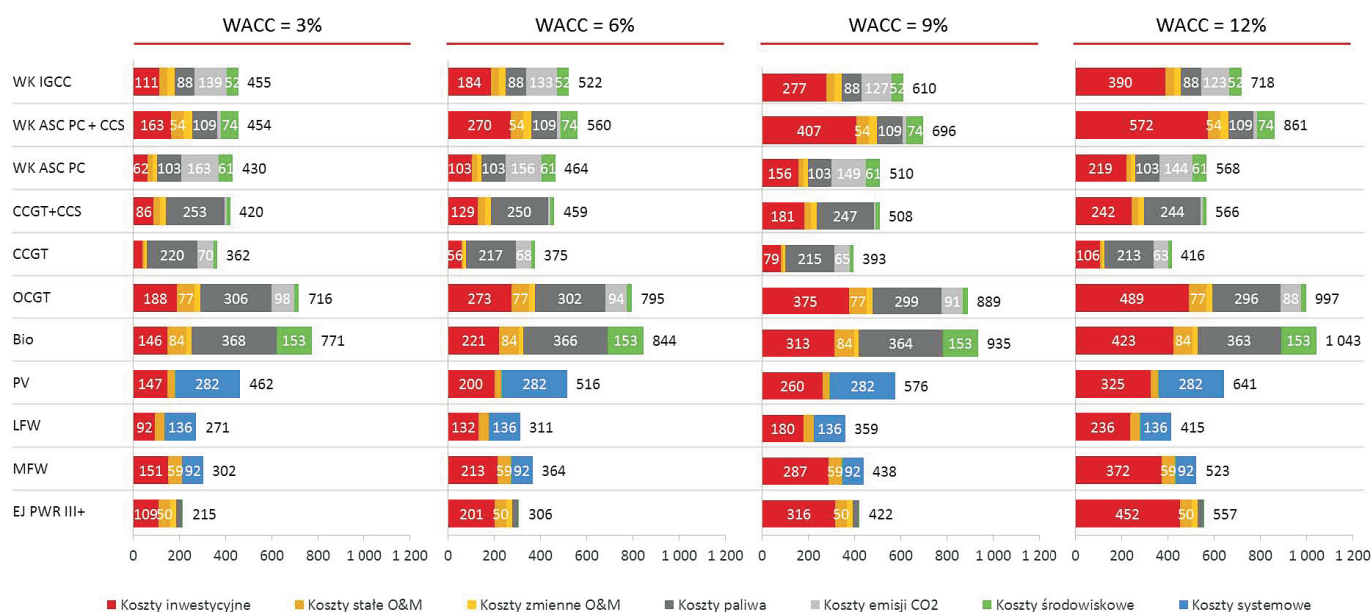
Trzy filary PPEJ

Wdrożenie w Polsce energetyki jądrowej opiera się na trzech filarach. Są to: bezpieczeństwo energetyczne, klimat i środowisko oraz ekonomia.

Uruchomienie elektrowni jądrowych oznaczać będzie wzmocnienie bezpieczeństwa energetycznego, głównie poprzez dywersyfikację bazy paliwowej i kierunków dostaw nośników energii oraz zastąpienie starzejących się wysoko-emisyjnych bloków węglowych.

Energetyka jądrowa daje możliwość radykalnego obniżenia emisji gazów cieplarnianych do atmosfery z sektora elektroenergetycznego. Przykłady dużych, uprzemysłowionych i wysoko rozwiniętych państw i regionów, takich jak Francja, Szwecja oraz kanadyjska prowincja Ontario, dowodzą, że energetyka jądrowa przyczynia się do skutecznej, szybkiej i głębokiej dekarbonizacji elektroenergetyki. We wszystkich tych przypadkach radykalnie zredukowane zostały emisje do poziomu znacznie poniżej 100 kg CO₂/MWh. Udało się to w znacznej mierze dzięki energetyce jądrowej (Francja) lub kombinacji energetyki jądrowej i dużej energetyki wodnej (Szwecja, Ontario). Szacuje się, że globalnie wykorzystanie energetyki jądrowej pozwoliło uniknąć emisji 64 gigaton CO₂, co uratowało życie 1,84 miliona ludzi na całym świecie [6, 7].

W kontekście gospodarczym elektrownie jądrowe mogą zahamować wzrost kosztów energii dla odbiorców, a nawet je obniżyć, licząc pełny rachunek dla odbiorcy końcowego. Wynika to z faktu, że są one najtańszymi źródłami energii przy uwzględnieniu pełnego rachunku kosztów (inwestorskie, systemowe, sieciowe, środowiskowe, zdrowotne, inne zewnętrzne) oraz długiego czasu pracy po okresie amortyzacji (rys. 1).



Rys. 1. Porównanie uśrednionych jednostkowych kosztów wytwarzania energii elektrycznej w różnych źródłach dla czterech wariantów średnioważonego kosztu kapitału WACC (źródło [5]).

Fig. 1. Comparison of levelised costs of electricity generation in different energy sources by four WACC scenarios (source [5]).

WACC – średnioważony koszt kapitału, *Weighted Average Cost of Capital*; WK IGCC – blok na węgiel kamienny ze zgazowaniem, *Integrated Gasification Combined Cycle unit*; WK ASC PC+CCS – blok na węgiel kamienny na parametry nadkrytyczne z instalacją wychwytu i składowania CO₂, *Advanced Supercritical Pulverized Coal unit with carbon capture and storage*; WK ASC PC – blok na węgiel kamienny na parametry nadkrytyczne, *Advanced Supercritical Pulverized Coal unit*; CCGT+CCS – blok gazowo-parowy z instalacją wychwytu i składowania CO₂, *Combined Cycle Gas Turbine unit with carbon capture and storage*; CCGT – blok gazowo-parowy, *Combined Cycle Gas Turbine unit*; OCGT – turbina gazowa z cyklem prostym, *Open Cycle Gas Turbine unit*; Bio – blok biomasowy, *biomass unit*; PV – fotowoltaika, *photovoltaics*; LFW – lądowa farma wiatrowa, *onshore wind power*; MFW – morska farma wiatrowa, *offshore wind power*; EJ PWR III+ – elektrownia jądrowa z reaktorem wodno-ciśnieniowym generacji III+, *nuclear power plant with generation III+ pressurized-water reactor*; Koszty w PLN/MWh, *Costs in PLN/MWh*.

Harmonogram

Harmonogram przedstawiony w PPEJ zakłada budowę i oddanie do eksploatacji 6 reaktorów. Wybór technologii nastąpi w 2021 r., a wybór lokalizacji dla pierwszej elektrowni w 2022 r. Rozpoczęcie budowy pierwszego reaktora ma się rozpocząć w 2026 r., a jego uruchomienie nastąpi w 2033 r. Oddanie do eksploatacji ostatniego reaktora elektrowni planowane jest na 2043 r.

Model inwestycji

Na świecie stosuje się różne modele realizacji inwestycji jądrowych, w zależności od polityki danego kraju, kształtu lokalnego rynku energii i rodzaju inwestora. Nowe projekty realizuje się w większości opierając się na takich modelach (a właściwie sposobach sprzedaży energii), jak: umowy długoterminowe (ang. *Power Purchase Agreements*, PPA), np. w USA, Zjednoczonych Emiratach Arabskich, Turcji, kontrakty różnicowe (ang. *Contract for Difference*, CfD), np. w Wielkiej Brytanii, planowany w Rumunii i rozważany w Czechach, model taryfowy (RAB), jak np. w Wielkiej Brytanii, modele spółdzielcze (np. Mankala w Finlandii i Exeltium we Francji).

W Polsce zakłada się wybranie jednej wspólnej technologii reaktorowej dla wszystkich elektrowni jądrowych. Planowane jest wybranie jednego współinwestora strategicznego powiązanego z dostawcą technologii oraz nabycie przez Skarb Państwa 100% udziałów w spółce celowej realizującej inwestycje w energetykę jądrową w Polsce (PGE EJ 1 Sp. z o. o.). Docelowo Skarb Państwa planuje utrzymanie przynajmniej 51% udziałów w spółce.

Wybranie jednej technologii reaktorowej z blokami jądrowymi dużej mocy generacji III/III+ dla wszystkich planowanych w PPEJ elektrowni jądrowych oznacza niższe koszty budowy i eksploatacji dzięki tzw. efektowi skali i powtarzalności. Powtarzalność projektów, tj. budowa tego samego typu reaktora przez tego samego generalnego wykonawcę pozwoli na uzyskanie niższej ceny jednostkowej oraz efektywniejsze wykorzystanie doświadczeń pomiędzy budową poszczególnych bloków. Dodatkowo pozwoli to uzyskać niższe ceny urządzeń, wyposażenia i części zamiennych oraz mniejsze koszty szkolenia załóg i pracowników firm remontowych.

Takie zaplanowanie prac pozwoli zwiększyć udział polskich przedsiębiorstw w tej inwestycji wraz z budową kolejnych bloków oraz przyspieszy transfer technologii do polskiej gospodarki. Wybranie jednej technologii umożliwi również organom dozoru jądrowego szybsze i sprawniejsze wykonywanie zadań związanych z wydawaniem zezwoleń i dozorem bezpieczeństwa jądrowego na budowie i w eksploatacji elektrowni jądrowej.

Wczesny wybór jednego partnera biznesowego (współinwestora strategicznego) ułatwi zorganizowanie taniego finansowania budowy EJ. Zagraniczny inwestor wniesie

swoje doświadczenie w budowie i/lub eksploatacji EJ oraz zwiększy wiarygodność projektu, dzięki czemu możliwe będzie pozyskanie atrakcyjnych kosztowo kredytów eksportowych i innych źródeł kapitału.

Takie podejście pomoże również zapewnić strategiczne partnerstwo na poziomie polityczno-gospodarczym i znacząco przyspieszyć proces przygotowania projektów jądrowych. Zachowanie kontroli nad spółką celową przez polski rząd zapewni bezpośrednią kontrolę nad procesem decyzyjnym PPEJ i umożliwi pełnienie skutecznego nadzoru właścicielskiego nad spółką realizującą inwestycje w energetykę jądrową, zapewni bezpieczeństwo energetyczne oraz pozwoli zagwarantować, że EJ przyniosą korzyści całej gospodarce i całemu społeczeństwu, a nie jedynie inwestorom.

Lokalizacje

W Polsce jest ponad 20 potencjalnych lokalizacji elektrowni jądrowych. Wytypowane lokalizacje pokrywają się z tymi określonymi w PPEJ z 2014 r. Pierwsza elektrownia jądrowa najprawdopodobniej zostanie zlokalizowana na wybrzeżu, w nadmorskich lokalizacjach Lubiatowo-Kopalino lub Żarnowiec, gdzie prowadzone badania lokalizacyjne i środowiskowe są najbardziej zaawansowane. To teren, na którym jest znaczne zapotrzebowanie na energię elektryczną oraz brak dużych źródeł wytwórczych. Za tą lokalizacją przemawia również dostęp do wody chłodzącej oraz możliwość transportu ładunków wielkogabarytowych drogą morską.

Potencjalne lokalizacje dla drugiej elektrowni to Bełchatów oraz Pątnów ze względu na rozwiniętą sieć przesyłową, transportową i inną infrastrukturę, położenie w centrum Polski oraz to, że budowa EJ na tych terenach po wygaszeniu eksploatowanych elektrowni pozwoli na utrzymanie miejsc pracy.

Zadania administracji

Program polskiej energetyki jądrowej określa pięć podstawowych zadań administracji rządowej, są to: rozwój zasobów ludzkich, rozwój infrastruktury, wsparcie krajowego przemysłu, wzmocnienie systemu dozoru jądrowego oraz komunikacja i informacja społeczna (rys. 2).

Wzmocnienie dozoru jądrowego i rola Państwowej Agencji Atomistyki

W trakcie realizacji PPEJ podstawowym zadaniem Prezesa PAA będzie sprawowanie państwowego nadzoru i kontroli oraz egzekwowanie przestrzegania wymagań i norm bezpieczeństwa dla elektrowni jądrowych oraz innych obiektów jądrowych. Prezes PAA będzie realizował swoje zadania na wszystkich etapach cyklu życiowego obiektów



Rys. 2. Zadania administracji rządowej w realizacji PPEJ (źródło [5]).
 Fig. 2. State administration tasks to implement Polish Nuclear Power Program (source [5]).

jądrowych, począwszy od etapu oceny środowiskowej i lokalizacji, przez projektowanie, budowę, rozruch, eksploatację, aż do ich likwidacji. Jego rolą będzie sprawdzenie i potwierdzenie wypełnienia przez inwestora wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, ochrony fizycznej oraz zabezpieczeń materiałów jądrowych [8] poprzez wydanie inwestorowi wnioskowanych przez niego wymaganych prawem opinii i zezwoleń.

Prezes PAA dokona więc dozоровej oceny przedłożonej przez inwestora dokumentacji i raportu bezpieczeństwa i przeprowadzi niezbędne do tej oceny własne analizy bezpieczeństwa. Organy dozoru jądrowego w ramach swoich kompetencji będą również prowadzić kontrole obiektu jądrowego w trakcie jego budowy, rozruchu i eksploatacji. Do sprawnego wykonywania swoich ustawowych zadań Prezes PAA musi więc posiadać odpowiednie uprawnienia i środki zagwarantowane prawnie, w tym niezależność w podejmowaniu decyzji dotyczących bezpieczeństwa jądrowego, adekwatne zasoby finansowe i organizacyjne oraz kompetentny personel ekspercki wspomagającego go urzędu. Niezbędne jest podjęcie działań wzmacniających dozór jądrowy realizowany przez PAA w kilku obszarach wskazanych na rysunku 3.

Wzmocnienie kadrowe

Zdolność PAA do efektywnego wypełniania zadań dozoru jądrowego zależy przede wszystkim od posiadania wysoko

wykwalifikowanej kadry pracowniczej. Nadzór regulacyjny nad realizacją inwestycji w zakresie projektowania, budowy i eksploatacji elektrowni jądrowej jest nowym wyzwaniem dla Prezesa PAA, wymagającym wzmocnienia obecnej kadry o pracowników wyspecjalizowanych w wielu dziedzinach technicznych – takich jak: energetyka, elektrotechnika, automatyka, mechanika, budownictwo, inżynieria materiałowa, fizyka, chemia, geologia – oraz posiadających umiejętności posługiwania się narzędziami do obliczeń w zakresie analiz bezpieczeństwa, obejmujących analizy deterministyczne oraz probabilistyczne.

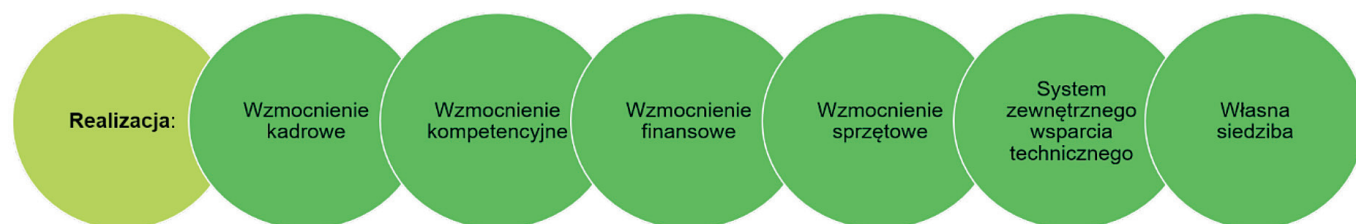
Efektywne wykonywanie zadań przez pracowników dozoru jądrowego wymaga wieloletniego budowania kompetencji. Międzynarodową praktyką jest przyjmowanie do pracy w dozorcze jądrowym doświadczonych pracowników z branży energetyki jądrowej. W sytuacji braku dostępnych kadr na rynku krajowym, jak w przypadku Polski, niezbędne jest co najmniej kilkuletnie wdrażanie pracownika do pracy w charakterze inspektora dozoru jądrowego lub analityka dozoru jądrowego.

Niezbędne będzie więc przygotowanie i wdrożenie systemu szkoleń dla kadry w zakresie technologii jądrowej oraz metodologii i kryteriów przeprowadzenia oceny dozorumowej, a także prowadzenia kontroli obiektów jądrowych. Szkolenia te będą realizowane w dużej mierze we współpracy z zagranicznymi instytucjami dozoru jądrowego.

Od momentu wyboru dostawcy technologii jądrowej pogłębiona zostanie wymiana informacji i doświadczeń z instytucją dozoru jądrowego kraju dostawcy. Ze względu na długotrwały proces dochodzenia do samodzielnej i efektywnej realizacji zadań dozorumowych oraz braku doświadczonych specjalistów w kraju niezbędne będzie zatrudnienie około 80–90% postulowanej kadry co najmniej na trzy lata przed otrzymaniem wniosku o wydanie zezwolenia na budowę pierwszej elektrowni jądrowej. Ten kilkuletni okres zostanie wykorzystany na intensywne przygotowanie kadry PAA do realizacji zadań związanych z procesem wydawania zezwoleń i nadzorem nad budową i eksploatacją elektrowni jądrowej.

Wsparcie finansowe

Potrzeba wzmocnienia kadrowego wiąże się z koniecznością zapewnienia odpowiednich zasobów finansowych.



Rys. 3. Obszary wzmocnienia polskiego urzędu dozoru jądrowego niezbędnego, by wdrożyć PPEJ (źródło [5]).
 Fig. 3. The areas of Polish NRA consolidation necessary to implement Polish Nuclear Power Programme (source [5]).

Niezbędne będzie podjęcie działań zapobiegających przechodzeniu wysoko wykwalifikowanych specjalistów do sektora prywatnego, który oferuje zdecydowanie wyższe wynagrodzenie. Analiza uposażenia pracowników instytucji dozoru jądrowego w krajach europejskich, realizujących programy jądrowe o podobnych celach do programu polskiego, wskazuje, że średnie wynagrodzenie jest tam wyższe o ok. 50 do 150% w stosunku do aktualnych wynagrodzeń w polskim dozorcze jądrowym. W związku z tym jednym z podstawowych zadań w odniesieniu do stanowisk wymagających specjalistycznej wiedzy oraz szczególnych kompetencji będzie zapewnienie atrakcyjnych warunków zatrudnienia, które pozwolą na pozyskanie i utrzymanie ekspertów.

System organizacji wsparcia technicznego

PAA będzie odpowiedzialna za ocenę spełnienia wymagań bezpieczeństwa oraz wydawanie stosownych zezwoleń i opinii. Na Prezesie PAA i pracownikach PAA będzie spoczywać końcowa odpowiedzialność za dokonanie prawidłowej oceny dozоровej oraz reglamentację działalności związanej z budową, rozruchem, eksploatacją i likwidacją obiektu jądrowego.

Istotną część analiz i ekspertyz w obszarze technologii jądrowej oraz poszczególnych dziedzin technicznych będzie musiała zostać zlecona podmiotom zewnętrznym. Ze względu na rozległy zakres oraz złożoność zagadnień technicznych dozór jądrowy prawdopodobnie nie będzie w stanie samodzielnie wykonać całej pracy analitycznej w ramach oceny dokumentacji przedłożonej przez inwestora na potrzeby procesów projektowania, budowy i eksploatacji elektrowni jądrowej.

Praktyka związana z korzystaniem z organizacji wsparcia eksperckiego jest wspólna dla wszystkich regulatorów jądrowych. Zgodnie z zaleceniami MAEA regulator jądrowy powinien korzystać z usług tego rodzaju niezależnych organizacji technicznych, wykonujących pracę analityczną, wspierającą dozоровy proces decyzyjny. Organizacje te dysponują specjalistami i oprogramowaniem oraz sprzętem laboratoryjnym w wąskich dziedzinach wiedzy. Ekspertyzy, badania i analizy wykonane przez organizacje eksperckie będą wykorzystywane przy ocenie bezpieczeństwa elektrowni jądrowej, na wszystkich etapach procesu inwestycyjnego.

Zaplecze sprzętowe oraz infrastrukturalne PAA

W celu właściwej realizacji zadań na potrzeby PPEJ niezbędne będzie zakupienie przez Agencję odpowiedniego sprzętu i oprogramowania, które zostanie przeznaczone do wykonywania analiz bezpieczeństwa oraz oceny dokumentacji złożonej przez inwestora.

Dodatkowym wyzwaniem będzie rozbudowa systemu monitoringu radiacyjnego kraju. System ten musi bowiem

umożliwić organowi dozoru jądrowego niezależną ocenę sytuacji radiacyjnej wokół elektrowni jądrowej oraz jej wpływu na środowisko i ludność. W strukturach PAA powinna zostać również utworzona ekipa dozometryczna, dysponująca odpowiednim sprzętem do udzielenia wsparcia w prowadzeniu pomiarów dozometrycznych w przypadku wystąpienia zdarzenia radiacyjnego.

Podsumowanie

Decydując się na zmianę krajowego systemu energetycznego i włączając do niego energetykę jądrową, która w 2045 r. ma stanowić około 20% krajowego mixu energetycznego, Polska wzięła na siebie obowiązek zapewnienia przyszłym pokoleniom stabilnych dostaw energii elektrycznej po korzystnych cenach oraz ochronę środowiska naturalnego. Stożące przed nami wyzwania są trudne, jednak możliwe do realizacji w zakładanym czasie. Konieczne jest jednak wsparcie i zaangażowanie wszystkich podmiotów wykonujących zadania w ramach prac nad wdrożeniem „Programu polskiej energetyki jądrowej”.

Notka o autorze

Tomasz Nowacki – dyrektor Departamentu Energii Jądrowej w Ministerstwie Klimatu i Środowiska, doktor nauk prawnych, radca prawny, członek Rady ds. Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej.

Literatura

1. Strupczewski A., *Plany rozwoju energetyki jądrowej w Polsce*, Konferencja NOT-SEP „Kierunki rozwoju energetyki w Polsce”, Warszawa, 14.11.2019, http://seren.org.pl/wp-content/uploads/2019/11/Strupczewski_Plan-rozwoju-EJ-w-Polsce.pdf
2. Chmielewski A.G., *Energetyka jądrowa, dlaczego nie Polska?*, Instal, 1, 2019, https://www.researchgate.net/publication/331314926_Energetyka_jadrowa_dlaczego_nie_Polska
3. Strupczewski A., *Koszty elektrowni jądrowych z reaktorami III generacji dla Polski*, Biznesalert.pl, https://www.cire.pl/pliki/2/160507kosztyenergetykijadrowej8211a_kosztyodnawialnychzrodelenenergii.pdf
4. Klisińska M., Koszuk Ł., *Charakterystyka wybranych typów elektrowni jądrowych generacji III/III+*, PTJ, 61(3), 2018, 38–42, <http://www.ichtj.waw.pl/ptj/Pliki/ptj2018no3.pdf>
5. Program polskiej energetyki jądrowej, Ministerstwo Klimatu, Warszawa, 2020, https://bip.mos.gov.pl/fileadmin/user_upload/bip/prawo/inne_projekty/PPEJ/MK_Energia_jadrowa_200806_pop_1.pdf
6. Hansen J., Kharecha P., *Nuclear power saves lives*, Nature, 497, 2013, 539.
7. Hansen J., Kharecha P., *Prevented Mortality and Greenhouse Gas Emissions from Historical and Projected Nuclear Power*, Environ. Sci. Technol. 47, 2013, 4889–489, <https://pubs.acs.org/doi/pdf/10.1021/es3051197>
8. Ustawa z dn. 29 listopada 2000 r. – Prawo atomowe (Dz.U. z 2019 r. poz. 1792 oraz z 2020 r. poz. 284, 322), <https://dziennikustaw.gov.pl/D2019000179201.pdf>

Bezpieczeństwo elektrowni jądrowych z reaktorami generacji III/III+.

Część II: Główne cechy bezpieczeństwa EJ z reaktorami generacji III+

*Generation III/III+ nuclear power plants reactors safety.
Part II: Key safety features of NPPs with generation III+ reactors*

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 [1].

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 [1].*

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 meltdown, hydrogen.*

Generacją III+ umownie określa się jądrowe bloki energetyczne III generacji z rozszerzonymi biernymi systemami bezpieczeństwa. Wśród nich są bloki należące do **linii „ewolucyjnej”** oraz do **linii „innovacyjnej”** [2].

Do linii ewolucyjnej – jak wskazuje nazwa – należą bloki z reaktorami, których rozwiązania techniczne, zwłaszcza systemów bezpieczeństwa, były doskonałe przez dziesiątki lat rozwoju. Ich systemy bezpieczeństwa przeznaczone do opanowania awarii projektowych są głównie czynne, zaś rozwiązania bierne stosowane są w większym stopniu w dodatkowych systemach bezpieczeństwa przeznaczonych do opanowania i ograniczenia skutków awarii poważniejszych niż projektowe.

Linia innowacyjna natomiast to bloki z reaktorami wyposażonymi w całkowicie bierne systemy bezpieczeństwa.

Poniżej opisano rozwiązania ewolucyjne na przykładzie reaktora EPR, zaś rozwiązania innowacyjne na przykładzie reaktora AP1000.

1. Główne cechy bezpieczeństwa reaktora EPR

Reaktor **EPR** (ang. *European Pressurized Reactor*) reprezentuje **linię ewolucyjną** jądrowych reaktorów energetycznych, jako że jego rozwiązania projektowe wywodzą się z 40-letnich doświadczeń z konstrukcji i eksploatacji francuskich i niemieckich reaktorów wodno-ciśnieniowych, zwłaszcza ich najnowszych modeli: „N4” (firmy Framatome – obecnie AREVA) i „Konvoi” (firmy Siemens).

Moc cieplna rdzenia reaktora wynosi 4500 MWt, a maksymalna moc elektryczna netto bloku energetycznego z reaktorem EPR wynosi ok. 1650 MWe. Obieg chłodzenia reaktora EPR składa się z czterech pętli.

Zastosowano w nim szereg rozwiązań zapewniających bezpieczeństwo nie tylko przy normalnej eksploatacji i podczas awarii projektowych oraz w razie wystąpienia skrajnych zagrożeń zewnętrznych, lecz także zabezpieczających przed uszkodzeniem obudowy bezpieczeństwa w przypadku ciężkich awarii ze stopieniem rdzenia.

Główne zastosowane w tym przypadku rozwiązania systemów bezpieczeństwa reaktora EPR schematycznie przedstawiono na rysunku 1, są to:

- potężna 2-powłokowa obudowa bezpieczeństwa reaktora;
- strefa rozplywu stopionego rdzenia („chwytacz rdzenia”), zabezpieczająca obudowę bezpieczeństwa przed uszkodzeniem w razie przetopienia zbiornika reaktora przez stopiony rdzeń;
- systemy bezpieczeństwa o poczwórnej redundancji;
- system chłodzenia (zraszania) obudowy bezpieczeństwa, o podwójnej redundancji;
- duży zbiornik wodny w obudowie bezpieczeństwa (zapas wody do przeładunku paliwa i dla systemów bezpieczeństwa);
- separacja przestrzenna i wzmocnienie stropów obiektów oraz elementów konstrukcji istotnych dla zapewnienia bezpieczeństwa.

Rozwiązania projektowe zastosowane w EPR zapewniają:

1. praktyczne wykluczenie sytuacji mogących skutkować dużymi wczesnymi uwolnieniami substancji promieniotwórczych, jak:

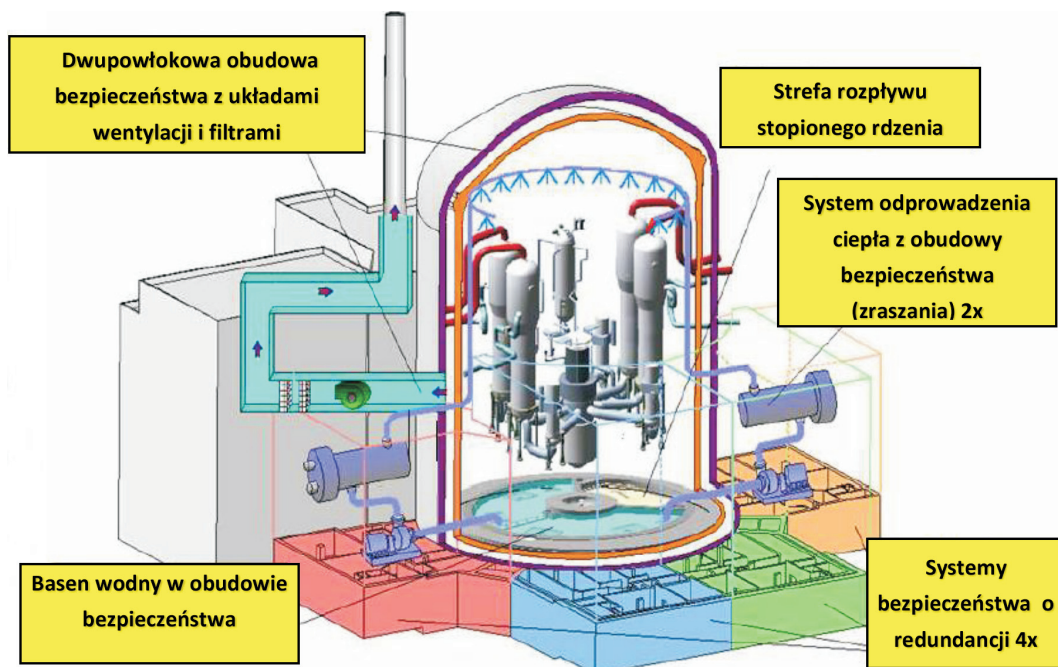
- stopienie rdzenia przy wysokim ciśnieniu,
 - wysokoenergetyczna interakcja stopionego rdzenia z wodą,
 - wybuch wodoru w obudowie bezpieczeństwa,
 - ominięcie obudowy bezpieczeństwa;
2. utrzymanie integralności obudowy bezpieczeństwa reaktora, w razie stopienia rdzenia przy niskim ciśnieniu i przetopieniu zbiornika reaktora, przez:
 - utrzymanie i stabilizację stopionego rdzenia wewnątrz obudowy bezpieczeństwa,
 - zapewnienie chłodzenia stopionego rdzenia;
 3. praktyczne wykluczenie wczesnych i dużych uwolnień substancji promieniotwórczych do otoczenia.

1.1. Systemy awaryjnego chłodzenia rdzenia reaktora i zraszania obudowy bezpieczeństwa reaktora EPR

System awaryjnego chłodzenia rdzenia reaktora EPR, zwany systemem „wtrysku bezpieczeństwa i odprowadzania ciepła powyłączeniowego” (ang. *Safety Injection System/Residual Heat Removal System, SIS/RHRS*) – zgodnie ze swoją nazwą – przeznaczony jest zarówno do chłodzenia reaktora w razie awarii, jak również do odprowadzania ciepła powyłączeniowego w stanach normalnego wyłączenia reaktora (tryb pracy „RHR”).

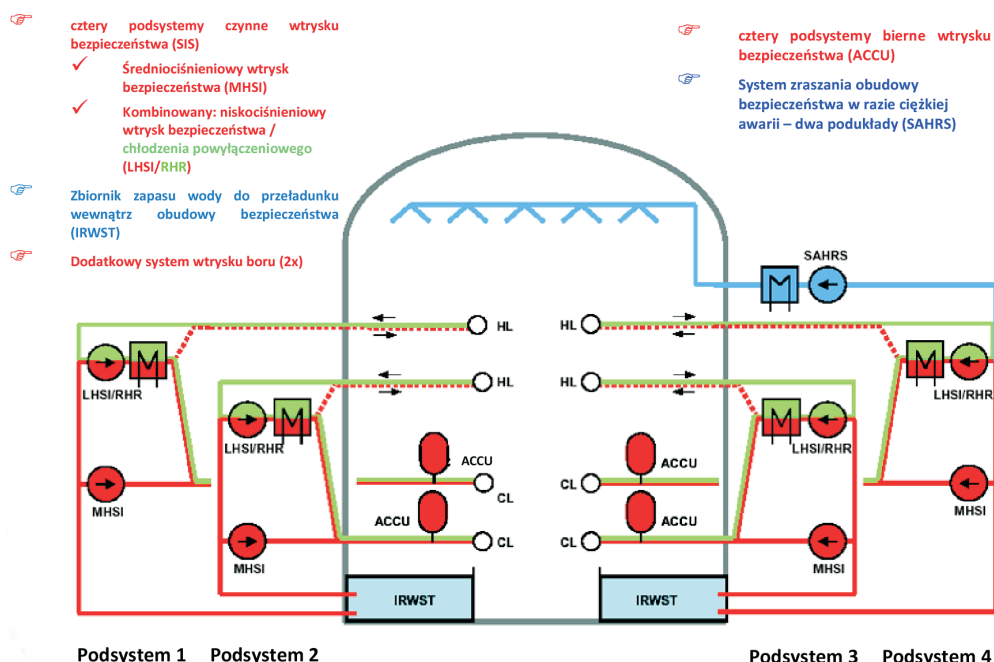
Uproszczony schemat tego systemu (SIS/RHRS) pokazany jest na rysunku 2, składa się on z następujących głównych elementów:

- średniociśnieniowy system awaryjnego wtrysku chłodziwa – tzw. wtrysku bezpieczeństwa (ang. *middle head safety injection, MHSI*);
- hydroakumulatory ACCU (wewnątrz obudowy bezpieczeństwa);



Rys. 1. Główne cechy bezpieczeństwa reaktora EPR (źródło: opracowanie własne na podstawie [3]).

Fig. 1. Main safety features of the EPR reactor (source: elaborated based on [3]).



Rys. 2. Schemat systemów awaryjnego chłodzenia reaktora i zraszania obudowy bezpieczeństwa EPR (źródło: opracowanie własne na podstawie [5]).

Fig. 2. Schematic diagrams of the EPR emergency core cooling and containment spray systems (source: elaborated based on [5]).

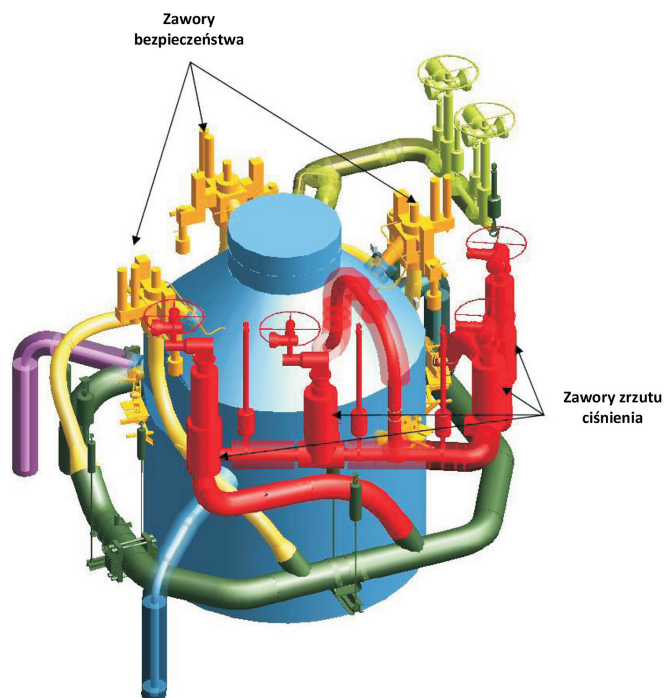
- niskociśnieniowy system „wtrysku bezpieczeństwa” i chłodzenia powyłądzeniowego (ang. *low head safety injection/residual heat removal*, LHSI/RHR);
- zbiornik zapasu wody do przeładunku umieszczony wewnątrz obudowy bezpieczeństwa (ang. *in-containment refuelling water storage tank*, IRWST) – zawiera zapas wody służący zarówno do zalania studni reaktora podczas przeładunku paliwa, jak i do awaryjnego chłodzenia.

System awaryjnego chłodzenia reaktora składa się z 4 oddzielnych i niezależnych podsystemów (redundancja „4x”), przy czym wydajność pojedynczego systemu jest wystarczająca do zalania rdzenia i wychłodzenia reaktora po awarii związanej z ucieczką chłodziwa.

Na rysunku 2 schematycznie pokazano także system zraszania obudowy bezpieczeństwa, który w razie ciężkiej awarii służy do chłodzenia obudowy bezpieczeństwa i usuwania z jej atmosfery radioaktywnych aerozoli.

Ponadto, reaktor EPR wyposażony jest w **system zrzutu ciśnienia w obiegu chłodzenia** (rys. 3), ułatwiający dostarczanie wody do rdzenia przez niskociśnieniowy system „wtrysku bezpieczeństwa” i zapobiegający stopniowi rdzenia przy wysokim ciśnieniu, co mogłoby skutkować wytryskiem materiału stopionego rdzenia do obudowy bezpieczeństwa reaktora i jego dyspersją wewnątrz obudowy, prowadzącą do jej bezpośredniego grzania przez materiał stopionego rdzenia. Obudowa bezpieczeństwa mogłaby ulec uszkodzeniu wskutek tego bezpośredniego grzania przez materiał stopionego rdzenia albo działania odłamków powstałych w razie rozerwania zbiornika ciśnieniowego reaktora spowodowanego wysokim ciśnieniem.

Elementami wykonawczymi systemu redukcji ciśnienia są zamontowane na stabilizatorze ciśnienia dwie pary zaworów zrzutowych, z których każda składa się z zasuwki i zaworu kulowego. Są one uruchamiane przez operatora i pozwalają na szybką redukcję ciśnienia w obiegu chłodzenia reaktora poniżej 2 MPa. Po pierwszym zadziałaniu pozostają one w bezpiecznym otwartym położeniu.



Rys. 3. Zawory automatycznego zrzutu ciśnienia na stabilizatorze ciśnienia (źródło: opracowanie własne na podstawie [6]).

Fig. 3. Automatic depressurization valves on the pressurizer (source: elaborated based on [6]).

1.2. Obudowa bezpieczeństwa reaktora EPR

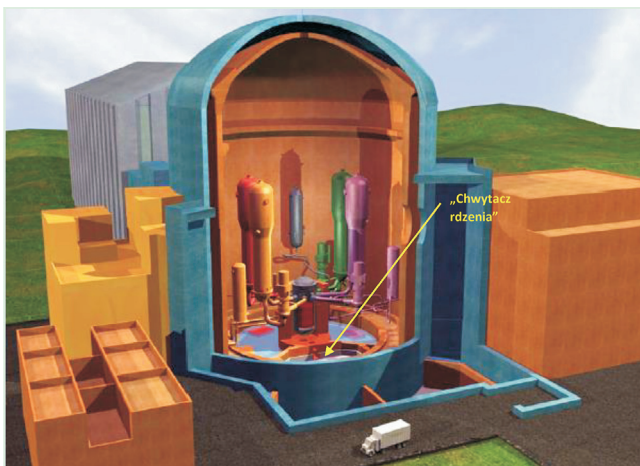
Reaktor EPR posiada potężną, **podwójną obudowę bezpieczeństwa**, złożoną z następujących powłok (rys. 4):

- **powłoka wewnętrzna** (obudowa pierwotna) ze sprężonego betonu, o grubości 1,6 m i wewnętrznych wymiarach: średnica \times wysokość = 46,8 \times 65 m, wyłożona od wewnątrz wykładziną stalową o gr. 6 mm zapewniającą szczelność (przecieki $\leq 0,25\%$ obj./dobę) i ochronę przed odłamkami, kubatura powietrzna wewnątrz obudowy wynosi ok. 80 000 m³; wytrzymałość powłoki wewnętrznej została obliczona na parametry awaryjne ($p_a = 0,53$ MPa, $t = 170^\circ\text{C}$) – włączając ciężkie awarie;
- **powłoka zewnętrzna** (obudowa wtórna) ze zbrojonego betonu, o grubości 1,8/1,3 m (powyżej/poniżej stropu budynków bezpieczeństwa) i średnicy wewnętrznej 53 m, odporna na różne obciążenia i oddziaływania zewnętrzne, w tym: wybuchy i uderzenia samolotów – włączając duże samoloty cywilne.

Pomiędzy obiema powłokami obudowy bezpieczeństwa zachowany jest odstęp 1,8 m. W przestrzeni tej (ang. *annulus*) podczas pracy reaktora utrzymywane jest – za pomocą systemów wentylacji wyposażonych w filtry – podciśnienie (≥ 620 Pa) tak, że jakiegokolwiek przecieki substancji promieniotwórczych z obudowy wewnętrznej nie mogą bezpośrednio przedostać się do środowiska. Przed usunięciem powietrza przez komin wentylacyjny wszelkie zawarte w nim radioaktywne aerozole i cząsteczki są zatrzymywane na filtrach.

Obudowa bezpieczeństwa wyposażona jest w szczelne przepusty, przejścia i śluzy, zaś wszystkie rurociągi przechodzące przez obudowę mają podwójne, szybko działające i niezależne zawory odcinające, które zapewniają jej automatyczną izolację od otoczenia w razie awarii.

Na dole obudowy znajduje się duży zbiornik zapasu wody – IRWST (~ 1900 m³) oraz tzw. chwytacz rdzenia – służący do ochrony obudowy przed uszkodzeniem w razie ciężkiej awarii (przez materiał stopionego rdzenia, po przetopieniu dna zbiornika reaktora).



Rys. 4. Obudowa bezpieczeństwa reaktora EPR (źródło: opracowanie własne na podstawie [4]).

Fig. 4. EPR containment (source: elaborated based on [4]).

1.3. Ochrona integralności obudowy bezpieczeństwa reaktora EPR

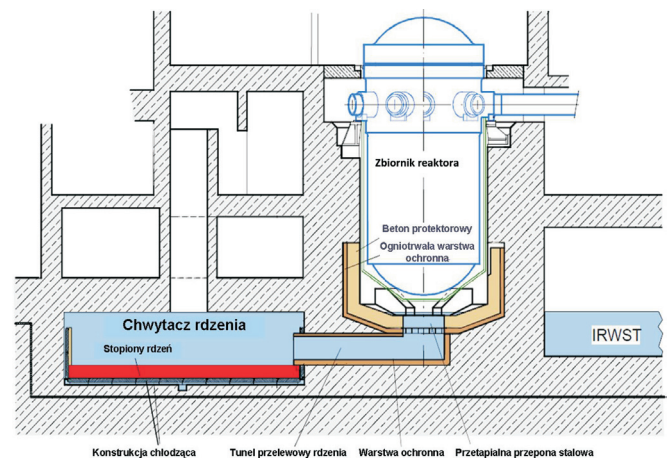
Systemy obudowy bezpieczeństwa reaktora EPR zapewniają zatrzymanie produktów rozszczepienia wewnątrz obudowy nawet przy hipotetycznej ciężkiej awarii ze stopieniem rdzenia, w szczególności przez zastosowanie środków ochrony integralności konstrukcyjnej i skuteczności działania obudowy bezpieczeństwa takich, jak:

- ochrona płyty fundamentowej przed uszkodzeniem przez stopiony rdzeń, który mógłby wydostać się ze zbiornika reaktora po jego przetopieniu;
- eliminacja ryzyka związanego z potencjalnym niekontrolowanym spalaniem lub detonacją wodoru w obudowie bezpieczeństwa;
- zapewnienie niezawodnego długookresowego chłodzenia obudowy bezpieczeństwa po awarii.

1.3.1. Ochrona płyty fundamentowej przed uszkodzeniem przez stopiony rdzeń

Płyta fundamentowa, na której posadowiona jest obudowa bezpieczeństwa reaktora, ma grubość prawie 4 m. Aby zabezpieczyć ją przed uszkodzeniem przez stopiony rdzeń reaktora – skutkiem czego byłaby oczywiście utrata integralności konstrukcyjnej obudowy – zaprojektowano system tzw. chwytacza rdzenia (rys. 5).

Założono, że stopiony rdzeń, który zbierze się na dnie zbiornika ciśnieniowego reaktora, po pewnym czasie go przetopi i spłynie w dół do dolnej części studni reaktora. Wówczas mógłby on bezpośrednio „atakować” beton dna studni reaktora i następnie płyty fundamentowej, mogąc w efekcie doprowadzić do jej uszkodzenia. Zapobiegnie temu specjalnie zaprojektowana konstrukcja rozległego zbiornika zwanego chwytaczem rdzenia, dokąd stopiony rdzeń spłynie specjalnym tunelem przelewowym i w którym zostanie on następnie wychłodzony i zestalony. Powierzchnie dolnej części studni reaktora, tunelu przelewowego i zbiornika „chwytacza” wyłożone są odpowied-



Rys. 5. Schemat konstrukcji i działania „chwytacza rdzenia” (źródło: opracowanie własne na podstawie [3]).

Fig. 5. Schematic of the core catcher design and operation (source: elaborated based on [3]).

nimi materiałami ochronnymi i ogniotrwałymi. „Chwytnacz rdzenia” posiada system chłodzenia pozwalający na długotrwałe odprowadzanie ciepła powyłączeniowego generującego się w stopionym rdzeniu.

1.3.2. Eliminacja ryzyka związanego z wodorem

Wewnętrzna powłoka obudowy bezpieczeństwa (ze sprężonego betonu) obliczona jest na wytrzymanie ciśnienia i temperatury, jakie mogłyby wytworzyć się przy gwałtownym spalaniu (ang. *deflagration*) wodoru.

Konieczne jest jednak zapobieżenie jego detonacji – czyli utrzymanie składu mieszaniny parowo-gazowej w obudowie bezpieczeństwa poza granicami strefy możliwej detonacji wodoru (<10% zawartości wodoru).

W projekcie EPR zastosowano rozwiązania zapobiegające nie tylko detonacji, ale też zapłonowi (niekontrolowanemu spalaniu) wodoru w obudowie bezpieczeństwa.

Uzyskuje się to przez:

- efektywne mieszanie w konwekcji naturalnej atmosfery obudowy bezpieczeństwa zapobiegające powstaniu lokalnych niebezpiecznych stężeń wodoru;
- usuwanie wodoru z atmosfery obudowy bezpieczeństwa za pomocą 47 pasywnych autokatalitycznych rekombinatorów rozmieszczonych w różnych jej miejscach (rys. 6).

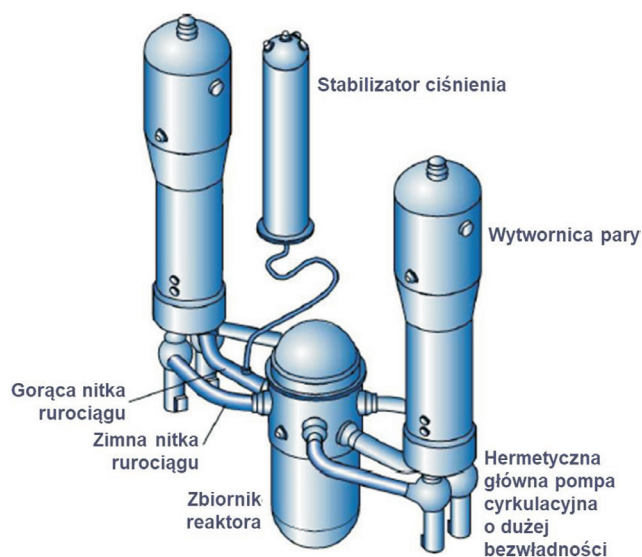


Rys. 6. Pasywny autokatalityczny rekombinator wodoru (źródło: [3]).
Fig. 6. Passive autocatalytic recombiner of hydrogen (source: [3]).

2. Główne cechy bezpieczeństwa reaktora AP1000

W reaktorze **AP1000** (ang. *Advanced Passive*), projektu amerykańskiej firmy Westinghouse Electric Corporation (WEC), który reprezentuje **linię innowacyjną**, zastosowano odmienną niż w reaktorze EPR koncepcję zapewnienia bezpieczeństwa, w tym w razie awarii ze stopieniem rdzenia.

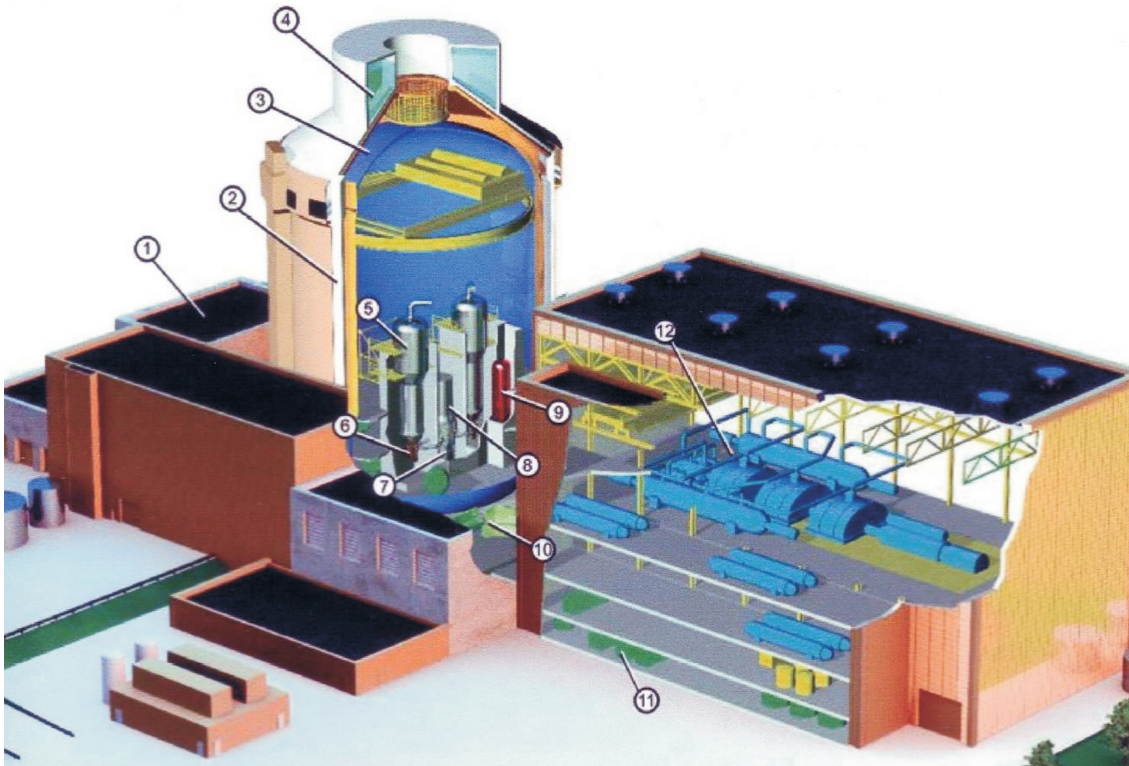
Moc cieplna rdzenia reaktora AP1000 wynosi 3400 MWt, a moc elektryczna netto jądrowego bloku energetycznego ok. 1100 MWe. Obieg chłodzenia tego reaktora (rys. 7) składa się z dwóch pętli, przy czym pompy cyrkulacyjne chłodziwa, z hermetycznymi silnikami, zintegrowane są z wytwornicami pary (po dwie pompy na każdą wytwornicę).



Rys. 7. Obieg chłodzenia reaktora AP1000 (źródło: [8]).
Fig. 7. AP1000 reactor coolant system (source: [8]).

AP1000 to udoskonalony reaktor z wbudowanymi cechami bezpieczeństwa, nie wymagającymi działania operatora ani doprowadzania energii z zewnątrz w przypadku awarii. Charakteryzuje się on szerokim zastosowaniem w systemach bezpieczeństwa rozwiązań biernych, wykorzystujących zjawiska i siły naturalne (konwekcja naturalna, parowanie i skraplanie, siła ciężkości, siła sprężyn, ciśnienie sprężonych gazów). Główne obiekty i urządzenia jądrowego bloku energetycznego z reaktorem AP1000 przedstawiono na rysunku 8.

Systemy bezpieczeństwa reaktora AP1000 działają na zasadzie biernej, zapewniając odbiór ciepła od rdzenia i chłodzenie obudowy bezpieczeństwa przez długi czas, bez zasilania prądem przemiennym i nie wymagają działania operatora przez 3 doby. Nie ma w nich elementów czynnych (jak pompy, wentylatory lub awaryjne generatory dieslowskie), a działanie tych systemów nie wymaga pracy wspomagających systemów pomocniczych (takich jak zasilanie prądem przemiennym, chłodzenie elementów systemów bezpieczeństwa, odpowiedzialna woda ruchowa, wentylacja i klimatyzacja). Dzięki temu nie jest potrzebne stosowanie zwielokrotnionych systemów bezpieczeństwa, z niezawodnym zasilaniem elektrycznym (tym samym wyeliminowano zaliczane do systemów bezpieczeństwa awaryjne generatory dieslowskie, wraz z ich systemami pomocniczymi) i systemami sterowania. Przy znacząco mniejszej liczbie urządzeń technologicznych, w porówna-



Rys. 8. Jądrowy blok energetyczny z reaktorem AP1000 (źródło: [8]). 1 – budynek paliwa, 2 – betonowy budynek osłony, 3 – stalowa obudowa bezpieczeństwa, 4 – zbiornik wody pasywnego chłodzenia obudowy bezpieczeństwa, 5 – wytwornica pary, 6 – pompy chłodziwa reaktora, 7 – reaktor, 8 – blok górny reaktora, 9 – stabilizator ciśnienia, 10 – główna sterownia, 11 – pompy wody zasilającej, 12 – turbogenerator.

Fig. 8. AP1000 nuclear power unit (source: [8]). 1 – fuel building, 2 – concrete shielding building, 3 – steel containment, 4 – passive containment cooling water tank, 5 – steam generator, 6 – reactor cooling pump, 7 – reactor, 8 – reactor integrated head unit, 9 – pressurizer, 10 – main control room, 11 – feedwater pumps, 12 – turbogenerator.

niu z typowymi rozwiązaniami „ewolucyjnych” bloków, łatwiej jest też uzyskać większą niezawodność całego bloku.

2.1. Ogólne podejście do zapewnienia bezpieczeństwa EJ z reaktorem AP1000

1) Systemy bezpieczeństwa są całkowicie bierne:

- wykorzystują jedynie „bierne” procesy, bez żadnych pomp, agregatów dieslowskich itp.;
- są to systemy przeznaczone do zapewnienia bezpieczeństwa, nie są one wykorzystywane do prowadzenia normalnego ruchu;
- dzięki samoczynnie przebiegającym procesom znacznie zmniejszona jest zależność ich działania od czynności operatorów;
- ograniczają skutki awarii projektowych;
- spełniają dozоровe cele bezpieczeństwa.

2) Czynne są systemy nie mające wpływu na bezpieczeństwo:

- niezawodnie wypełniają swoje funkcje przy normalnym ruchu;
- minimalizują uruchomienia systemów bezpieczeństwa;
- nie są wymagane dla ograniczenia skutków awarii projektowych lub spełnienia celów bezpieczeństwa.

Zalety systemów biernych z punktu widzenia bezpieczeństwa:

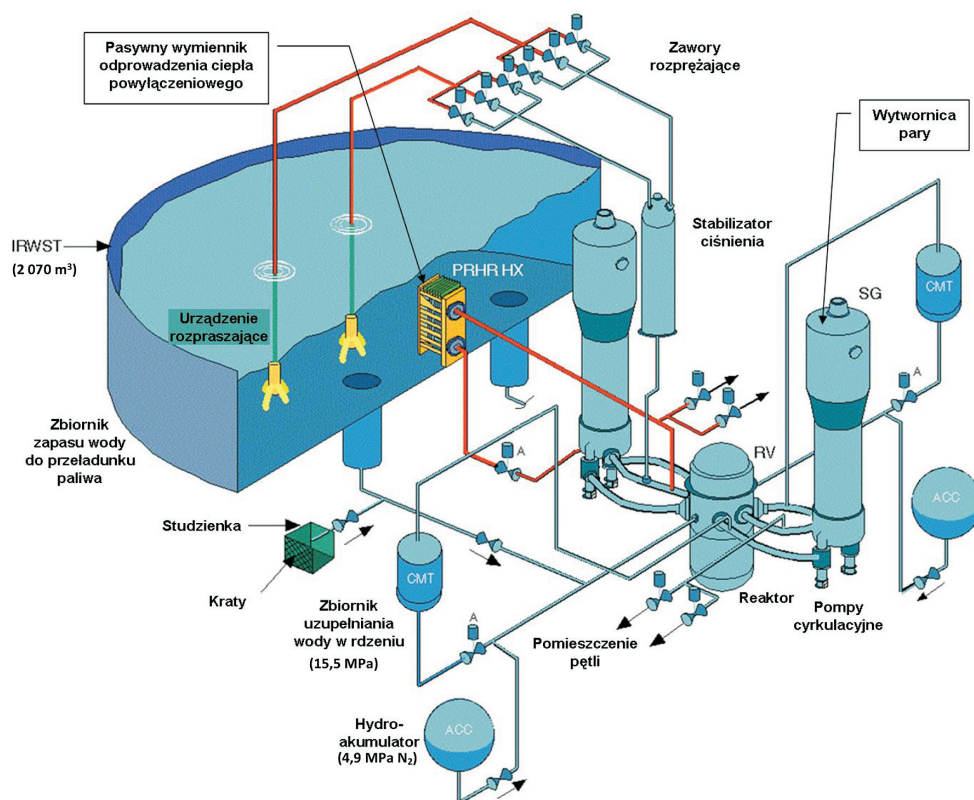
- brak zależności od zasilania elektrycznego prądem przemiennym;
- automatyczna reakcja na warunki awaryjne – zapewnia bezpieczeństwo;
- długookresowe bezpieczeństwo EJ zapewnione bez urządzeń czynnych (wykorzystanie wyłącznie sił naturalnych);
- znaczne zwiększenie niezawodności obudowy bezpieczeństwa – dzięki biernemu chłodzeniu;
- w razie ciężkich awarii – utrzymanie stopionego rdzenia wewnątrz zbiornika reaktora;
- duże zapasy bezpieczeństwa.

Bierne systemy bezpieczeństwa obejmują: system wtrysku chłodziwa do reaktora, system odbioru ciepła powyłaczeniowego i system chłodzenia obudowy bezpieczeństwa.

Liczba i złożoność działań operatora potrzebnych do kontroli systemów bezpieczeństwa są zredukowane do minimum. Ogólna strategia polega raczej na eliminowaniu akcji operatora, a nie na ich automatyzacji.

2.2. Bierny system awaryjnego chłodzenia rdzenia reaktora AP1000

Schemat biernego systemu chłodzenia rdzenia reaktora AP1000 (ang. *passive core cooling system*, PXS) pokazano na rysunku 9. Działanie tego systemu oparte jest na



Rys. 9. Schemat biernego systemu awaryjnego chłodzenia reaktora AP1000 (źródło: opracowanie własne na podstawie [7]).

Fig. 9. Diagram of the AP1000 passive emergency cooling system (source: elaborated based on [7]).

wykorzystaniu grawitacji, energii sprężonych gazów i konwekcji naturalnej. Nie jest tu potrzebne zasilanie elektryczne prądem przemiennym, a wszystkie procesy przebiegają samoczynnie.

W razie spadku ciśnienia w obiegu pierwotnym reaktora samoczynnie następuje „bierny wtrysk bezpieczeństwa” wody:

- najpierw – wysokociśnieniowy ze zbiorników wody uzupełniającej (ang. *core makeup tanks*, CMT), pod wpływem różnicy ciśnień;
- następnie – średnociśnieniowy z hydroakumulatorów (ACC), pod wpływem ciśnienia poduszki gazowej (azotu);
- na koniec – niskociśnieniowy: grawitacyjne zasilanie obiegu pierwotnego z bardzo dużego zbiornika zapasu wody do przeładunku (ang. *in-containment refuelling water storage tank*, IRWST) mieszczącego do 2070 m³ wody.

Bierny system awaryjnego chłodzenia rdzenia reaktora AP1000 wyposażony jest w **automatyczny system zrzuć ciśnienia** w obiegu chłodzenia reaktora (ang. *automatic depressurization system*, ADS), aby umożliwić długookresowe dostarczanie do rdzenia wody dopływającej ze zbiornika IRWST jedynie pod działaniem sił ciężkości (rys. 10).

System ADS składa się z 4 stopni zaworów:

- trzy stopnie: po 2 zawory z napędem elektrycznym zamontowane na stabilizatorze ciśnienia,
- czwarty stopień: 4 duże zawory (2 pary) przyłączone do gorących nitek pętli obiegu chłodzenia reaktora, aktywowane ładunkami pirotechnicznymi.

System ADS aktywowany jest automatycznie od sygnału niskiego poziomu w zbiornikach uzupełniania chłodziwa w rdzeniu (CMT), zapewniając szybką redukcję ciśnienia w obiegu chłodzenia reaktora do poziomu ciśnienia atmosferycznego.

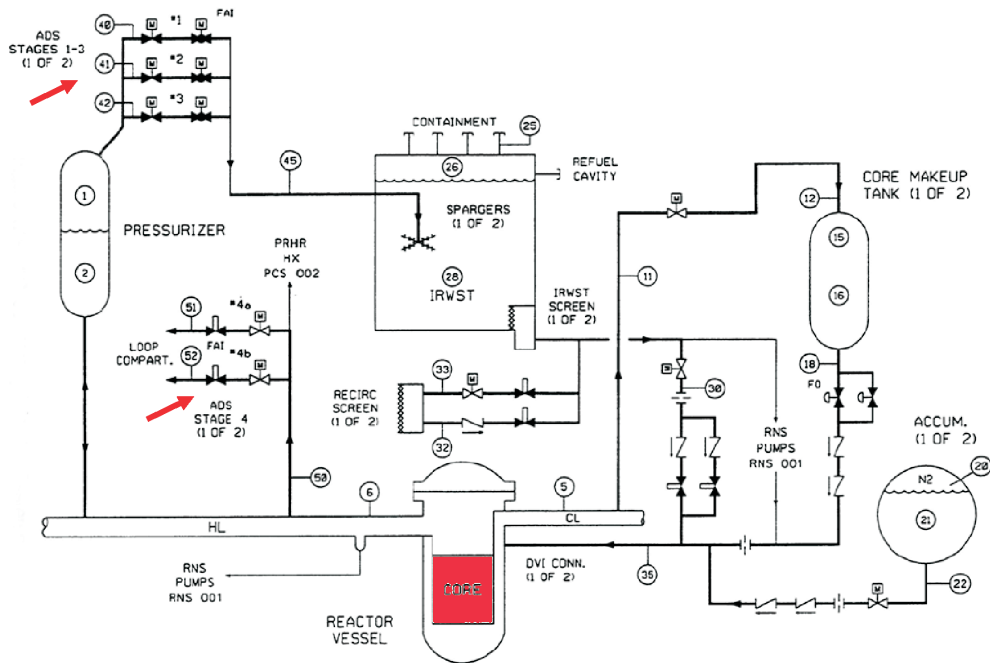
Biernie odprowadzanie ciepła powyłączeniowego – w razie niesprawności normalnego systemu chłodzenia powyłączeniowego – odbywa się natomiast przez konwekcję naturalną poprzez bierny wymiennik ciepła (ang. *passive residual heat removal heat exchanger*, PRHR HX) zanurzony w zbiorniku zapasu wody do przeładunku (IRWST).

Odprowadzanie do otoczenia ciepła wydzielanego z obiegu pierwotnego następuje dzięki działaniu biernego systemu chłodzenia obudowy bezpieczeństwa reaktora.

Bierny system chłodzenia rdzenia reaktora, wraz z biernym systemem chłodzenia obudowy bezpieczeństwa, zapewnia bezpieczeństwo reaktora przez ok. 72 godziny bez jakiegokolwiek udziału operatora i przy braku zasilania elektrycznego prądem przemiennym.

2.3. Utrzymanie stopionego rdzenia wewnątrz zbiornika reaktora AP1000

Inaczej jak w przypadku reaktora EPR, gdzie zakłada się schładzanie stopionego rdzenia poza zbiornikiem reaktora w tzw. chwytaczu rdzenia, projektowa koncepcja bezpieczeństwa reaktora AP1000 przewiduje utrzymanie stopionego rdzenia wewnątrz zbiornika reaktora (rys. 11).



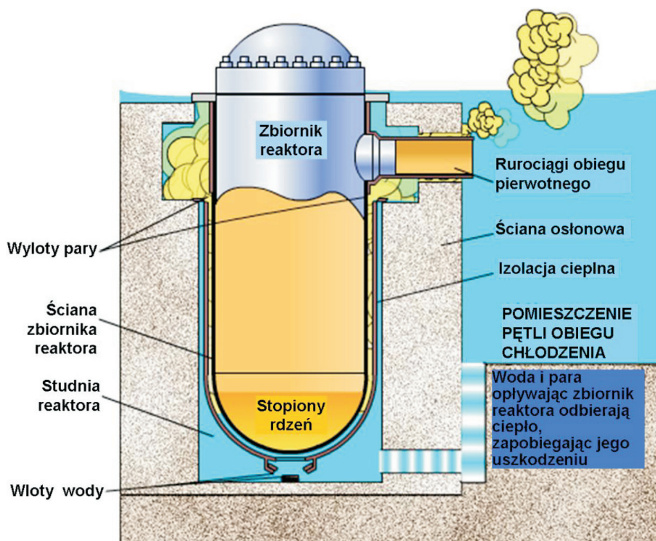
Rys. 10. Schemat systemu automatycznego zrzutu ciśnienia (ADS) reaktora AP1000 (źródło: [9]).

Fig. 10. Diagram of the AP1000 automatic depressurization system (ADS) (source: [9]).

Po obniżeniu ciśnienia w obiegu chłodzenia reaktora, możliwe jest zalanie rdzenia wodą nawet w razie utraty zasilania pomp, bo zapasy wody będące do dyspozycji wewnątrz obudowy bezpieczeństwa są wystarczające. Co więcej, również i zbiornik reaktora zostaje od zewnątrz zalany wodą, która wypełni cały szyb reaktora, tak że ciepło wydzielane w paliwie odbierane jest przez wodę z całej zewnętrznej powierzchni zbiornika reaktora. Aby mieć pewność, że niezależnie od typu awarii będzie dość wody, by zalać rdzeń i zbiornik reaktora, duży zbiornik z wodą (IRWST) umieszczony jest wewnątrz obudowy bezpieczeństwa, powyżej rdzenia, tak że w razie awarii

woda wycieka z niego pod działaniem siły ciężkości. Jest jej dostatecznie dużo, by wypełniła także dolną część obudowy bezpieczeństwa. Woda ta, przepływając pomiędzy zbiornikiem ciśnieniowym reaktora a izolacją cieplną, odbierać będzie „ciepło powyłączeniowe” generujące się w materiale stopionego rdzenia i przenikające przez ścianki zbiornika, podgrzewając się i częściowo odparowując. Powstająca para pozostanie w stalowej obudowie bezpieczeństwa, wewnątrz której cyrkulować będzie wraz z podgrzany powietrzem w konwekcji naturalnej.

Tak więc bezpieczeństwo reaktora AP1000, także podczas ciężkich awarii, konsekwentnie opiera się o wykorzystanie naturalnych sił i zjawisk, takich jak siła ciężkości, parowanie i konwekcja naturalna. Zabezpiecza to przed przegrzaniem zbiornika ciśnieniowego reaktora i paliwa jądowego. Ciepło wydzielane w rdzeniu nie powoduje już nadmiernego przegrzania paliwa, lecz tylko wrzenie i odparowanie wody. Jednakże para wodna wypełni obudowę bezpieczeństwa i ciepło z obudowy bezpieczeństwa musi zostać odprowadzone do otoczenia.



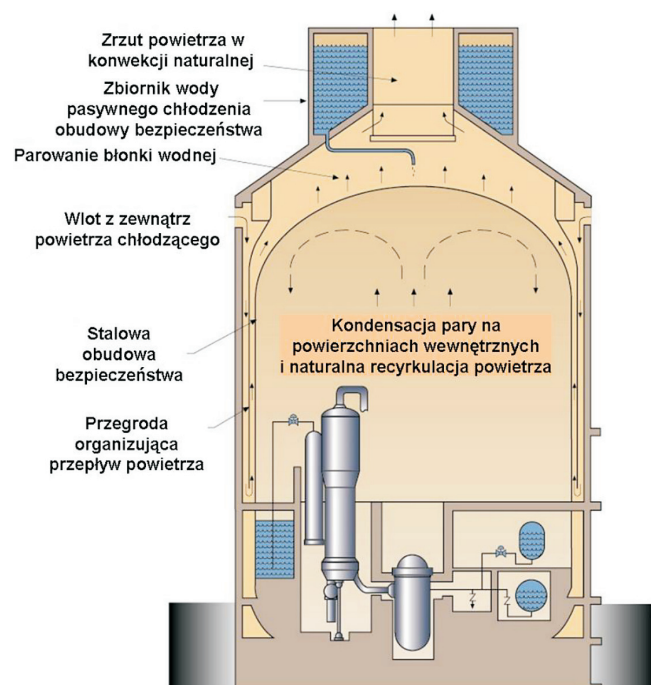
Rys. 11. Chłodzenie stopionego rdzenia w zbiorniku reaktora AP1000 (źródło: opracowanie własne na podstawie [10]).

Fig. 11. AP1000 reactor melt core in-vessel cooling (source: elaborated based on [10]).

2.4. Obudowa bezpieczeństwa reaktora AP1000 z biernym chłodzeniem

Reaktor AP1000 wyposażony jest w stalową pierwotną obudowę bezpieczeństwa otoczoną budynkiem osłonowym ze zbrojonego betonu, którego dolna część stanowi częściową obudowę wtórną (rys. 12).

Wewnętrzna, stalowa powłoka pierwotnej obudowy bezpieczeństwa ma grubość 4,44 cm i wymiary: średnica × wysokość = 39,624 × 65,634 m, jej kubatura „powietrzna” wynosi 58 300 m³. Została ona obliczona na parametry awarii (pa = 0,507 MPa, t = 148,9°C) i zapewnia wysoką



Rys. 12. Obudowa bezpieczeństwa AP1000 z biernym chłodzeniem (źródło: opracowanie własne na podstawie [7]).

Fig. 12. AP1000 containment with passive cooling (source: elaborated based on [7]).

szczelność (tempo ucieczki 0,1% objętości/dzień), zapobiegając dużym niekontrolowanym uwolnieniom substancji promieniotwórczych do środowiska.

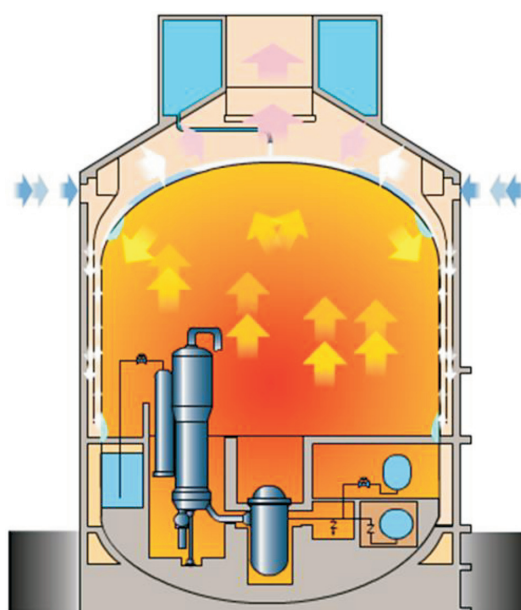
Żelbetonowy zewnętrzny budynek osłonowy ma grubość 0,9 m oraz wymiary: średnica × wysokość = 43×83,3 m. Zwieńczony jest on rodzajem komina, wokół którego zabudowany jest duży zbiornik mieszczący ok. 2900 m³ wody. Budynek osłonowy zapewnia ochronę urządzeń i systemów ważnych dla bezpieczeństwa przed zagrożeniami zewnętrznymi, a także dodatkową osłonę biologiczną systemów i urządzeń zawierających media promieniotwórcze oraz osłonę przed promieniowaniem w stacjach awaryjnych.

Obudowa bezpieczeństwa reaktora AP1000 ma całkowicie bierny system chłodzenia (ang. *passive containment cooling system, PCS*). Jego działanie przedstawiono na rysunku 13. Para powstająca przy chłodzeniu rdzenia reaktora, poprzez rozszczelnienia uszkodzonego pierwotnego obiegu chłodzenia, trafia do wewnętrznej obudowy bezpieczeństwa, gdzie cyrkuluje wraz z podgrzany powietrzem w konwekcji naturalnej, oddając ciepło przez stalową powłokę obudowy, chłodzonej z zewnątrz powietrzem i wodą dopływającą grawitacyjnie ze zbiornika umieszczonego na szczycie obudowy zewnętrznej. Podgrzane powietrze zawierające parę wodną unosi się ku górze, oddając ciepło stalowej powłoce obudowy, w efekcie powietrze schładza się i opada w dół, natomiast para wodna skrapla się, a skropliny spływają do miski ściekowej na dole obudowy, skąd zawracane są do studni reaktora. Wewnętrzna obudowa bezpieczeństwa chłodzona jest powietrzem dopływającym z zewnątrz przez otwory u góry

w zewnętrznym budynku osłonowym. Powietrze to kierowane jest najpierw ku dołowi obudowy wewnętrznej, następnie opływa ono tę obudowę ku górze, odbierając od niej ciepło, po czym wypływa przez komin. Odbiór ciepła od stalowej powłoki wewnętrznej obudowy bezpieczeństwa jest intensyfikowany przez wodę wypływającą – jedynie pod wpływem siły ciężkości – ze zbiornika umieszczonego na szczycie zewnętrznej, żelbetonowej obudowy. Po sygnale o wystąpieniu wysokiego ciśnienia wewnątrz obudowy bezpieczeństwa, zawory pod tym zbiornikiem otwierają się i woda chłodząca zaczyna spływać po zewnętrznej powierzchni stalowej powłoki obudowy bezpieczeństwa. Woda ta omywa powłokę stalową obudowy wewnętrznej, tworząc na jej powierzchni równomierną cienką błonkę, odbiera ciepło przewodzone przez powłokę stalową, podgrzewa się przy tym i częściowo odparowuje. Odbiór ciepła przez powietrze i przez odparowanie wody spływającej po zewnętrznej powierzchni powłoki stalowej zapewnia utrzymanie ciśnienia wewnątrz obudowy bezpieczeństwa w przedziale ciśnień projektowych.

Obudowa bezpieczeństwa wyposażona jest w system zapobiegający gwałtownemu spalaniu lub detonacji wodoru (ang. *containment hydrogen control system, VLS*), który zapewnia:

- monitorowanie stężenia wodoru;
- mieszanie atmosfery obudowy w wyniku występującej w niej konwekcji naturalnej – w celu zapobieżenia powstaniu lokalnie niebezpiecznych stężeń wodoru;
- usuwanie wodoru za pomocą 2 biernych autokatalitycznych rekombinatorów, umieszczonych wewnątrz stalowej obudowy bezpieczeństwa;
- kontrolowane spalanie wodoru (zastosowanie 66 zapłonników rozmieszczonych wewnątrz stalowej obudowy bezpieczeństwa).



Rys. 13. Biernie chłodzenie obudowy bezpieczeństwa reaktora AP1000 (źródło: [11]).

Fig. 13. AP1000 containment passive cooling (source: [11]).

Dzięki wykorzystaniu w systemach bezpieczeństwa sił i zjawisk naturalnych przez 3 doby od zaistnienia awarii nie wymagają one zasilania elektrycznego prądem przemianym ani nawet interwencji operatora – gdyż procesy opanowania awarii i chłodzenia reaktora przebiegają samoczynnie. Zastosowane rozwiązania projektowe zapewniają, że rdzeń reaktora pozostaje zawsze pod wodą, zbiornik reaktora zalany wodą od zewnątrz jest chroniony przed przegrzaniem, a ciepło usuwane jest do otoczenia samoczynnie przez bierne chłodzenie obudowy bezpieczeństwa.

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.

Literatura

1. Kielbasa W., *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)*, Biuletyn Informacyjny Państwowej Agencji Atomistyki, Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna, 1–2/2020.
2. Kielbasa W., *Bezpieczeństwo elektrowni jądrowych z reaktorami III generacji oferowanych Polsce. Część III. Podstawowe cechy bezpieczeństwa rozwiązań projektowych jądrowych bloków energetycznych oferowanych Polsce*, Wiadomości Elektrotechniczne, rok LXXX 2012 nr 6, Warszawa, czerwiec 2012.
3. Leverenz R., *First generation III reactor under construction in Finland and France*, Budapest, March 08, 2007.
4. Apel F., *Nuclear Renaissance: The AREVA view*. Najaarssymposium 2006, Delft (2006-11-14).
5. EPR (broszura). AREVA.
6. Mayousse M., *Drivers and approach for the design of the EPR™ reactor*. Reactor & Services / Safety & Licensing. AREVA. IAEA Vienna, June 27, 2013.
7. Matzie R., *The AP1000 Reactor*. Nuclear Renaissance Option. September 26, 2003. Westinghouse.
8. Ready to Meet Tomorrow's Power Generation Requirements Today. AP1000™. Simple, Safe, Innovative (broszura). Westinghouse.
9. AP1000. UK Compliance Document for AP1000 Design. Section A. UK Safety Case Overview. UKP-GW-GL-710. Revision 0. Westinghouse.
10. https://www.ukap1000application.com/safety_ircd.aspx (dostęp: 12.04.2012 r.).
11. https://www.ukap1000application.com/psrs_pcs.aspx (dostęp: 12.04.2012 r.).
12. UK AP1000 Design Acceptance Application https://www.ukap1000application.com/doc_pdf_library.aspx (dostęp 31.07.2014 r.).
13. EPR™ – Generic Design Assessment, <http://www.epr-reactor.co.uk/scripts/ssmod/publigen/content/templates/Show.asp?P=57&L=EN> (dostęp 31.07.2014 r.).

Czynnik ludzki i organizacyjny w energetyce jądrowej – doświadczenia eksploatacyjne, wnioski i opinie

Human and Organizational Factors in Nuclear Industry – Operating Experience, Insights and Opinions

Maciej Kulig

Konsultant ENCONET Consulting

Streszczenie: Artykuł dotyczy tematyki wykorzystania doświadczeń eksploatacyjnych (OEF) i analizy przyczyn źródłowych (RCA) zdarzeń i problemów operacyjnych w energetyce jądrowej. Skoncentrowano się na specyficznej grupie przyczyn związanych z czynnikiem ludzkim i organizacyjnym, które mają znaczny udział w awariach i incydentach operacyjnych. Artykuł zawiera zwięzły przegląd badań kilkudziesięciu zdarzeń operacyjnych, w których przyczyny źródłowe były związane z czynnikiem ludzkim. Rezultaty wskazują, że błędy ludzkie mają znaczny wpływ na takie zdarzenia i że czynniki organizacyjne i kulturowe odgrywają istotną rolę, tworząc kontekst dla popełnienia błędów ludzkich. Opisano typowe mechanizmy oddziaływania błędów organizacyjnych i kulturowych na bezpieczeństwo eksploatacji i istniejące bariery utrudniające ich identyfikację w procesie RCA. Przedstawiono opinie specjalistów dotyczące działań zmierzających do pokonania istniejących trudności. W artykule omówione są ważne pojęcia „kultury bezpieczeństwa” i „kultury organizacji”, integralnie związane z tym tematem, a także wpływ kultury bezpieczeństwa organizacji operatora na niezawodność eksploatacyjną i bezpieczeństwo obiektów jądrowych, możliwości jej oceny i poprawienia. Podsumowano również rezultaty RCA uzyskane przez autora metodą mapy przyczyn dla trzech zdarzeń operacyjnych, w których błędy organizacyjne i kulturowe odegrały bardzo ważną rolę.

Słowa kluczowe: Doświadczenia eksploatacyjne EJ, analiza przyczyn źródłowych, czynnik ludzki i organizacyjny, kultura organizacyjna, kultura bezpieczeństwa.

Summary: *The paper is devoted to an important subject of operational experience feedback (OEF) and root cause analysis (RCA) of operational events in nuclear power plants. It concentrates on a specific group of causes associated with human and organizational factors (HOF) that have shown to contribute significantly to accidents and incidents. The paper provides a brief overview of RCA results for several dozen of operational events that involved human error contribution. The results show that human errors are important contributors to operational events, and that organizational and culture related factors play an important role in creating contexts for human errors. Typical impact mechanisms of the organizational and culture related errors on the operational safety, and the existing barriers that prevent identification of such errors in RCA, are characterized, based on a review of the literature. Recommendations to mitigate the effects of these barriers are provided. The paper presents the concepts of „safety culture” and „organizational culture”, discusses the impact of operator’s safety culture on the operational safety of NPPs, describes how the organization’s safety culture can be evaluated and improved. RCA results obtained by the author using the cause mapping approach for three selected operational events, which involved a significant contribution of the organizational and culture related errors, are also summarized.*

Keywords: *Operational experience feedback, root cause analysis, human and organizational factors, organizational culture, safety culture.*

Wprowadzenie

Z racji swoich statutowych obowiązków Państwowa Agencja Atomistyki 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. Istotnym obowiązkiem PAA jest działalność regulacyjna związana z przygotowaniem i realizacją programu energetyki jądrowej w Polsce,

a w przyszłości nadzór nad bezpieczną eksploatacją elektrowni jądrowych (EJ).

Doskonalenie metod i narzędzi analitycznych dla skutecznego **wykorzystania doświadczeń operacyjnych** (ang. *Operational Experience Feedback*, OEF), a także obserwacje i wnioski z **analizy przyczyn źródłowych** (ang. *Root Cause Analysis*, RCA) zdarzeń eksploatacyjnych w zagranicznych obiektach jądrowych, są w tym kontekście istotnym elementem procesu gromadzenia wiedzy przydatnej z punktu widzenia bezpiecznej eksploatacji przyszłych obiektów w Polsce. Warto wspomnieć, że tematyka „organizacji uczących się”, a także zakres i sposób „zarządzania wiedzą” w organizacjach wchodzących w skład administracji państwowej są od kilku lat przedmiotem intensywnych prac badawczych ośrodków akademickich, przy intensywnym wsparciu z funduszy UE [1].

Artykuł jest jednym z serii opracowań autora dotyczących tematyki OEF i RCA, opublikowanych we wcześniejszych numerach Biuletynu Informacyjnego PAA. W artykułach tych znajdzie Czytelnik rezultaty RCA dla wybranych awarii i wypadków w EJ [2–4], zwięzłe omówienie dostępnych metod i narzędzi RCA [5], a także spostrzeżenia i uwagi dotyczące praktycznych aspektów OEF i RCA w działalności operacyjnej i regulacyjnej związanej z energetyką jądrową [6], [7].

Niniejszy artykuł jest kontynuacją tej tematyki. Dotyczy specyficznej grupy przyczyn źródłowych związanych z **czynnikiem ludzkim**, a w szczególności błędów systemowych o charakterze organizacyjnym oraz błędów wynikających z uwarunkowań kulturowych. W opiniach specjalistów zajmujących się wykorzystaniem doświadczeń operacyjnych (OEF) i analizą przyczyn źródłowych (RCA) zdarzeń operacyjnych w EJ ta grupa przyczyn wymaga specjalnej uwagi. W uzasadnieniu tych opinii wskazuje się, przede wszystkim, na istotny wpływ tych błędów na bezpieczeństwo jądrowe, a także na trudności z ich identyfikacją w procesie OEF i RCA.

W niniejszym artykule podjęta została próba naświetlenia tego tematu na podstawie dostępnych źródeł literaturowych, a także własnych obserwacji i przemyśleń autora.

W punkcie 1 przedstawiono dane historyczne, które wyraźnie wskazują na istotne znaczenie czynników ludzkich i organizacyjnych w zdarzeniach/problemach operacyjnych w sektorze energetyki jądrowej. Zawiera on zwięzłe omówienie rezultatów badań kilkudziesięciu zdarzeń operacyjnych, w których przyczyny źródłowe były związane z czynnikiem ludzkim.

W punkcie 2 opisano typowe mechanizmy oddziaływania błędów ludzkich, a w szczególności błędów związanych z organizacją, na bezpieczeństwo eksploatacyjne EJ, istniejące bariery utrudniające identyfikację i analizę przy-

czyn tego typu w procesie RCA, a tym samym ograniczające skuteczność wykorzystania doświadczeń eksploatacyjnych (OEF). Przedstawiono opinie szerokiego grona specjalistów zajmujących się EJ dotyczące działań zmierzających do pokonania istniejących trudności.

W punkcie 3 omówione są ważne pojęcia **kultury bezpieczeństwa** i **kultury organizacji**, integralnie związane z tematem omawianym w niniejszym artykule, pojęcia, które zostały wprowadzone, aby ułatwić zrozumienie przyczyn i przebiegu zdarzeń operacyjnych istotnych dla bezpieczeństwa (poważnych wypadków, awarii, katastrof), pojęcia nie zawsze właściwie rozumiane przez praktyków zaangażowanych w działalność produkcyjną (operatorów EJ) i nadzór nad eksploatacją (regulatorów).

W punkcie 4 podsumowano rezultaty badania przyczyn źródłowych (RCA) przeprowadzonych przez autora metodą **mapy przyczyn** (ang. *Cause Mapping*) dla trzech wybranych zdarzeń operacyjnych, jakie wystąpiły w ciągu ostatnich kilkunastu lat w EJ¹. Rezultaty analiz potwierdzają znaczny udział przyczyn związanych z czynnikami ludzkimi i organizacyjnymi, wskazują na główne kategorie tych nieprawidłowości i ich znaczenie dla bezpieczeństwa eksploatacji EJ.

1. Czynnik ludzki w zdarzeniach operacyjnych EJ – doświadczenia eksploatacyjne

Obszerne badania wpływu czynnika ludzkiego na ryzyko związane ze zdarzeniami operacyjnymi w amerykańskich elektrowniach komercyjnych typu PWR i BWR zostały przeprowadzone na zlecenie regulatora (US Nuclear Regulatory Commission, NRC) w 2001 r. przez Idaho National Engineering and Environmental Laboratory (INEEL) [8]. Celem było ustalenie dalszych kierunków badań tej kwestii i związanych priorytetów, lepsze zrozumienie kontekstu odnoszącego się do błędów ludzkich, a także dostarczenie danych ilościowych przydatnych w probabilistycznych analizach bezpieczeństwa (ang. *Probabilistic Safety Analysis*, PSA).

W ramach tego projektu zbadano 48 zdarzeń operacyjnych, uznanych za istotne dla bezpieczeństwa elektrowni². W znacznej części (37) tych zdarzeń ujawnione zostały przyczyny źródłowe wywołane błędami ludzkimi; w większości tych zdarzeń stwierdzono po kilka przyczyn tego typu. Blisko połowa tych zdarzeń była również przedmiotem analiz ilościowych z użyciem modeli PSA.

Badania te potwierdziły, że błędy ludzkie mają istotny wpływ na poziom ryzyka związanego z eksploatacją EJ. Stwierdzono, że błędy te mogą powodować uszkodzenie

¹ Rezultaty analiz (RCA) dla tych zdarzeń, przeprowadzonych przez autora metodą mapy przyczyn, były publikowane we wcześniejszych numerach Biuletynu Informacyjnego PAA (Nr 1/2020, Nr 1/2016, Nr 2/2015).

² Wybór zdarzeń istotnych dla bezpieczeństwa opierał się na dwóch istniejących programach NRC – *Accident Sequence Precursor (ASP)*, dotyczącym prekursorów awarii oraz *Human Performance Events Database (HPED)* zawierającym dane operacyjne dotyczące zdarzeń związanych z czynnikiem ludzkim.

lub zwiększyć prawdopodobieństwo uszkodzenia urządzeń istotnych dla bezpieczeństwa. W 41% badanych przypadków zdarzenia doprowadziły do częściowej lub całkowitej utraty wewnętrznego lub zewnętrznego zasilania elektrycznego, w 21% przypadków nastąpiła utrata systemów awaryjnego chłodzenia rdzenia i w 19% utrata systemu wody zasilającej. Dla zdarzeń badanych w sposób ilościowy odnotowano wzrost ryzyka w granicach od $1,0 \times 10^{-6}$ do $1,0 \times 10^{-3}$ ponad nominalną wartość prawdopodobieństwa uszkodzenia rdzenia (ang. *Conditional Core Damage Probability*, CCDP) (nominalna wartość CCDP w badanych EJ wahała się od $1,3 \times 10^{-5}$ do $1,2 \times 10^{-4}$). Średni udział błędów ludzkich w zwiększeniu ryzyka operacyjnego wynosił 62%.

Tabela 1 podsumowuje dane dotyczące występowania 270 błędów ludzkich, które zostały zakwalifikowane jako przyczyny źródłowe 37 zdarzeń eksploatacyjnych badanych przez INEEL [8]. Zawiera ona informacje o typach (kategoriach) zidentyfikowanych błędów i ich udziałach w badanej populacji błędów. Klasyfikacja błędów użyta przez INEEL odnosi się do wszystkich obszarów wymagających czynności ludzkich – eksploatacji (kategoria nr 1), projektowania i wprowadzania zmian projektowych (kategoria nr 2), praktyki dotyczącej obsługi i nadzoru nad pracami obsługowymi (kategoria nr 3), stosowania i opracowywania procedur (kategoria nr 4), programu naprawczego (kategoria nr 5) oraz zarządzania i nadzoru bezpośredniego (kategoria nr 6). Liczbę zidentyfikowanych błędów zaliczonych do poszczególnych kategorii/subkategorii podano w kolumnie 3, ich procentowy udział w populacji błędów (270) – w kolumnie 5. Procentowy udział błędów określonej kategorii w badanej populacji zdarzeń (37) podano w kolumnie 6. Warto zauważyć, że kategorie nr 1–3 grupują blisko 74% wszystkich zidentyfikowanych błędów. Błędy zaliczone do tych kategorii powtarzają się najczęściej w badanej populacji zdarzeń (błędy tego typu wystąpiły odpowiednio w 54, 81 i 76% badanych zdarzeń).

Tabela zawiera również informacje dotyczące dwóch ważnych grup błędów ludzkich – **błędów ukrytych i błędów aktywnych**³. Błędy ukryte, związane z czynnikami organizacyjnymi i kulturowymi, ujawniono w każdym z analizowanych zdarzeń, a ich sumaryczny udział był ponad czterokrotnie wyższy niż udział błędów aktywnych. Procentowy udział błędów ukrytych występujących w poszczególnych kategoriach/subkategoriach podano w kolumnie 4. Warto zauważyć, że błędy aktywne to głównie błędy związane z eksploatacją (kategoria nr 1 zawiera przeszło 80% wszystkich błędów tego typu). Udział błędów aktywnych w pozostałych kategoriach jest niewielki (0–9%, w sumie poniżej 20%).

W raporcie INEEL [8] podkreśla się, że znaczny udział błędów ukrytych w zidentyfikowanych przyczynach zdarzeń istotnych dla bezpieczeństwa wymaga wzmoczonej uwagi operatorów EJ. Stwierdza się również, że uzyskane dane ilościowe mogą być przydatne dla racjonalnej alokacji środków, w taki sposób, aby poprawić skuteczność odpowiednich programów elektrowni, odpowiedzialnych za podwyższenie poziomu ryzyka.

Tematyka związana z czynnikiem ludzkim w EJ, a w szczególności z nieprawidłowościami o charakterze organizacyjnym była przedmiotem zainteresowania organizacji międzynarodowych: Organization for Economic Cooperation and Development (OECD), International Atomic Energy Agency (IAEA) i World Association of Nuclear Operators (WANO) od wielu lat. Tematyce tej były poświęcone dwa ważne dokumenty OECD: raport opublikowany w 1999 r., podsumowujący stan wiedzy dotyczącej wpływu czynników organizacyjnych na bezpieczeństwo EJ [10] oraz raport dotyczący badania i rozwiązywania problemów związanych z czynnikiem ludzkim i organizacyjnym w analizach zdarzeń operacyjnych i analizach przyczyn źródłowych [11]. Zagadnienia te są omawiane bardziej szczegółowo w punkcie 2.

Cenne informacje dotyczące czynnika ludzkiego i organizacyjnego znalazły się również w raportach OECD Nuclear Energy Agency (NEA) na temat **zdarzeń powtarzających się** w ostatnich kilkunastu latach historii operacyjnej EJ (niekiedy, wielokrotnie) [12–15]. Wiele zdarzeń tego typu jest zarejestrowanych w systemie *Incident Reporting System* (IRS) zarządzanym przez IAEA i OECD, a także w innych systemach o podobnym profilu, zorganizowanych przez grupy operatorów EJ (np. INPO⁴ i WANO) lub indywidualne kraje.

Wśród najbardziej spektakularnych przykładów zdarzeń tego typu, wspomnianych w ww. raportach OECD, są dwa zdarzenia, które były prekursorami awarii TMI-2 (w 1979 r.)⁵ – zdarzenie w EJ Oconee-3 (w czerwcu 1975) oraz w EJ Davis-Besse (we wrześniu 1977). Zdarzenia te miały wszelkie cechy awarii TMI-2: utrata systemu wody zasilającej (ang. *main feedwater*, MFW), otwarcie zaworu zrzutowego na stabilizatorze ciśnienia (ang. *power operated relief valve*, PORV) i jego zakleszczenie w pozycji otwartej (mała LOCA⁶), interwencje operatora (uruchomienie systemu awaryjnego chłodzenia rdzenia (HPI)⁷ i odcięcie zaworu PORV z użyciem zaworu blokującego linię zrzutową), formowanie się pęcherza pary w obiegu pierwotnym, przy jednoczesnym wzroście poziomu wody w stabilizatorze ciśnienia, a także wyłączenie się głównych pomp cyrkulacyjnych (ang. *reactor cooling pump*, RCP) i przerwanie zamkniętego obiegu chłodzenia rdzenia. W tych

³ Błędy ukryte to błędy, które zostały popełnione w okresie poprzedzającym zdarzenie i pozostały nieujawnione do chwili początku zdarzenia. Błędy aktywne to błędy powodujące zdarzenie inicjujące lub popełnione w reakcji na zdarzenie inicjujące.

⁴ INPO – Institute of Nuclear Power Operations, Atlanta GA, USA.

⁵ Awaria drugiego bloku elektrowni jądrowej Three-Miles Island w 1979 r.

⁶ Awaria utraty chłodziwa (ang. *Loss of Coolant Accident*, LOCA).

⁷ Uruchomienie wtrysku chłodziwa pod wysokim ciśnieniem (ang. *high pressure injection*, HPI).

Tabela 1. Podsumowanie udziału błędów ludzkich w poszczególnych kategoriach błędów dla 37 analizowanych zdarzeń operacyjnych w EJ w Stanach Zjednoczonych (źródło: tabela zamieszczona w [9], opracowana w oparciu o dane opublikowane w [8]).

Table 1. Summary of Human Error Categories and Subcategories in 37 Analyzed Operating Events in NPPs operated in the US, (the source: table elaborated and presented in [9], based on data from [8]).

1	2	3	4	5	6
Nr	Określenie typu błędu (kategorii i subkategorii)	Liczba błędów danego typu	Błędy ukryte – udział w kategorii, %	Udział kategorii w ujawnionych błędach, %	% zdarzeń, w których kategoria wystąpiła
1	Eksploatacja	72	43	27	54
1.1	Polecenia i kontrola, w tym alokacja środków	18	22		
1.2	Niedostateczna wiedza lub szkolenie	23	65		
1.3	Czynność operatora lub jej brak	16	23		
1.4	Komunikowanie się	15	60		
2	Projektowanie i praktyka zmian projektowych	70	96	26	81
2.1	Niedoskonałości projektu	24	100		
2.2	Sprawdzanie zmian projektowych	9	100		
2.3	Niedostateczna ocena techniczna i przegląd	19	95		
2.4	Nienormalne symptomy zignorowane	3	33		
2.5	Zarządzanie dotyczące konfiguracji obiektu	15	100		
3	Praktyka prac obsługowych i związany z tym nadzór	58	92	21	76
3.1	Plan pracy – opracowanie, kontrola jakości, użycie	16	94		
3.2	Niedostateczna obsługa i praktyka prac obsługowych	31	90		
3.3	Niedostateczna wiedza techniczna	5	100		
3.4	Niedostateczne próby po wykonaniu obsługi	6	100		
4	Procedury i ich opracowywanie	26	96	10	38
5	Program naprawczy	33	100	12	41
5.1	Brak reakcji na komunikaty wewnętrzne i zewnętrzne	8	100		
5.2	Nieprzestrzeganie praktyki stosowanej przez przemysł	4	100		
5.3	Niewykorzystanie informacji z przemysłu i z badań trendu	9	100		
5.4	Niepowodzenie w usunięciu rozpoznanych problemów	12	100		
6	Zarządzanie i nadzór bezpośredni	11	91	4	30
6.1	Niedostateczny nadzór bezpośredni	9	89		
6.2	Niedostateczna znajomość systemów i zasad eksploatacji	1	100		
6.3	Struktura organizacyjna	1	100		

Uwaga: Dane dotyczące udziałów procentowych (kolumny 4–6) podane w oryginalnym źródle [9] mają charakter orientacyjny (wartości przybliżone w wyniku zaokrągleń).

dwóch przypadkach nie doszło do poważnej awarii tylko dzięki znacznie niższemu poziomowi mocy (Oconee-3 ~15%, Davis-Besse ~9%, TMI-2 – 100%). Niestety, zdarzenia te nie zostały dostatecznie przeanalizowane i udokumentowane, ich potencjalne ryzyko zostało zlekceważone. W świetle tych zdarzeń awaria TMI-2 była „zdarzeniem powtarzającym się”.

W raportach OECD przytoczono kilka innych przykładów zdarzeń powtarzających się wielokrotnie w historii eksploatacyjnej EJ. Dotyczyły one między innymi:

- utraty systemu odprowadzania ciepła powyłączeniowego (ang. *residual heat removal*, RHR) w warunkach obniżonego poziomu chłodziwa w obiegu pierwotnym (tzw. *mid-loop*), charakterystycznych dla stanów powyłączeniowych reaktora;

- zakleszczania się zaworów zasurowych pod wpływem ciśnienia lub efektów termicznych;
- utraty systemów wody technicznej spowodowanej blokowaniem przez substancje pochodzenia biologicznego;
- niestabilnej pracy (oscylacji mocy) reaktorów BWR.

Ghosh i Apostolakis [9] zwracają uwagę na zdarzenia zarejestrowane w systemie IRS, w których na skutek powtarzających się błędów w sferze zarządzania i błędów organizacyjnych doszło do jednoczesnej utraty zdolności funkcjonalnej wszystkich rezerwujących się podsystemów, a nawet różnych systemów związanych z wypełnieniem istotnej funkcji bezpieczeństwa.

1. Czasowa niedyspozycyjność wszystkich czterech rezerwujących się awaryjnych generatorów diesla (ang. *Emergency Diesel Generator*, EDG) w bloku jądrowym

pracującym na pełnej mocy, spowodowana przez niewłaściwą pozycję określonego wyłącznika elektrycznego w systemie rozruchu każdego z generatorów (IRS nr 7433/1999).

2. Całkowita utrata systemów wody technicznej (podstawowego i pomocniczego), spowodowana nieprawidłowym skonfigurowaniem zaworów wlotowych w czasie okresowych prób tych systemów. W tym przypadku problem został zidentyfikowany przez operatorów w sterowni głównej i skutecznie usunięty przez operatorów lokalnych (obiegu wtórnego) (IRS nr 7327/1999).
3. Utrata funkcjonalności obu rezerwujących się pomp w systemy zraszania rdzenia w reaktorze BWR. Przyczyną był brak zasilania elektrycznego silników napędowych tych pomp, które zostały odłączone w czasie próby szczelności obudowy bezpieczeństwa i nie zostały poprawnie przyłączone po zakończeniu próby. Ten stan został ujawniony i skorygowany dopiero po tygodniu (IRS nr 7303/1995).

W wielu tych zdarzeniach istotną rolę odegrały błędy ludzkie, w dużej części były to **ukryte błędy organizacyjne**. Szczegółowe omówienie tych błędów wykracza poza zakres tego opracowania. Warto jednak podkreślić, że już sam fakt powtarzania się tych samych (podobnych) problemów może świadczyć o nieskuteczności programów OEF i RCA – to niewątpliwie **potencjalny problem organizacyjny**. W tym kontekście istotny wydzźwięk ma również problem w ustaleniu spójnej definicji zdarzeń powtarzających się (sygnalizowany w raporcie [13]), bez czego skuteczne ujawnianie i usuwanie takich problemów jest bardzo utrudnione. **Nieskuteczny proces uczenia się organizacji** w procesie OEF to jedna z ważnych oznak obniżonej **kultury bezpieczeństwa** (zagadnienia dotyczące kultury bezpieczeństwa są omawiane w p. 3 niniejszego artykułu).

Zdarzenia powtarzające się zarejestrowane w systemie IRS były również dyskutowane w kontekście przyczyn o charakterze organizacyjnym w publikacji [9]. Ghosh i Apostolakis wskazują na następujące nieprawidłowości tego typu:

- niedostatki w zakresie ogólnej kultury bezpieczeństwa;
- problemy dotyczące komunikowania się;
- nieprawidłowości dotyczące zasad pracy, takie jak nieprzestrzeganie procedur, brak wyraźnie zdefiniowanych odpowiedzialności, nieprawidłowe użycie schematów systemów;
- niedoskonałości w procedurach, instrukcjach, zleceniach wykonania pracy, zarządzeniach administracyjnych i kontroli wykonania zadań;
- niedostateczne zrozumienie dla procesu przeglądu/weryfikacji dokumentacji projektowej, braki w informacjach dotyczących założeń projektowych;

- brak prawidłowych działań w przypadku zidentyfikowania poważnych nieprawidłowości;
- niedostateczna kontrola w sferze zarządzania;
- znaczne obciążenia pracą i konflikty pomiędzy bezpieczeństwem indywidualnych pracowników i decyzjami dotyczącymi konfiguracji obiektu;
- lekceważenie ryzyka dotyczącego zadań wykonywanych w warunkach powyłączeniowych przez poszczególne jednostki organizacyjne operatora.

2. Czynniki ludzkie i organizacyjny w EJ – wyzwania i bariery

Analizy koncentrujące się na badaniu czynników ludzkich i organizacyjnych dotyczą w zasadzie trzech poziomów: **indywidualnego pracownika, organizacji eksploatującej obiekt (operatora) oraz zewnętrznego środowiska**, w jakim działa operator EJ.

Analizy na poziomie indywidualnego pracownika skupiają się na mechanizmach, przez które indywidualny pracownik (operator) może popełnić błąd lub podjąć niebezpieczne decyzje. Analizy tego typu to domena analiz niezawodności ludzkiej (ang. *Human Reliability Analysis*, HRA). Analizy na poziomie organizacji koncentrują się na czynnikach charakteryzujących organizację, takich jak struktura, procesy, kultura, a także na udziale tych czynników w zarządzaniu bezpieczeństwem i niezawodnością obiektu. Poziom środowiska zewnętrznego dotyczy współzależności między organizacją operatora i innymi organizacjami, z którymi operator ma związki, takimi jak organizacje regulatora czy organizacje związane z finansowaniem przemysłu jądrowego. Wszystkie te poziomy są współzależne – np. liczne efekty organizacyjnej niezawodności obiektu wynikają z aktów indywidualnych pracowników, podobnie środowisko zewnętrzne, w którym działa operator, wpływa na jego kulturę i zachowania. Niniejszy artykuł koncentruje się głównie na zagadnieniach dotyczących poziomu organizacji.

Mechanizmy oddziaływania na bezpieczeństwo

Dostępne doświadczenia eksploatacyjne EJ wskazują na kilka możliwych mechanizmów, przez które organizacja oddziałuje na bezpieczeństwo pracy EJ. Typowe mechanizmy opisują Ghosh i Apostolakis w publikacji [9]⁸. Autorzy stwierdzają, co następuje:

- Procesy organizacyjne (np. praktyka obsługi) mogą być źródłem **błędów o wspólnej przyczynie** (ang. *Common Cause Failures*, CCF) oddziałujących na rezerwujące się komponenty/podsystemy, np. przez systematyczne błędy nieprawidłowej kalibracji czujni-

⁸ Warto zauważyć, że przegląd typowych mechanizmów przedstawiony w tej publikacji dokonany został z pozycji analityka zajmującego niezawodnością i probabilistycznymi ocenami bezpieczeństwa (PSA) instalacji jądrowej. Autorzy odwołują się do podstawowych elementów probabilistycznego modelu sekwencji awaryjnej, takich jak zdarzenie inicjujące, niedyspozycyjność komponentu/urządzenia/systemu, uszkodzenia o wspólnej przyczynie itp.

ków lub inne nieprawidłowości w praktykach obsługi **rezerwujących się komponentów**. W przypadku zdarzenia IRS nr 7433/1999 (patrz p. 1, przykład nr 1) przyczyną, która przesądziła o niedyspozycji wszystkich czterech generatorów diesla (EDG), była nieprawidłowa pozycja wyłącznika elektrycznego spowodowana systematycznym błędem w obsłudze prewencyjnej tych urządzeń.

- Procesy i czynniki organizacyjne mogą powodować **błędy o wspólnej przyczynie** nawet w odniesieniu do komponentów spełniających określoną funkcję bezpieczeństwa, ale **technologicznie odmiennych** (rezerwowanie na zasadzie dywersyfikacji), co jest szczególnie kłopotliwe, gdyż efekty te nie są zwykle uwzględniane w analizach ryzyka (ang. *Probabilistic Risk Assessment*, PRA). Przykładem może być pojedyncza nieprawidłowość o charakterze organizacyjnym, związana z „priorytetem celu”, która spowodowała niedyspozycyjność hardware’ową (sprzętowa) w dwóch niepodobnych systemach – kotle rozruchowym i zaworze zrzutowym do atmosfery.
- Szczególnie zdradliwe są **ukryte błędy organizacyjne**, które mogą pozostać niewidoczne w systemie przez długi okres. Przykładami są: niewłaściwe szkolenie, nieświadomione do chwili incydentu, do którego określony aspekt szkolenia się odnosi, czy nieprawidłowość procedury nieujawniona do chwili, gdy określony etap procedury staje się istotny. W badaniach zdarzeń operacyjnych w amerykańskich EJ PWR i BWR [8] stwierdzono wiele ukrytych błędów organizacyjnych odnoszących się prawie do wszystkich obszarów wymagających czynności ludzkich (patrz tabela 1, kolumna 4 Błędy ukryte – udział w kategorii).
- Błędy związane z **kulturą organizacyjną**, a w szczególności z **kulturą bezpieczeństwa**, oddziałują na wszystkie aspekty eksploatacji EJ, są praktycznie wszechobecne. Błędy kulturowe mogą mieć wpływ na wiele różnych procesów związanych z projektowaniem, normalną eksploatacją czy opanowaniem sytuacji awaryjnych; ich wpływ może być widoczny w wielu różnych jednostkach organizacyjnych, wewnątrz organizacji. Zwykle wpływ ten ujawnia się w nieprzewidzianych wcześniej, nienormalnych warunkach.
- Innym mechanizmem oddziaływania czynników organizacyjnych, który jest trudny do uchwycenia w analizach bezpieczeństwa (przynajmniej w sposób bezpośredni), może być **doprowadzenie obiektu do nieprzewidzianych wcześniej sytuacji**. Oprócz tego czynności personelu wykonywane w czasie rutynowych działań (składających bardzo silnie uzależnionych od czynników organizacyjnych) mogą wywołać **zdarzenia inicjujące** potencjalną sekwencję awaryjną.
- Warto również zauważyć, że organizacja i ludzie stanowią **ważną warstwę obrony** w systemie „obrony w głąb”; czynniki te mogą mieć pozytywny wpływ na

bezpieczeństwo obiektu. Dobrym przykładem mogą być wyzwania związane z degradacją urządzeń starzejącego się obiektu czy związane z modyfikacjami w celu zwiększenia osiągalnej mocy bloku. W tych obszarach **kompetentny personel i dobra organizacja** mogą bardzo skutecznie pomóc w identyfikacji potencjalnych problemów, zanim staną się one realnym problemem.

- Organizacje, które potrafią zmierzyć się z podobnymi wyzwaniami, mogą być lepiej przygotowane, aby unikać poważniejszych awarii, np. poprzez skuteczne **działania zapobiegające rozwojowi sytuacji awaryjnej**. Dobrym przykładem może być incydent IRS nr 7327/1999 (patrz p. 1, przykład nr 2), w którym operatorzy natychmiast zidentyfikowali problem jednocześnie niedyspozycyjności dwóch systemów wody technicznej i bez zwłoki podjęli środki zmierzające do przywrócenia ich funkcjonalności.

Czynnik ludzki i organizacyjny – atrybuty skutecznej organizacji

Jakie cechy powinna mieć prawidłowo działająca organizacja eksploatująca elektrownie jądrowe? Co jest ważne, aby skutecznie ograniczyć nieprawidłowości o charakterze organizacyjnym i kulturowym oraz ich wpływ na bezpieczeństwo operacyjne? Jakie wnioski wynikają z doświadczeń operacyjnych elektrowni jądrowych?

W publikacji [9] autorzy podkreślają, że organizacja eksploatująca EJ jest odpowiedzialna za zarządzanie bezpieczeństwem, w związku z tym musi spełniać istotne funkcje, takie jak **identyfikowanie problemów i skuteczne rozwiązywanie ujawnionych problemów**. Funkcją organizacji jest wykrywanie ukrytych nieprawidłowości, np. popełnionych w procesie projektowania lub przy opracowaniu procedur, dysponowanie odpowiednią wiedzą niezbędną do wykonywania tych funkcji, skuteczne uczenie się na podstawie własnych doświadczeń i doświadczeń innych organizacji przemysłu jądrowego, a także konserwatywna (z punktu widzenia bezpieczeństwa) interpretacja ograniczonych informacji w przypadku niepewności. W myśl tych zasad działa proces nadzoru jądrowego w Stanach Zjednoczonych (ang. *Reactor Oversight Process*, ROP) [16]. W ROP wyróżnia się trzy przekrojowe, krzyżujące się obszary (ang. *cross-cutting areas*), które mają istotny wpływ na wszystkie elementy systemu ROP. Obejmują one:

- skuteczność działań ludzkich;
- środowisko pracy świadome kwestii bezpieczeństwa, tj. zaangażowanie menadżerów w sprawy bezpieczeństwa i zdolność pracowników do podnoszenia kwestii dotyczących bezpieczeństwa;
- identyfikowanie i rozwiązywanie problemów, tj. skuteczność programu naprawczego.

Wszystkie te obszary są integralnie związane z **czynnikami organizacyjnymi**, a także z istotnymi **procesami** działającymi w organizacjach operatorów EJ.

Procesy organizacyjne, które realizują wymienione wyżej funkcje operatora EJ, to najogólniej ujmując procesy określające sposób/zasady wykonywania pracy. Na przykład problemy mogą być identyfikowane przez systematyczne oceny programu wykorzystania doświadczeń operacyjnych (proces oceny doświadczeń operacyjnych) albo przez system zgłaszania i analizy zdarzeń operacyjnych (proces zgłaszania „warunków zagrażających bezpieczeństwu”, ang. „*Condition Reporting Process*”). Zidentyfikowane i zbadane problemy mogą być rozwiązane w ramach programu naprawczego (ang. *Corrective Action Program*) albo poprzez procesy obsługi prewencyjnej i korekcyjnej, lub inne procesy, takie jak np. rewizja procedur. Prawidłowe funkcjonowanie tych wszystkich procesów umożliwia skuteczne uczenie się organizacji i efektywne zarządzanie bezpieczeństwem.

Czynniki organizacyjne określają, jak organizacja pracuje na poziomie „makro”. Na przykład czynniki związane z komunikowaniem się odnoszą się do wymiany informacji, zarówno formalnej, jak i nieformalnej, między poszczególnymi wydziałami lub sekcjami wewnątrz organizacji (operatora), między organizacją i jej macierzystymi organizacjami, między organizacją i innymi organizacjami zewnętrznymi (np. regulatorem, instytucjami naukowo-badawczymi itp.).

Ghosh i Apostolakis [9] podają przykłady czynników organizacyjnych ważnych dla skutecznego zarządzania ryzykiem, jakie wynikają z istniejących doświadczeń operacyjnych/zdarzeń operacyjnych w EJ i z praktyki stosowanej w Stanach Zjednoczonych [16]:

- Komunikowanie się – wymiana informacji, zarówno formalna, jak i nieformalna.
- Formalizacja (proceduryzacja) – zakres, w jakim organizacja posiada dobrze zdefiniowane zasady, procedury i/lub standardowe metody dotyczące wykonywania niezbędnych działań/czynności w sytuacjach rutynowych i nienormalnych.
- Cele i ich priorytety – zakres, w jakim personel elektrowni akceptuje i postępuje zgodnie z deklarowanymi celami organizacji, a także stosowność tych celów.
- Selekcja personelu – rekrutacja personelu organizacji jest dokonywana z uwzględnieniem wymagań dotyczących wiedzy, doświadczenia, umiejętności i realnych możliwości wykonywania określonych zadań.
- Identyfikowanie problemów – stopień, w jakim personel EJ korzysta z posiadanej wiedzy, aby zidentyfikować potencjalne problemy.
- Alokacja środków – sposób, w jaki elektrownia dokonuje rozdziału środków (w szczególności finansowych); odnosi się to do rzeczywistej i odczuwalnej dystrybucji.
- Role i odpowiedzialności – precyzja/klarowność w definiowaniu czynności związanych z wykonywaniem pracy

i stopień stosowania się do istniejących zasad podczas wykonywania pracy przez personel operacyjny.

- Wiedza techniczna – dogłębność i zakres niezbędnej wiedzy/zrozumienia, jakie posiada personel odnośnie do projektu elektrowni i jej systemów oraz zjawisk i zdarzeń, które mają wpływ na bezpieczną i niezawodną pracę EJ.

Wymienione czynniki organizacyjne są zbliżone do tych zdefiniowanych przez OECD w raporcie [13]; różnicą jest wyodrębnienie jako osobnych pozycji: – wpływów zewnętrznego otoczenia, – koordynacji pracy, – szkolenia personelu, a także – kultury organizacyjnej. W raporcie tym zwraca się uwagę na dwa różne podejścia do oceny „skuteczności organizacji”: reaktywne – oparte na wnioskach z badania i oceny zdarzeń (RCA) i proaktywne – oparte na wnioskach z badania i oceny czynników organizacyjnych. Podkreśla się, że podejście proaktywne pomaga w wychwyceniu wpływu mechanizmów ważnych z punktu widzenia niezawodności i skuteczności działania organizacji, takich jak proces decyzyjny, proces zmian, zgodność z ustaloną polityką itp.

Atrybuty organizacji, właściwie przystosowanej do zadań i warunków, w jakich działa⁹, omawiane są również w raporcie OECD nt. struktury, zasobów i kompetencji, jakie powinna zapewnić organizacja eksploatująca EJ [17]. Zwraca się uwagę, między innymi, na: skuteczne przywództwo; stosowanie sprawdzonych zasad organizacyjnych; zapewnienie odpowiednich struktur, zasobów, kompetencji; jasno zdefiniowane role i odpowiedzialności; strategiczne myślenie skoncentrowane na kwestiach bezpieczeństwa; systemowe podejście w zarządzaniu bezpieczeństwem; proces decyzyjny podporządkowany bezpieczeństwu; dobrze zdefiniowany proces zarządzania zmianami organizacyjnymi; efektywne komunikowanie się; kulturę promującą zgłaszanie problemów i systematyczne uczenie się na podstawie doświadczeń operacyjnych itp. W zasadzie atrybuty te nie różnią się wiele od czynników organizacyjnych opisanych w [9], [13], [16] i wspomnianych wyżej.

Trudności i wyzwania

Zagadnienia związane z czynnikami organizacyjnymi wpływającymi na bezpieczeństwo pracy EJ były przedmiotem badań OECD Nuclear Energy Agency. W czerwcu 1998 r. zespół OECD NEA zajmujący się czynnikiem ludzkim (Expanded Task Force on Human Factor) zorganizował spotkanie robocze, które miało ocenić stan wiedzy dotyczący metod identyfikowania tych czynników i oceny ich wpływu na bezpieczeństwo EJ, a także wskazania wynikające stąd potrzeb badawczych. Spotkanie, w którym wzięło udział 28 specjalistów reprezentujących organizacje eksploatujące EJ, regulatorów jądrowych i instytucje badawczo-rozwojowe, zainicjowało dalsze prace OECD

⁹ W oryginalnym raporcie OECD używany jest termin „*organisational suitability*”, określenie „*suitability*” („stosowność”) odnosi się do zgodności z celami i warunkami, w jakich działa organizacja.

NEA w tym temacie [10]. We wrześniu 2009 r. Komitet ds. Bezpieczeństwa Instalacji Jądrowych (NEA Committee on the Safety of Nuclear Installations, CSNI) zorganizował spotkanie robocze na temat barier utrudniających identyfikowanie i badanie wpływu czynnika ludzkiego i organizacyjnego (ang. *Human and Organizational Factors*, HOF) na bezpieczeństwo elektrowni. W spotkaniu wzięło udział 17 specjalistów z 10 krajów reprezentujących operatorów, regulatorów, konsultantów i organizacje międzynarodowe. Wnioski z tego spotkania omówione zostały w raporcie OECD [11].

Potwierdzono, że wciąż jeszcze, w analizach przyczyn (RCA) zdarzeń i problemów operacyjnych, identyfikowanie przyczyn źródłowych związanych z HOF napotyka znaczne trudności, wskazano szereg barier utrudniających identyfikację tych błędów i wyciąganie praktycznych wniosków wynikających z analizy tych zdarzeń, a także sformułowano odpowiednie rekomendacje dotyczące tego problemu.

W raporcie wyraźnie stwierdza się, że wciąż jeszcze zdarzenia z wyraźnym podejrzeniem o przyczyny wynikające z HOF są określane jako całkowicie spowodowane przez czynniki techniczne (sprzętowe). Czynniki kulturowe związane z organizacją są rzadko brane pod uwagę. Przyczyny związane z HOF są zwykle rozumiane jako błędy czynności ludzkich na poziomie indywidualnego pracownika. Nie próbuje się badać czynników leżących u podstaw indywidualnego zachowania pracownika (kontekstu związanego z jego zachowaniem).

W raporcie zwraca się uwagę, że warunkiem skutecznej identyfikacji przyczyn związanych z HOF jest dogłębna analiza RCA wymagająca zwiększonego wysiłku analitycznego, wystarczającego czasu i odpowiednich środków. Uważa się, że dowody na nieprawidłowości związane z HOF są zwykle trudniejsze do uzyskania. W niektórych przypadkach również ustalenie skutecznych środków naprawczych, ich wdrożenie i ocena działania są trudne i często wymagają czasu (efekty podjętych środków naprawczych mogą się stać widoczne dopiero po długim czasie). Z reguły środki naprawcze wynikające z RCA dotyczą wielu różnych obszarów organizacji, co utrudnia ich wdrożenie. Podkreśla się, że z wymienionych wyżej względów rozwiązywanie tego typu problemów wymaga wyraźnego poparcia kierownictwa; w tym kontekście rola sponsora dysponującego odpowiednimi uprawnieniami decyzyjnymi/zarządczymi jest nie do przecenienia.

Wnioski dotyczące **barier utrudniających identyfikację i badanie** tych problemów oraz łączące się z nimi rekomendacje odnosiły się do trzech ważnych aspektów działalności RCA [11]: (i) kwestii organizacyjnych i zarządczych oraz roli kierownictwa organizacji (menadżerów wyższego szczebla), (ii) kwestii związanych z metodologią i narzędziami RCA oraz ich stosowaniem, a także (iii) kwestii kwalifikacji i umiejętności zespołów analizujących przyczyny zdarzeń (RCA) w kontekście HOF. Poniżej

przytoczone zostały najważniejsze opinie dotyczące istniejących barier utrudniających badanie i rozwiązywanie problemów związanych z HOF, uszeregowane wg tych grup zagadnień:

Barierzy związane z organizacją i zarządzaniem

- Menadżerowie, którzy odgrywają istotną rolę w procesie RCA, nie są wystarczająco wyszkoleni w technikach RCA i zagadnieniach HOF, co sprawia, że niechętnie akceptują wnioski wskazujące na problemy tego typu.
- Organizacja/jej kierownictwo może mieć opory, aby zająć krytyczne stanowisko w stosunku do siebie ze względu na ewentualne reperkusje zewnętrzne.
- Organizacja i jej kierownictwo obawiają się, że raporty z badania zdarzeń przedkładane regulatorowi zostaną udostępnione mediom i opinii publicznej, a zawarte w nich wnioski dotyczące HOF mogą być źle zinterpretowane (w oderwaniu od całego, zwykle złożonego, kontekstu zdarzenia).

Barierzy związane z metodami i narzędziami RCA

- Brak dostatecznych umiejętności w praktycznym stosowaniu dostępnych metod i narzędzi analitycznych.
- Ograniczenia czasowe prowadzące bardzo często do powierzchownego charakteru (braku dogłębności) badań RCA.
- Trudności z akceptacją wniosków dotyczących HOF przez kierownictwo i zainteresowane strony (wątpliwości co do poprawności analiz, zarzuty o subiektywizm itp.) zniechęcające do dogłębego badania problemu.
- Zaniedbania w systematycznym badaniu szerszych implikacji rozpatrywanego problemu (zakresu problemu i zakresu przyczyn, które wywołały problem).

Barierzy związane z kwalifikacjami i umiejętnościami zespołów analitycznych RCA

- Ograniczona wiedza analityków uczestniczących w badaniu zdarzeń i problemów w zakresie metod i narzędzi RCA i HOF.
- Niedostateczne umiejętności i praktyczne doświadczenie analityków RCA w stosowaniu metod i narzędzi RCA do konkretnych zdarzeń i problemów (wpływa na to, między innymi, niewielka liczba problemów badanych przez organizację).

Rekomendacje specjalistów

W raporcie OECD [11] sformułowano szereg rekomendacji, których wprowadzenie ma na celu poprawienie skuteczności procesu identyfikacji i badania nieprawidłowości związanych z HOF oraz ich eliminowanie:

- Menadżerowie wyższego szczebla powinni być szkoleni w zakresie metod RCA i potencjalnego wpływu czynników ludzkich i organizacyjnych (HOF) na bezpieczeństwo. W procesie RCA należy bezwzględnie wymagać uwzględniania tych czynników.

- Kierownictwo organizacji i menadżerowie wyższego szczebla powinni demonstrować czynne poparcie dla programu RCA, promując skuteczne (dogłębne) badanie problemów i eliminowanie zidentyfikowanych przyczyn, a także zapewniając niezbędne środki dla tych działań.
- Niezbędne są precyzyjne zasady dokonywania przeglądu raportów z badania zdarzeń/problemów i kryteria akceptacji zawartych w nich wniosków przez odpowiedzialnych menadżerów, a także narzędzia ułatwiające im ocenę tych raportów (np. w formie check-listy).
- Wielkie znaczenie ma zapewnienie odpowiedniej atmosfery promującej zgłaszanie problemów przez pracowników bez obaw przed skutkami dyscyplinarnymi (zasada *just culture* wprowadzająca ograniczenie skutków dyscyplinarnych).
- Zespoły RCA muszą mieć odpowiednie uprawnienia do prowadzenia RCA bez zakłóceń i nacisków, szczególnie w przypadku badania problemów związanych z HOF. Analitycy biorący udział w badaniu RCA (zarówno członkowie zespołu, jak i jego lider) muszą być pewni, że rzetelne zbadanie problemu nie zagrazi ich karierze zawodowej.
- Organizacje muszą być wolne od nacisków, aby zakończyć wcześniej badanie problemu albo w związku z wewnętrznymi zasadami, albo pod wpływem zewnętrznym (regulatora).
- Szkolenie analityków wykonujących badanie RCA powinno poprawić praktyczne umiejętności w stosowaniu istniejących metod i narzędzi RCA, pozwalających na zidentyfikowanie nieprawidłowości wynikających z HOF. Potrzebne są jasne i zrozumiałe wytyczne zilustrowane przykładami. Zaleca się użycie kilku podobnych metod/narzędzi RCA. Ważne są również narzędzia ułatwiające gromadzenie potrzebnych danych faktograficznych.
- W szkoleniu jako ilustracje powinno się wykorzystać problemy ze znacznym udziałem czynników HOF (również z innych obszarów działalności, jak np. Columbia Space Shuttle, Piper Alpha itp.).
- Należy uzmysłowić analitykom, że błąd ludzki nie jest przyczyną, lecz skutkiem określonego zachowania; ustalenie przyczyn takiego, a nie innego zachowania wymaga zbadania istotnych okoliczności odnoszących się do rozpatrywanej czynności ludzkiej (kontekstu).
- Warto opracować/wdrożyć program badania trendu skoncentrowany na systematycznym monitorowaniu danych dotyczących HOF uzyskanych z analizy zdarzeń (RCA), przeglądów wewnętrznych i zewnętrznych, przeglądów dotyczących kultury bezpieczeństwa, samooceny itp.
- W przypadku problemów wyraźnie związanych z przyczynami HOF niezbędne jest zbadanie zakresu badanego problemu i zakresu ujawnionej przyczyny.
- Osoby odpowiedzialne za implementację środków naprawczych powinny znać i rozumieć fakty uzasadniające wnioski z badania zdarzenia/problemu.
- Szkolenie analityków powinno być przeprowadzane przez specjalistę z doświadczeniem i wiedzą w zakresie HOF.
- Zespół RCA powinien mieć w swoim składzie specjalistę od zagadnień HOF lub mieć możliwość konsultacji z takim specjalistą.
- Badanie RCA powinno mieć sponsora, a jego uprawnienia powinny odpowiadać znaczeniu badanego problemu dla bezpieczeństwa.
- Wdrażanie środków naprawczych związanych z HOF powinno być starannie monitorowane, podobnie jak ich efekty, które są zwykle widoczne dopiero po długim okresie.
- Rezultaty RCA powinny być szeroko rozpropagowane w organizacji, aby promować proces uczenia się organizacji.

3. Kultura bezpieczeństwa i kultura organizacji

„Nieliczne są sprawy, którym poświęca się tyle uwagi, a mimo tego pozostają tak źle rozumiane” – tym trafnym stwierdzeniem znany psycholog James Reason określił przed laty, potencjalną wartość, a równocześnie nieuchwytność tej złożonej koncepcji społecznej i naukowej, jaką jest „kultura bezpieczeństwa” (cytowane w [18]).

Kultura była przedmiotem zainteresowania badaczy zajmujących się bezpieczeństwem, przynajmniej od 40 lat; termin „kultura bezpieczeństwa” pojawił się później, w związku z badaniem przyczyn katastrofy EJ w Czarnobylu w 1986 r. Od tego czasu kultura bezpieczeństwa była chętnie traktowana jako wygodne wytłumaczenie – zarówno wypadków przy pracy, jak i zdarzeń związanych z procesem – i jako „rzecz”, do której się dąży, ale być może nie da się jej osiągnąć [19].

Kultura bezpieczeństwa jako „koncept” doświadczyła podobnego losu, co i pojęcie „kultura”. Teoretycy, specjaliści od bezpieczeństwa, zajmujący się różnymi obszarami działalności przemysłowej próbowali definiować ją w kategoriach specyficznych dla swojej branży, co spowodowało wiele zamieszania i niepewność, czym kultura bezpieczeństwa w istocie jest i czy ten koncept może być na tyle ogólny, aby dopomóc w zrozumieniu problemów bezpieczeństwa w różnych branżach przemysłowych i różnych kulturach [19].

Czym jest kultura bezpieczeństwa?

Według przeglądu przeprowadzonego kilka miesięcy temu przez organizację Risk Engineering [20] koncepcja kultury bezpieczeństwa jest powszechnie uznana za niejasną.

W ciągu ostatnich 30 lat badacze proponowali wiele definicji tego pojęcia, od niezwykle prostych jak „sposób, w jaki zapewniamy tu bezpieczną eksploatację” do sprecyzowanych bezpośrednio:

Kultura bezpieczeństwa organizacji jest produktem indywidualnych i grupowych wartości, postaw, postrzegania, kompetencji i wzorców zachowań, które decydują o zaangażowaniu, stylu i biegłości w procesie zarządzania organizacją w kwestiach dotyczących zdrowia i bezpieczeństwa. Organizacje z pozytywną kulturą bezpieczeństwa cechuje komunikowanie się oparte o wzajemne zaufanie, wspólne postrzeganie ważności bezpieczeństwa oraz przekonanie o skuteczności środków naprawczych podejmowanych przez organizację.

ACSNI Human Factors Study Group: Third report – Organising for safety, HSE Books, 1993.

W literaturze znaleźć można wiele różnych interpretacji pojęcia „kultura bezpieczeństwa” i wiele różnych definicji tego określenia [20], [21]. Zasadnicze różnice występują między tymi, którzy uważają kulturę bezpieczeństwa za coś, co organizacja posiada lub nie posiada, i tymi, którzy są bliżsi tradycyjnych badań dotyczących kultury organizacyjnej i widzą kulturę bezpieczeństwa jako skrzyżowanie **kultury organizacji** (czegoś, co wszystkie organizacje wypracowują przez cały okres swego istnienia) z ich **praktyką w zakresie zarządzania bezpieczeństwem**.

Odnosnie do tej ostatniej interpretacji można się spotkać z opiniami, że nie zawsze kultura bezpieczeństwa ma **pozytywny wpływ na bezpieczeństwo** [20]: „może ona stanowić zasób milczącej wiedzy o bezpiecznych sposobach pracy, może działać jak „miękki” mechanizm koordynacyjny, a także wspomagający kształtowanie postaw docieklivosti¹⁰, stanowiąc wyzwanie dla utartych przekonań i praktyk i rozwijając wyobraźnię w zakresie możliwych scenariuszy wypadku, ale może również **utrudnić** członkom organizacji **zapoznanie się z odmiennymi punktami widzenia**, co w efekcie sprzyja kształtowaniu się „mitu bezpieczeństwa”, stwarzając iluzję skutecznej kontroli istniejących zagrożeń¹¹”.

Powszechnie stosowaną definicją pojęcia „kultura”, jest definicja sformułowana przez Edgara Scheina [22], który prowadził pionierskie badania nad kulturą organizacyjną, począwszy od lat 1980.:

„Kultura jest wzorcem podstawowych założeń – wymyślnym, odkrytym lub wypracowanym przez określoną grupę, w trakcie gdy uczy się ona przewyżczać swoje problemy związane z zewnętrzną adaptacją (jak przeżyć)

i wewnętrzną integracją (jak pozostać razem) – który ukształtował się przez okres jej istnienia i jest przekazywany z jednej generacji do następnej”.

Według Scheina kultura organizacyjna to kombinacja trzech powiązanych ze sobą poziomów, jak na rysunku 1.



Rys. 1. Model kultury organizacyjnej wg Scheina (źródło: opracowanie autora wg [22], cytowane w [20]).

Fig. 1. Schein's model of organizational culture (the source: prepared by the author based on [22], cited in [20]).

„Najgłębszy” poziom kultury organizacji to jej podstawowe założenia i przekonania; obejmuje to, co ludzie uważają za ważne, co według nich wpływa na skuteczność działania, co uważają za skuteczne działanie, co przekazywane jest przez członków organizacji nowym członkom. To nieuchwytnie postawy i sądy (niepisane i niezwerbalizowane), przyjęte milcząco za rzecz oczywistą.

Drugi poziom składa się z wartości, wspólnych zasad, rytuałów, wzorców zachowań oraz celów. Zawiera również publiczne komunikaty dotyczące wartości i reguł zachowania (jak członkowie reprezentują organizację w kontaktach między sobą i z innymi¹²).

Na najwyższym, „powierzchniowym”, poziomie są artefakty: środowisko fizyczne, mechanizmy interakcji, oficjalne polityki, zasady ubioru, biurowe dowcipy i inne widoczne cechy określające sposób wspólnej pracy w organizacji. Warto zauważyć, że poziom „obserwowalnych artefaktów” w kulturze organizacji zawiera aspekty, które są bardzo łatwo dostrzegalne, aby jednak pojąć, skąd się biorą, trzeba zrozumieć wartości, które do nich doprowadzają, a także założenia, które leżą u ich podstaw.

Interesujące uwagi dotyczące kultury bezpieczeństwa w odniesieniu do EJ znaleźć można w publikacji Packera [23]. Autor zwraca uwagę, że najlepiej opisanym w literaturze poziomem jest poziom „obserwowalnych artefak-

¹⁰Postawa docieklivosti jest jednym z komponentów kultury bezpieczeństwa wprowadzonym i używanym w sektorze energetyki jądrowej. Jedną z definicji użytych przez US NRC zawiera stwierdzenie: „indywidualni członkowie organizacji nie mogą popadać w samozadowolenie, lecz powinni bezustannie kwestionować istniejące warunki i czynności, aby zidentyfikować odchylenia, które mogłyby spowodować błąd lub niewłaściwą czynność”. Postawa docieklivosti, poprzez zachęcanie do różnorodności myślenia i intelektualnej ciekawości, pomaga zapobiec „myśleniu grupowemu”.

¹¹W publikacji [20] podano interesujący przykład dotyczący platformy wiertniczej Snorre Alpha, który ilustruje te stwierdzenia.

¹²Publiczne komunikaty określające wartości korporacyjne mogą nie być znaczące w tej kwestii; niektóre badania stwierdzają negatywne korelacje między wartościami z oficjalnych komunikatów firm i wartościami deklarowanymi przez pracowników najwyższego szczebla kierowniczego a wartościami postrzeganymi i deklarowanymi przez pracowników firmy w anonimowych badaniach. Bardziej miarodajne są oświadczenia dokonane przez pracowników pierwszej linii i menadżerów z poziomu zbliżonego do eksploatacji [20].

tów”, który dotyczy wszystkiego, co ma zapewnić bezpieczną eksploatację EJ. To przede wszystkim środki obrony przed specyficznym zagrożeniem związanym z reakcją rozszczepienia i jako takie, stanowiące istotny element wysokiej kultury bezpieczeństwa.

„Związane wartości” odzwierciedlają oficjalne opinie kierownictwa dotyczące tego, czym organizacja chce być i co robi, aby to osiągnąć. Zwykle przyjmuje to formę haseł, plakatów i oświadczeń określających misję organizacji, które mają promować określone rodzaje zachowań, postaw lub oczekiwań. Rzeczywiste działania organizacji nie zawsze pokrywają się z deklarowanymi wartościami. Standardy i kryteria wypracowane przez przemysł jądrowy lub organizacje z nim związane (np. IAEA, WANO) są często przyjmowane przez organizację, jako „związane wartości”. Zdarza się jednak, że zmiany, które mogłyby poprawić bezpieczeństwo, nie stają się standardową praktyką. Kluczem do zrozumienia artefaktów i sposobów ich zmiany są jednak „podstawowe założenia”.

Packer [23] proponuje pewne ramy, porządkujące kwestię „podstawowych założeń”. Ramy te mają ułatwić badanie konkretnych założeń, które odgrywają istotną rolę w normalnej eksploatacji, przy podejmowaniu decyzji i reagowaniu na zdarzenia i problemy, i jeżeli okaże się to niezbędne, podjęcie działań wpływających na zmianę tych założeń tak, aby sprzyjały uzyskaniu wyższej kultury bezpieczeństwa. W podejściu tym wyróżnione zostały trzy rodzaje założeń, które wpływają (pozytywnie lub negatywnie) na realizację funkcji i procesów ważnych dla bezpieczeństwa EJ. Dotyczą one: (i) podstawowego problemu, (ii) rozwiązania problemu oraz (iii) związanych z tym przedsięwzięć organizacyjnych.

Podstawowym (choć nie jedynym) problemem, specyficznym dla bezpieczeństwa EJ, jest potencjalne uwolnienie produktów rozszczepienia do otoczenia i związane z tym zagrożenia dla zdrowia i życia ludzi oraz środowiska.

Założenia związane z rozwiązaniem tego problemu dotyczą „obrony w głąb” i wszystkich jej elementów: (i) urządzeń (prawidłowych pod względem technicznym i właściwie skonfigurowanych), (ii) procesów (precyzyjnie określonych, zrozumiałych i właściwie wykorzystywanych), (iii) ludzi (wyszkolonych, posiadających odpowiednie kwalifikacje i zdolnych uczyć się na błędach), a także (iv) odpowiedniego zbilansowania i wzajemnej niezależności wszystkich poziomów „obrony w głąb” i łączących się z nimi barier.

Założenia związane z organizacją dotyczą wszystkiego, co określa, jak najlepiej działać, aby rozwiązać problem. Packer [23] wymienia tu następujące sfery, które kształtują charakter organizacji: (i) czynności (niezbędne w związku z rozwiązywaniem problemu), (ii) informacje (jako akceptowalna podstawa do ocen), (iii) motywacje ludzi (w tym możliwości wpływania na zmianę ich zachowań), (iv) hier-

rarchia władzy (sposób sprawowania władzy w organizacji), (v) przywództwo (rola liderów), (vi) czas (relacje między przeszłością, teraźniejszością i przyszłością). W odniesieniu do organizacyjnej części „podstawowych założeń” Packer stwierdza, że założenia te nie są z natury swojej dobre lub złe; zasadniczą kwestią jest jedynie to, czy pomagają lub przeszkadzają one w zrealizowaniu celów organizacji. W odniesieniu do energetyki jądrowej ten zbiór założeń powinien koncentrować się na „wrażliwości na zagrożenie” i „systemie obrony w głąb”. Uwagi i opinie autora związane z wpływaniem na poziom kultury bezpieczeństwa w organizacji są omówione w osobnej części tego opracowania.

Ze względów praktycznych złożony model kultury bezpieczeństwa próbuje się zastąpić przez stosunkowo niewielką liczbę wymiarów (charakterystycznych cech pozytywnej kultury bezpieczeństwa), z których każdy jest łatwy do zrozumienia (a także daje się lepiej lub gorzej ocenić). Dekompozycja tego typu jest często stosowana przy ocenie kultury bezpieczeństwa. Różne przykłady definiowania tych wymiarów można znaleźć w literaturze, np. [9], [20], [24], [25]. Na rysunku 2 przedstawiono przykład takiej dekompozycji zaproponowanej przez Jamesa Reasona (wg [20]). Podejście takie wydaje się atrakcyjne, niestety nie ma pewności, w jakim stopniu zaproponowane wymiary pokrywają wszystkie istotne charakterystyki, jakie reprezentuje ogólny model [20].

Dlaczego zajmujemy się kulturą bezpieczeństwa?

Kultura organizacyjna – jako sposób wykonywania pracy w określonej grupie (organizacji) – określa kontekst, w którym ludzie oceniają poprawność swoich zachowań. Ma ona wpływ na zachowania ludzi i ich działania w związku z ich pracą. Sfera bezpieczeństwa jest integralną częścią tej kultury.

Niska kultura bezpieczeństwa przyczyniła się do wielu poważnych incydentów, powodujących utratę życia i zdrowia indywidualnych osób, straty materialne i szkody środowiskowe. Zdaniem badaczy [9], [21], [26] wysoka kultura bezpieczeństwa zmniejsza prawdopodobieństwo takich zdarzeń i problemów; co więcej, ma ona również pozytywny wpływ na inne ważne aspekty działalności biznesowej, takie jak niezawodność, jakość, rentowność, a nawet konkurencyjność [26].

Według Health and Safety Executives [27]¹³ kultura bezpieczeństwa jest częścią ogólnej kultury organizacyjnej (kultury firmy), która ma wielki wpływ na poziom bezpieczeństwa, nie mniejszy niż system zarządzania bezpieczeństwem. Wiele firm wypowiada się o kulturze bezpieczeństwa w kontekście przestrzegania przez pracowników istniejących przepisów czy podejmowania działań bezpiecznych lub niebezpiecznych. Uważa się jednak, że bardziej

¹³Organizacja spełniająca w Wielkiej Brytanii funkcję regulatora w działalności przemysłowej związanej z wysokim ryzykiem (w tym przemyśle jądrowym).



Rys. 2. Wymiary kultury bezpieczeństwa wg Reasona (źródło: opracowanie autora, na podstawie [20]).

Fig. 2. Dimensions of safety culture based on Reason (source: prepared by the author, based on [20]).

istotne są kultura i styl zarządzania, np. naturalne (bez-wiedne) obciążenia dotyczące priorytetu produkcji nad bezpieczeństwem, skupianie się na krótkoterminowych efektach czy przewaga postaw typowo reaktywnych. Sukces jest z reguły wynikiem dobrego przywództwa, znacznego zaangażowania pracowników i dobrego komunikowania się.

Wysoka kultura bezpieczeństwa jest ważna, gdyż pozwala ograniczyć ryzyko wielu potencjalnych zagrożeń, zarówno takich, o których istnieniu wiemy, lecz również takich, które z rozmaitych przyczyn nie zostały właściwie rozpoznane, a nawet takich, z których nie zdawaliśmy sobie sprawy.

Ocena kultury bezpieczeństwa

Kultura bezpieczeństwa może być scharakteryzowana i oceniana przez odniesienie do pewnej liczby istotnych cech charakterystycznych dla pozytywnej kultury bezpieczeństwa (wymiarów). Z każdą z tych cech są związane cele determinujące jej spełnienie, można również zidentyfikować szczególne zachowania i postawy, które mogą być zmierzone i użyte w ocenie, w jakim zakresie te cele zostały osiągnięte.

Narzędzia stosowane w tych badaniach obejmują: kwestionariusze, wywiady z indywidualnymi pracownikami, zogniskowane wywiady grupowe oraz obserwacje. Kwestionariusze i wywiady wykorzystują odpowiednio skonstruowane pytania (np. dotyczące przyczyn zachowania się ludzi w określony sposób czy tego, co uważają za właściwe zachowania). Obserwacje dotyczą zachowań pracowników w określonych sytuacjach lub wzajemnych kontaktach.

W praktyce najczęściej stosowaną metodą są kwestionariusze z oceną ilościową [20]. Przykłady charakterys-

tycznych cech (wymiarów) kultury bezpieczeństwa i konkretnych pytań lub kwestii poruszanych w takich badaniach można znaleźć w literaturze, np. [20], [24]. Dostępne są również materiały prezentujące rezultaty oceny uzyskane dla konkretnych obiektów. Przykładem jest np. raport [25] opisujący szczegółowo metodę i rezultaty oceny dla EJ Davis-Besse przeprowadzonej w 2003 r.¹⁴

W publikacji [20] zwraca się uwagę, że metody oceny wykorzystujące kwestionariusze i wywiady mają pewne ograniczenia ze względu na znaczne obciążenia. Ludzie uczestniczący w badaniu mają tendencje do udzielania odpowiedzi, która wydaje się im społecznie pożądana (przekazuje to, co powinni myśleć lub odczuwać), zamiast takiej, która odzwierciedla ich rzeczywiste postrzeżenie. Co więcej, badania takie mogą być również zniekształcone przez niepokój pracownika o to, jak rezultaty badania zostaną użyte („czy nasza pracownia nie będzie ukarana, jeśli nasze rezultaty okażą się negatywne?”). Wyniki badania zależą również od klimatu społecznego. W sprawach dotyczących postrzeżenia kwestii bezpieczeństwa badania takie dają często bardzo powierzchowny, niejednokrotnie nieprawdziwy obraz.

W tym kontekście warto uzmysłowić sobie, jakie są najczęściej spotykane problemy prowadzące do poważnych wypadków przemysłowych: kwestie związane z niewłaściwymi decyzjami kierownictwa wysokiego szczebla, nieprawidłowe priorytety dotyczące alokacji środków, kompromisy między produkcją a bezpieczeństwem, niewłaściwe praktyki dotyczące przywództwa wysokiego szczebla, niedostateczne uczenie się na błędach czy systematyczna migracja zbiorowych zachowań do granic bezpieczeństwa. Można mieć wątpliwość, czy w związku z istniejącymi obciążeniami i obawami badanie percepcji zainteresowanych jednostek lub grup jest w stanie wykryć ww. problemy [20].

¹⁴Ocena kultury bezpieczeństwa była jednym z warunków udzielenia zgody regulatora na wznowienie eksploatacji po incydencie związanym z korozyjną degradacją pokrywy zbiornika reaktora w 2002 r.

Jak poprawić kulturę bezpieczeństwa?

Zgodnie z przedstawioną wyżej koncepcją kultury bezpieczeństwa nie jest ona „rzeczą” obiektywnie istniejącą, tym, co organizacja „posiada” (polityką, programem lub procedurą) ani bytem odrębnym od kultury organizacyjnej. Jest czymś, co organizacja wypracowuje przez lata. Dlatego nie daje się ona modyfikować szybko i łatwo. Stosunkowo najłatwiej jest wpłynąć na zewnętrzny poziom artefaktów. Zmiany wymagające modyfikacji założeń są znacznie trudniejsze.

Czynnikami decydującymi o zdarzeniach operacyjnych są aktualne zachowania ludzkie i stan urządzeń. Dlatego pierwszym krokiem zmierzającym do poprawienia istniejącego stanu powinno być ustalenie, które artefakty wymagają zmiany, przez porównanie tego, co rzeczywiście się dzieje (artefakty), z tym, co wynika ze „związanych wartości”, takich jak np. zalecenia/kryteria bezpieczeństwa WANO lub IAEA. Jeśli nowa procedura lub inne środki naprawcze są w stanie usunąć problem w ramach istniejącej kultury, nie ma potrzeby wpływania na podstawowe założenia organizacji. Jeżeli jednak zdarzenie wskazuje na problem związany z założeniami – nieprawidłowymi lub niespójnymi między sobą, kierownictwo organizacji powinno podjąć starania, aby je zmienić.

Packer [23] zwraca uwagę, że „podstawowe założenia” są zjawiskiem społecznym. Są one przekazywane między poszczególnymi członkami organizacji i od jednej generacji do drugiej; co więcej, są bardzo istotne, ponieważ odnoszą się prawie do wszystkich członków organizacji. Jeśli założenia są szkodliwe z punktu widzenia realizacji celów organizacji, zadaniem liderów jest ich zmiana. Mogą tego dokonać tylko przez uświadomienie sobie swoich własnych błędnych założeń i określenie obszaru niezbędnych zmian. Realizacja wymaga zdecydowanych działań – liderzy muszą nieustannie i zdecydowanie zabiegać o przyswojenie nowego sposobu postrzegania, myślenia i działania.

Według Packera [23] możemy mieć do czynienia z dwoma rodzajami potencjalnych problemów dotyczących „podstawowych założeń” organizacji: fałszywym założeniem (czasem więcej niż jednym) lub niepożądanymi współzależnościami między poszczególnymi założeniami. Najgorszy przypadek fałszywego założenia to błędna koncepcja dotycząca problemu i/lub jego rozwiązania. Przykładem mogą być takie założenia jak „reaktor jest z natury bezpieczny” lub „można dopuścić osłabienie jednego poziomu „obrony w głąb”, pod warunkiem że zachowane są pozostałe poziomy obrony”. Takie założenia przekreślają możliwość osiągnięcia wysokiej kultury bezpieczeństwa.

Problem relacji między założeniami występuje wtedy, gdy jedno z założeń ma nadmierny wpływ na inne założenia. Na przykład, jeżeli organizacja przyjęła silne założenie, że „liderzy nie mogą w żadnym przypadku utracić twarzy”, to inne założenia muszą być zdefiniowane zgodnie

z tym założeniem. Tak więc założenie dotyczące informacji mogłoby przybrać formę „ważna informacja to taka, która buduje pozycję menadżerów”, co z kolei mogłoby niekorzystnie wpłynąć na założenia dotyczące informacji o stanie urządzeń. Takie zbyt silne założenia autor określa jako „czarne dziury”.

Jak widać, określone założenia mają wpływ na inne założenia, a ich wzajemne współzależności są często bardziej znaczące niż ich treść. Jedne założenia powodują pojawienie się innych. Jeśli na przykład liderzy próbują wyeksponować założenie, że „aktualne informacje o stanie urządzeń mają decydujące znaczenie dla bezpieczeństwa”, to wniosek pracowników, iż „obiekt nie jest wewnętrznie bezpieczny, a raczej musi być utrzymywany w stanie bezpiecznym”, jest zgodny z logiką. Liderzy, podejmując działania zmierzające do zmian kulturowych, powinni brać pod uwagę współzależności tego typu.

Proces zmierzający do zmiany „podstawowych założeń” wymaga przygotowania odpowiednich metod i technik. Potrzebna jest metoda pozwalająca na identyfikowanie założeń, które odegrały istotną rolę w określonych zdarzeniach czy decyzjach, a także na ustalenie współzależności pomiędzy poszczególnymi założeniami. W tym kontekście ważne stają się umiejętności komunikowania się z pracownikami w procesie badania istniejących założeń. Potrzebne jest również odpowiednie słownictwo, umożliwiające dyskusję zarówno w odniesieniu do starych założeń, które mają być zmienione, jak i nowych założeń, które powinny być wyeksponowane.

4. Analizy wybranych zdarzeń operacyjnych w EJ

W tej części przedstawiono podsumowanie rezultatów RCA dla trzech wybranych zdarzeń operacyjnych: (1) korozyjne uszkodzenie pokrywy reaktora Davis-Besse w 2002 r., (2) incydent radiacyjny w EJ Paks w 2003 r. oraz (3) awaria EJ Fukushima Dai-ichi w 2011 r., które były analizowane przez autora z użyciem mapy przyczyn (ang. *Cause Mapping*). Do dwóch pierwszych zdarzeń odwoływali się również Ghosh i Apostolakis [9] w kontekście błędów organizacyjnych i kulturowych oraz ich roli.

Opis tych zdarzeń i szczegóły dotyczące analizy przyczyn znajdzie Czytelnik w poprzednich numerach Biuletynu. Na podstawie tego materiału można się zapoznać z praktycznym zastosowaniem mapy przyczyn i jej zaleceniami. W opinii autora metoda ta, poprawnie zastosowana, doskonale nadaje się do badania/identyfikacji przyczyn organizacyjnych i kulturowych (typu HOF). Tutaj ograniczymy się jedynie do zwięzłego podsumowania rezultatów RCA w kontekście czynnika HOF.

Należy podkreślić, że wszystkie rozpatrywane zdarzenia są związane z poważnymi skutkami wpływającymi w istotny sposób na realizację ważnych celów biznesowych opera-

tora EJ – dotyczących bezpieczeństwa (ochrony życia i zdrowia ludzi), ochrony środowiska, ekonomii produkcji (majątku firmy i kosztów operacyjnych), obsługi klientów itp. Wybór tych zdarzeń w celu zilustrowania znaczenia i roli błędów organizacyjnych i kulturowych nie jest przypadkowy. W odniesieniu do zdarzeń/problemów związanych ze znacznym ryzykiem istotne znaczenie ma uzyskanie dużej skuteczności działań naprawczych. Warunkiem powodzenia jest możliwość oddziaływania na wiele naprawialnych przyczyn, co wymaga odpowiednio dużej szczegółowości (dogłębności) analiz RCA¹⁵. Takie podejście sprzyja identyfikacji przyczyn związanych z HOF.

Uszkodzenie pokrywy zbiornika w EJ Davies-Besse – marzec 2002

W marcu 2002 r. w trakcie inspekcji przeprowadzanej w okresie odstawienia reaktora EJ Davis-Besse do przeładunku paliwa¹⁶ (nr RFO13) stwierdzono znaczne uszkodzenie pokrywy ciśnieniowego zbiornika reaktora. Pokrywa zbiornika reaktora, jako integralna część jednej z trzech ważnych barier przeciwdziałających uwolnieniu radioaktywnych produktów rozszczepienia paliwa do otoczenia, jest komponentem istotnym dla bezpieczeństwa. Zdarzenie to, ze względu na potencjalne skutki radiacyjne, zostało sklasyfikowane w skali INES (0–7) jako **ważny incydent** kategorii 3.

Przecieki chłodziwa reaktorowego przez pęknięcia (osiowe lub obwodowe) króćców penetrujących pokrywę zbiornika, do których mocowane są napędy prętów regulacyjnych (ang. *Control Rod Drive Mechanism*, CRDM), wystąpiły w kilku reaktorach firmy Babcock&Wilcox. Chłodziwo reaktorowe zawierające pewne ilości kwasu borowego może, w pewnych warunkach, powodować intensywną korozję niskostopowej stali, z jakiej są wykonane zbiornik reaktora i jego pokrywa. Jeszcze przed odstaniem reaktora do przeładunku RFO13 istniały podejrzenia, że problem ten występuje również w EJ Davis-Besse. W związku z tym amerykański regulator US NRC rozważał wyłączenie reaktora w celu przeprowadzenia kompletnej inspekcji wszystkich króćców CRDM przed końcem grudnia 2001 r. Operator elektrowni (firma FirstEnergy) zdołał uzyskać zgodę NRC na eksploatację reaktora do połowy lutego 2002 r.

W wyniku inspekcji stwierdzono, że 5 spośród 69 króćców CRDM miało pęknięcia przez całą grubość ścianek, w wyniku tego chłodziwo reaktorowe wydostawało się na zewnętrzną powierzchnię pokrywy, powodując jej intensywną korozję. Doprowadziło to do powstania wżeru korozyjnego o objętości piłki futbolowej. Korozja zniszczyła ponad 30 kg materiału pokrywy na powierzchni

~130–190 cm² i głębokości 16,8 cm. W obszarze tych uszkodzeń jedyną czynną warstwą pokrywy przenoszącą 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.

W rezultacie analiz przeprowadzonych przez autora [4] zidentyfikowano ponad 30 przyczyn naprawialnych, które mogą stanowić punkt wyjścia do ustalenia i wdrożenia właściwych środków naprawczych. Znaczna część tych przyczyn była związana z czynnikami organizacyjnymi i kulturowymi. Stosunkowo nieliczne dotyczyły cech projektowych obiektu.

Wśród przyczyn związanych z organizacją i kulturą bezpieczeństwa, dotyczących operatora EJ, wymienić należy:

- **Poważne nieprawidłowości dotyczące programu naprawczego** (OEF i RCA): niewłaściwa diagnoza problemów; zajmowanie się symptomami; niskie priorytety ujawnionych problemów; błędnie kreślone przyczyny; niewłaściwe środki naprawcze; nieterminowe naprawy, modyfikacje, inspekcje; bagatelizowanie zagrożeń itp.
- **Nieprzestrzeganie innych programów, ważnych dla bezpieczeństwa EJ**, dotyczących kontroli korozji borowej i inspekcji pokrywy zbiornika: niedostateczne metody badania, zakres i jakość działań, niedostateczna kontrola wewnętrzna tych programów i problemy koordynacji działań.
- **Niedostatki związane z kulturą bezpieczeństwa**: niewłaściwa polityka EJ w zakresie bezpieczeństwa; kompromisy dotyczące zasady nadrzędności bezpieczeństwa nad produkcją/obsługą; system motywacji menadżerów promujący nadrzędność produkcji nad bezpieczeństwem, niedostateczne zaangażowanie (nadzór) menadżerów przy realizacji/kontroli procesów i programów ważnych dla bezpieczeństwa.

Analizy RCA ujawniły również pewne **zaniedbania w kulturze bezpieczeństwa po stronie regulatora** (US NRC), między innymi:

- Niedostateczna kontrola procesów i programów operatora ważnych dla bezpieczeństwa (programu kontroli korozji borowej, programu inspekcji pokrywy zbiornika, programu naprawczego).
- Niedostateczna komunikacja z interesariuszami programu energetyki jądrowej, a także wewnątrz organizacji regulatora.
- Niedostateczna weryfikacja ocen dot. problemu korozji borowej w opracowaniach organizacji naukowo-badawczych (TSO) i organizacji/grup operatorów EJ.
- Niedostateczna praca inspektorów rezydentów odpowiedzialnych za nadzór nad EJ, związana między innymi

¹⁵Warto zauważyć, że w procesie budowy mapy przyczyn w początkowych etapach analizy identyfikowane są zwykle przyczyny natury fizycznej, w następnej kolejności przyczyny związane z indywidualnymi czynnościami ludzkimi, a dopiero na końcu ukryte przyczyny systemowe (organizacyjne i kulturowe). Bez dogłębnej analizy RCA, jaką zwykle przeprowadza się dla takich zdarzeń/problemów, ujawnienie tych przyczyn byłoby wątpliwe.

¹⁶Odstawienie reaktora do przeładunku paliwa – ang. *refueling outage*, RFO.

z alokacją środków (ograniczenia kadrowe), priorytetami NRC, niedostatecznym szkoleniem inspektorów, niedoskonałością materiałów szkoleniowych itp.

Wnioski z badania przyczyn tego zdarzenia prezentowane w publikacji [9], dotyczące operatora EJ, są podobne, jakkolwiek nie wszystkie nieprawidłowości i błędy zostały sklasyfikowane jako przyczyny źródłowe.¹⁷ Niedociągnięcia w zakresie kultury bezpieczeństwa dotyczące regulatora (NRC) nie są tu eksponowane (publikacja koncentruje się na operatorach EJ). W publikacji tej autorzy zwracają uwagę na kilka istotnych okoliczności tego zdarzenia, które pokazują, jak blisko było do poważnej awarii – fakt, że korozja pokrywy reaktora Davis-Besse postępowała przez kilka lat, zanim ten problem został ostatecznie ujawniony, że operator zlekceważył wiele oczywistych symptomów tej korozji i gdyby nie wynik kompletnej inspekcji króćców CRDM, miał w planie, aby po zakończeniu przeładunku kontynuować dalszą eksploatację reaktora.

Opisane wyżej rezultaty RCA świadczą wyraźnie, że problemy organizacyjne i kulturowe miały znaczący wkład w przyczyny źródłowe tej awarii.

Incydent radiacyjny w EJ Paks – kwiecień 2003

Incydent związany z poważnym uszkodzeniem 30 podzespołów paliwowych miał miejsce w kwietniu 2003 r. w EJ Paks, podczas oczyszczania paliwa z mechanicznych zanieczyszczeń korozyjnych. Zdarzenie to, ze względu na potencjalne skutki radiacyjne, zostało sklasyfikowane w skali INES (0–7) jako **poważny incydent** kategorii 3.

Proces oczyszczania paliwa był przeprowadzany metodą chemiczną poza rdzeniem reaktora, z użyciem specjalnej instalacji umieszczonej w basenie wodnym (komorze przeładunkowej). W procesie oczyszczania podzespoły paliwowe były chłodzone wodą (z dodatkiem środków chemicznych) w obiegu zamkniętym, po zakończeniu oczyszczania zasobnik zawierający podzespoły paliwowe był chłodzony w obiegu otwartym (z użyciem zatapialnej pompy małej wydajności). Chłodzenie zasobnika w obiegu otwartym było stosowane jedynie w krótkich okresach potrzebnych na załadunek i rozładunek zasobnika.

W dniu 10 kwietnia zasobnik zawierał 30 podzespołów paliwowych o stosunkowo wysokim poziomie mocy powyłężeniowej. Otwarcie zasobnika po zakończeniu oczyszczania odłożono na później, ponieważ dźwig był zajęty przy innych operacjach. W efekcie chłodzenie zasobnika w obiegu otwartym trwało kilka godzin. Próbę otwarcia pokrywy podjęto po ~6 godzinach, kiedy było już wiadomo, że nastąpiło przegrzanie paliwa (wysoka aktywność gazów szlachetnych zarejestrowana w hali reaktora i w kominie wentylacyjnym). Próba otwarcia pokrywy była nieudana na skutek uszkodzenia urządzenia dźwigowego; pokrywa zasobnika została w pozycji częściowo otwartej.

Zimna woda wpływająca do zasobnika i wywołany tym szok termiczny doprowadził do fragmentacji prętów paliwowych. Zasobnik otwarto dopiero po kilku dniach; stwierdzono, że większość podzespołów paliwowych uległa poważnym uszkodzeniom.

Incydent ma ścisły związek z nienormalnym poziomem stałych zanieczyszczeń (produktów korozji) w obiegu pierwotnym reaktorów nr 1, 2 i 3, jaki pojawił się w drugiej połowie lat 1990. Zanieczyszczenia te osadzały się w podzespołach paliwowych, ograniczając swobodną powierzchnię kanałów przepływowych, co utrudniało chłodzenie rdzenia reaktora, powodując zmniejszenie osiągalnej mocy EJ. Problem zanieczyszczeń w obiegu pierwotnym był związany z wymianą dystrybutorów wody zasilającej (obiegu wtórnego) w wytwornicach pary, dokonywaną na początku lat 1990. w wielu elektrowniach tego typu. W blokach EJ Paks 1–3 dekontaminacja wnętrza rurek wytwornicy, niezbędna do zmniejszenia poziomu promieniowania, została przeprowadzona metodą chemiczną, w bloku nr 4 zastosowano odpowiednie osłony przed promieniowaniem. W bloku tym problem zanieczyszczeń korozyjnych, jaki pojawił się w blokach 1–3, nie występował.

W analizie przyczyn źródłowych tego zdarzenia przeprowadzonej przez autora [3] zidentyfikowano kilkanaście naprawialnych przyczyn. Bezpośrednią przyczyną zniszczenia paliwa były błędy projektowe dotyczące instalacji oczyszczania. W dużej części były one spowodowane szeregiem nieprawidłowości o charakterze organizacyjnym i niedostateczną kulturą bezpieczeństwa.

W grupie **błędów projektowych** należy wymienić cechy konstrukcyjne instalacji, a w szczególności zasobnika, które nie gwarantowały prawidłowej pozycji zespołu paliwowego w zasobniku (kształt gniazda, nieskuteczne centrowanie podzespołu), brak oprzyrządowania pomiarowego w zasobniku, niekonserwatywne decyzje dotyczące wydajności pompy używanej w otwartym obiegu chłodzenia i/lub brak pompy rezerwowej. Te błędy były przyczyną bocznikowania przepływu przez zespół paliwowy i niewystarczającej intensywności chłodzenia po zakończeniu procesu oczyszczania, brak oprzyrządowania pomiarowego utrudnił prawidłową reakcję operatorów w warunkach niedostatecznego chłodzenia.

W grupie **błędów organizacyjnych i kulturowych** warto wymienić kilka najważniejszych:

- **Niedostateczne zaangażowanie w sprawy bezpieczeństwa** i wynikające stąd nieprawidłowości w zarządzaniu bezpieczeństwem.
- **Niedostateczna dyscyplina projektu** i nieprzestrzeganie zasad projektowania. Świadczy o tym organizacja procesu projektowania, fabrykacji i montażu instalacji do oczyszczania paliwa. Projekt instalacji sfinalizowano pod presją czasową (w ciągu kilku miesięcy), co wiązało się z brakiem wnikliwego przeanalizowania rozwiązań

¹⁷Część z nich określa się jako okoliczności „przyczyniające się” lub „obserwacje związane” ze zdarzeniem. W opinii autora wszystkie ujawnione błędy mogą być punktem wyjścia do określenia odpowiednich środków naprawczych i nie ma powodu, aby ich część traktować inaczej.

i zagrożeń związanych z jego eksploatacją, zarówno przez inwestora (EJ Paks), jak i przez dozór jądrowy, który zaakceptował ten projekt instalacji.

- **Niewłaściwe przygotowanie personelu EJ** eksploatującego instalację oczyszczania (brak odpowiedniego szkolenia, niedostateczna znajomość instalacji, nieświadomość przyjętych założeń projektowych).
- **Niedostateczne procedury**, które nie ostrzegły (skutecznie) operatorów o wrażliwości tej instalacji na nieprawidłowe posadowienie podzespołów w gniazdach zasobnika i kompozycję wsadu podzespołów paliwowych w zasobniku, niedostateczne instrukcje dotyczące symptomów świadczących o zaburzeniu warunków chłodzenia i postępowania w sytuacjach nienormalnych (np. możliwie wczesne otwarcie zasobnika po zakończeniu oczyszczania¹⁸).
- **Niedostateczny system kontroli** pracy personelu eksploatującego instalację oczyszczania podzespołów paliwowych.
- **Niewłaściwa/opóźniona reakcja kierownictwa EJ** na produkty korozji w obiegu pierwotnym w końcu lat 1990. (skoncentrowanie się na symptomach problemu).
- **Niedostateczna wymiana doświadczeń eksploatacyjnych** z podobnymi operatorami EJ, która mogłaby pomóc w podjęciu decyzji dotyczącej wyboru metody dekontaminacji rurek wytwornicy pary.

Również w tym przypadku błędy organizacyjne i kulturowe miały istotny udział w tej awarii.

Awaria EJ Fukushima Dai-ichi – marzec 2011

Awaria elektrowni jądrowej Fukushima Dai-ichi w dniu 11 marca 2011 r. była zapoczątkowana przez niezwykle silne trzęsienie ziemi, które spowodowało pojawienie się wysokich fal tsunami. Wypadek ten i czynności personelu elektrowni mające na celu opanowanie awarii oraz ograniczenie jej skutków trwały przez kilkanaście dni. Awaria spowodowała poważne uszkodzenia obiektu, których nie udało się usunąć do dziś.

Trzęsienie ziemi było spowodowane przez intensywne ruchy tektoniczne na znacznym obszarze Pacyfiku (około 400 km x 200 km). Wywołane tym wstrząsy miały znaczną siłę (~9 w skali Richtera). Trzęsienie ziemi nie spowodowało większych uszkodzeń urządzeń EJ, ale było przyczyną zniszczeń na znacznym obszarze wokół elektrowni, między innymi doprowadzając do całkowitej utraty napięcia w zewnętrznej sieci energetycznej. Trzęsienie ziemi spowodowało serię tsunami, z których pierwsze dotarło w rejon elektrowni około 41 minut po pierwszych wstrząsach, największe – około 8 minut później. Wysokość

fali tsunami osiągnęła blisko 15 m ponad poziomem morza. Ze względu na znaczne masy wody, a także hydrodynamiczne efekty fal, nastąpiło zalanie terenu wokół bloków 1–4 i zatopienie wielu pomieszczeń technologicznych. W chwili trzęsienia ziemi bloki 1–3 pracowały na pełnej mocy, pozostałe bloki 4–6 były wyłączone.

Intensywność wstrząsów sejsmicznych w czasie tego zdarzenia nie różniła się w znaczny sposób od wartości przyjętych w oryginalnym projekcie elektrowni. Jednak natura tego zdarzenia (znaczny obszar dotknięty wstrząsami oraz dyslokacje występujące w wielu segmentach tektonicznych) spowodowały tsunami o niezwykłej sile.¹⁹ Powódź wywołana przez tsunami spowodowała utratę wszystkich źródeł wewnętrznego zasilania elektrycznego, prowadzącego do długotrwałego braku chłodzenia reaktorów, poważnego ich uszkodzenia i uwolnienia produktów radioaktywnych do otoczenia, a także szkody dla zdrowia personelu oraz ogromnego zagrożenia dla bezpieczeństwa publicznego. Podwyższony poziom promieniowania na skutek tego wypadku był obserwowany przez długi czas na znacznym obszarze Japonii. Ta katastrofa była poważnym wyzwaniem z punktu widzenia technicznych możliwości opanowania awarii o takiej skali, wystarczalności istniejących zabezpieczeń, a także planów postępowania w sytuacjach poważnych awarii.

Analizy wykonane przez autora dotyczą zdarzeń związanych z elektrownią jądrową Fukushima Dai-ichi. Warto jednak przypomnieć, że trzęsienie ziemi i wywołane tym tsunami było bezpośrednią przyczyną ogromnej dewastacji na znacznym obszarze północno-wschodniej Japonii. W wyniku tej katastrofy ewakuowano dziesiątki tysięcy ludzi, życie straciło lub zaginęło blisko 25 000 osób, zniszczeniu uległa infrastruktura i obiekty gospodarcze na znacznym obszarze wybrzeża Japonii.

Analizy przyczyn badanego zdarzenia [2] pozwoliły na identyfikację wielu różnych błędów i niedoskonałości systemu, które zdecydowały o znacznych skutkach ekonomicznych, zdrowotnych i środowiskowych tej awarii. Zidentyfikowano ponad 20 naprawialnych przyczyn, które stanowią punkt wyjścia do określenia środków naprawczych. Wiele z tych przyczyn wynikało z cech konstrukcyjnych EJ²⁰, znaczna ich część miała jednak związek z szeroko pojmowaną infrastrukturą organizacyjno-prawną, systemem zarządzania bezpieczeństwem przez operatora EJ oraz niedostateczną kulturą bezpieczeństwa, zarówno po stronie operatora EJ i organizacji dozoru jądrowego, jak i innych interesariuszy programu EJ w Japonii.

Wśród przyczyn związanych z **cechami konstrukcyjnymi** wymienimy tylko najważniejsze: zbyt mała projektowa wysokość tsunami, niedostateczne zabezpieczenie

¹⁸Analizy ciepłno-przepływowe (przeprowadzone *post factum*) wykazały, że utrata chłodzenia podzespołu paliwowego w zasobniku doprowadza do wrzenia po bardzo krótkim czasie (~9 min).

¹⁹Wysokość fal tsunami w 2011 r. przekraczała znacznie nie tylko wartość założeń projektowych, ale również wartości aktualnie zalecane przez regulatora.

²⁰Należy zauważyć, że od lat 1960., kiedy elektrownia Fukushima była projektowana, w technologii reaktorowej dokonany został znaczny postęp, który sprawił, że nowoczesne elektrownie są bardziej odporne na ekstremalne zdarzenia zewnętrzne niż obiekty budowane 30–40 lat temu.

urządzeń ujęcia wody morskiej, niedostateczne zabezpieczenie urządzeń elektrycznych i kabli przed zalaniem, relatywnie niska pojemność akumulatorów w systemie awaryjnego zasilania, brak skutecznych rekombinatorów wodoru w budynku reaktora.

Wśród przyczyn o charakterze **organizacyjnym i kulturowym** warto zwrócić uwagę na następujące problemy:

- **Złożona i niejasna struktura organizacyjna całego sektora jądrowego** – znaczna liczba uczestników, których zadania, odpowiedzialność i wzajemne relacje nie były jasne, odgrywała aktywną rolę zarówno w nadzorze, jak i w rozwoju sektora energetyki jądrowej, co utrudniało skuteczne działania poszczególnych interesariuszy tego sektora.
- **Niedostateczne współdziałanie** interesariuszy programu EJ, w tym również **utrudniony przepływ informacji**, istotnych z punktu widzenia bezpieczeństwa, pomiędzy poszczególnymi interesariuszami.
- **Nieformalne naciski ze strony organizacji rządowych** promujących rozwój energetyki jądrowej, wykorzystywanie błędnych precedensów, stosowanie przez nieformalne grupy niejawnych norm, tendencje do nieprzejrzystych działań i prowizorycznych rozwiązań.
- **Brak niezależności instytucji dozoru jądrowego**, co w sytuacji konfliktu interesów między zapewnieniem bezpieczeństwa i produkcją energii elektrycznej nie pozwalało na skuteczną realizację zasady nadrzędności bezpieczeństwa nad produkcją.
- **Niezadawalająca praca organów dozoru jądrowego** – niewystarczające środki materialne i ludzkie, utrudniająca merytoryczną kontrolę operatorów; niewystarczająca częstotliwość i zakres kontroli dozorowych przeprowadzanych przez inspektorów na miejscu w elektrowni; braki kompetentnego i dostosowanego do potrzeb personelu dozorowego; niewłaściwa polityka kadrowa powodująca fluktuacje personelu; niezadawalający poziom fachowego przygotowania inspektorów dozoru.
- **Niewłaściwa strategia organów dozoru jądrowego w zakresie poważnych awarii** – brak spójnej koncepcji zabezpieczeń elektrowni jądrowych od skutków awarii spowodowanych zdarzeniami zewnętrznymi, w szczególności trzęsieniem ziemi i wywołanym tym tsunami, zgodnie z przyjętymi na świecie standardami i zasadą „obrony w głąb”.
- **Niedostateczne (niespójne) wytyczne projektowania EJ** dotyczące zdarzeń zewnętrznych, utrudniające operatorom jednoznaczne określenie, na podstawie istniejących danych historycznych i charakterystyk konkretnej lokalizacji, zakresu zabezpieczeń przewidzianych w ramach projektu (między innymi jednoznaczne określenie projektowej wysokości tsunami). Co więcej, istniejące (niedoskonałe) wytyczne nie miały formy wymagań prawnych; ich stosowanie przez operatorów było dobrowolną decyzją operatora.

- **Niedostateczne planowanie systemu reagowania w warunkach poważnych awarii** (między innymi błędy organizacyjne dotyczące zespołu kryzysowego utrudniające awaryjne czynności w kilku blokach naraz).

Wymienione wyżej nieprawidłowości organizacyjne świadczą wyraźnie o niedoskonałości „kultury bezpieczeństwa” nie tylko operatora, ale również poszczególnych organizacji sektora jądrowego. **Nieprecyzyjne zdefiniowanie odpowiedzialności** poszczególnych organizacji za bezpieczeństwo czy osłabienie **zasady nadrzędności bezpieczeństwa nad produkcją i ekonomią** stanowią istotne naruszenie fundamentalnych zasad składających się na wysoką kulturę bezpieczeństwa.

Należy wspomnieć tu jeszcze o **niedostatecznym wykorzystaniu wiedzy i doświadczeń** własnych i zagranicznych. Środki ułatwiające minimalizację skutków długotrwałego braku zasilania elektrycznego spowodowanego ekstremalnymi zdarzeniami zewnętrznymi, wdrożone od dawna w elektrowniach europejskich, były niedoceniane przez japoński dozór jądrowy. Wytyczne mające na celu minimalizację skutków zdarzeń pozaprojektowych (tzw. *Severe Accident Management Guidelines, SAMG*), stanowiące integralny element filozofii bezpieczeństwa EJ w Stanach Zjednoczonych i Europie, nie były wymagane przez japoński dozór jądrowy i zostały wdrożone przez operatorów jedynie częściowo. Okresowe przeglądy bezpieczeństwa wg kryteriów zgodnych ze światowym stanem wiedzy i zasadami dobrej praktyki (tzw. *Periodic Safety Reviews, PSR*), od lat stosowane w Europie, w Japonii zostały wprowadzone niedługo przed awarią.

Nie do pominięcia jest również **wpływ czynników społeczno-kulturowych** charakterystycznych dla społeczeństwa Japonii. Filozofia „kultury bezpieczeństwa”, która stała się fundamentem nowoczesnej koncepcji bezpieczeństwa jądrowego w Europie i Stanach Zjednoczonych, jest w pewnej sprzeczności z **kulturą społeczną** Japonii, której podstawy kształtowały się przez tysiąclecia. Elementy kolektywizmu – bezwarunkowe posłuszeństwo, niechęć do kwestionowania przełożonych, przywiązanie do ustalonego programu, ograniczone horyzonty, czy tzw. **myślenie grupowe** – są stale bardzo wyraźne we współczesnej kulturze społecznej Japonii. Jednym z czynników, który potęgował negatywne skutki ww. problemów, był „**mit bezpieczeństwa**” – ogromne zaufanie do japońskiej technologii, szeroko zakorzenione poczucie bezpieczeństwa, nadmierna pewność siebie.

Podobnie jak w dwóch zdarzeniach opisanych wyżej, błędy organizacyjne i kulturowe odegrały tu istotną rolę. W tym przypadku wiele z nich wykraczało poza poziom pojedynczych organizacji.

5. Podsumowanie

Wnioski i opinie z doświadczeń eksploatacyjnych EJ

W podsumowaniu niniejszego opracowania można sformułować następujące wnioski i opinie:

- Poważne awarie i wypadki są zwykle wynikiem wielu różnych przyczyn. Przyczyny ludzkie i organizacyjne, w tym ukryte błędy organizacyjne, mają często znaczący w tym udział. Przykłady zdarzeń i problemów omawiane w niniejszym opracowaniu stanowią przekonującą ilustrację i potwierdzenie tej tezy. Operatorzy EJ, regulatorzy, przemysł jądrowy i zaplecze naukowo-badawcze zdają sobie sprawę z ważności tego problemu.²¹
- Wśród wielkiej różnorodności typów i kategorii błędów typu HOF najbardziej zdradliwe są ukryte błędy organizacyjne, które mogą pozostać niewidoczne w systemie przez długi czas. Błędy te dotyczą praktycznie wszystkich obszarów wymagających czynności ludzkich – projektowania, eksploatacji, obsługi i nadzoru, stosowania i opracowywania procedur, programu naprawczego itp. W niektórych przypadkach (zwykle w poważnych awariach) ujawniają się błędy organizacyjne wykraczające poza poziom pojedynczej organizacji.
- Identyfikacja błędów spowodowanych czynnikiem ludzkim i organizacyjnym w praktyce OEF i RCA napotyka szereg trudności. W tym kontekście wymienia się między innymi niechętną postawę kadry menadżerskiej i kierownictwa organizacji spowodowaną brakiem zrozumienia zagadnień HOF, opory przed krytyką własnej organizacji, obawy o reperkusje ze strony regulatora i/lub opinii publicznej, problemy z niezależnością zespołu RCA (naciskami wewnętrznymi lub zewnętrznymi, aby zakończyć prowadzone badanie RCA) i ograniczone środki (finansowe i ludzkie). Istotną przeszkodą jest również kwestia związana z niedostateczną znajomością metod RCA i praktycznymi umiejętnościami analityków przeprowadzających badanie zdarzeń operacyjnych.
- Istotne, z punktu widzenia skuteczności procesu RCA, jest duże zaangażowanie menadżerów wyższego szczebla. Kierownictwo organizacji powinno demonstrować czynne poparcie dla programu OEF i RCA, promować skuteczne rozwiązywanie zidentyfikowanych problemów, a także dbać o zapewnienie niezbędnych środków do prowadzenia tych działań.
- Ważnym czynnikiem, który może poprawić jakość badania RCA, jest zapewnienie pełnej niezależności zespołu (lidera zespołu) przeprowadzającego badanie, a także odpowiednie uprawnienia dostosowane do znaczenia badanego problemu dla bezpieczeństwa.
- W opinii autora tego artykułu dostępne metody RCA są wystarczające do identyfikacji błędów typu HOF,

główną przeszkodą jest brak dostatecznej staranności w przeprowadzaniu badania.

- Jedną ze skutecznych metod RCA preferowanych przez autora jest dedukcyjna metoda mapy przyczyn [5]. Metoda ta, prawidłowo zastosowana, umożliwia skuteczną identyfikację przyczyn związanych z HOF.
- Warunkiem ujawnienia przyczyn związanych z HOF jest odpowiednia szczegółowość (dogłębność) analiz – w metodzie mapy przyczyn, w początkowych etapach analizy identyfikowane są związki przyczynowo-skutkowe natury fizycznej, w następnej kolejności związane z czynnościami lub decyzjami ludzkimi, a dopiero na końcu dotyczące problemów systemowych (organizacyjnych).
- W praktyce OEF i RCA zwraca się również uwagę na przyczyny określane jako błędy spowodowane niedostateczną „kulturą bezpieczeństwa”. Pojęcie „kultury bezpieczeństwa”, jej definicje i modele zostały wprowadzone w końcu lat 1980., aby ułatwić zrozumienie wielu poważnych awarii i katastrof. W odniesieniu do tej koncepcji istnieje wciąż wiele kontrowersji i niejasności. Jednak pozytywny wpływ kultury na bezpieczeństwo procesu jest niezaprzeczalny.
- Dość powszechnie akceptowana koncepcja (definicja i model) kultury bezpieczeństwa organizacji odwołuje się do „indywidualnych i grupowych wartości, postaw, postrzegania, kompetencji i wzorców zachowań”, które decydują o „zaangażowaniu, stylu i biegłości w procesie zarządzania organizacją” w kwestiach dotyczących „zdrowia i bezpieczeństwa”. Zgodnie z tą koncepcją kultura bezpieczeństwa jest częścią ogólnej kultury organizacyjnej (czegoś, co wszystkie organizacje wypracowują przez cały okres swego istnienia), jest skrzyżowaniem tej kultury z praktyką organizacji w zakresie zarządzania bezpieczeństwem.
- Kultura organizacyjna operatora ma znaczący wpływ na poziom bezpieczeństwa operacyjnego; uważa się, że nie mniejszy niż sam system zarządzania bezpieczeństwem. Pozytywny wpływ wysokiej kultury bezpieczeństwa może być szczególnie ważny w przypadku zagrożeń obarczonych znacznymi niepewnościami, takich jak np. zagrożenia wywołane zdarzeniami zewnętrznymi.
- Katastrofa w EJ Fukushima Dai-ichi w 2011 r. pokazała, że niepewności, z jakimi mamy do czynienia, mogą być znacznie większe niż pierwotnie oczekiwane. W takich przypadkach wysoka kultura bezpieczeństwa to dodatkowy środek zabezpieczeń, to swoiste wzmocnienie standardowych barier „obrony w głąb”.
- Ocena kultury bezpieczeństwa określonej organizacji oparta na ww. definicji (modelu) jest bardzo trudna. W praktyce oceny takiej dokonuje się przez badanie stosunkowo niewielkiej liczby charakterystycznych cech

²¹W raporcie OECD [13] uważa się za celowe, aby kwestie dotyczące struktury organizacyjnej, kompetencji i zasobów operatorów EJ stały się przedmiotem systematycznej oceny pod względem „bezpieczeństwa organizacyjnego” (ang. „organisational safety case”), np. w ramach okresowych przeglądów bezpieczeństwa (ang. *Periodic Safety Reviews*, PSR).

(wymiarów) pozytywnej kultury bezpieczeństwa, z których każda jest łatwa do zrozumienia, a także daje się lepiej lub gorzej ocenić. Najczęściej stosowaną metodą są kwestionariusze z oceną ilościową i wywiady z pracownikami. Bezpośrednim podejściem jest badanie przyczyn zdarzeń (lub błędnych decyzji), audyty i przeglądy, które mogą ujawnić nieprawidłowości świadczące o obniżonej kulturze bezpieczeństwa.

- Metody oceny wykorzystujące kwestionariusze i wywiady mają pewne ograniczenia ze względu na znaczne obciążenia. W sprawach dotyczących sposobu postrzegania bezpieczeństwa oceny takie dają często bardzo powierzchowny, niejednokrotnie nieprawdziwy obraz.
- Kultura organizacji i kultura bezpieczeństwa są wartościami wypracowywanymi przez lata. Dlatego nie dają się one modyfikować szybko i łatwo. Stosunkowo najłatwiej jest wpłynąć na zewnętrzny poziom obserwowalnych artefaktów. Zmiany wymagające modyfikacji podstawowych założeń dotyczących sposobu postrzegania, myślenia i działania są znacznie trudniejsze.

Przyszłe kierunki działania

W związku z planami dotyczącymi programu jądrowego Polska stanie przed wieloma wyzwaniami, które należy wziąć pod uwagę i na które trzeba skutecznie odpowiedzieć. Jakże to są wyzwania i które z nich dotyczą PAA? Jaki związek ma to z tematem niniejszego artykułu?

Dotyczy to między innymi zasobów kadrowych przygotowanych do realizacji nowych projektów, zwiększonej roli kontraktorów, silnych nacisków ekonomicznych, zmian organizacyjnych w związku z nowymi projektami itp. Jednym z wyzwań dla PAA jest niewątpliwie udział w **zapewnieniu zasobów kadrowych dla działalności regulacyjnej**. PAA powinna kształtować i **umacniać wysoką kulturę organizacji**. Powinna również **wychowywać przyszłych liderów zgodnie z duchem efektywnego zarządzania bezpieczeństwem**. Te wartości będą się liczyć w przyszłości, niezależnie od ostatecznej koncepcji organizacyjnej dotyczącej regulatora jądrowego w Polsce.

Wszystkie te wartości mają ścisły związek z **kulturą organizacyjną i kulturą bezpieczeństwa**, jednym z tematów omawianych w niniejszym artykule. Warto w tym kontekście wymienić typowe wymiary (cechy) pozytywnej kultury bezpieczeństwa organizacji (wg [25]):

- Bezpieczeństwo jest wartością wyraźnie rozpoznaną i uznaną.
- Odpowiedzialność za bezpieczeństwo jest jasno określona.
- Bezpieczeństwo jest wbudowane we wszystkie działania organizacji.
- Proces budowania przywództwa ma ważne miejsce w organizacji.
- Ciągłe uczenie się organizacji jest integralnym elementem kultury bezpieczeństwa.

Wyżej wspomniane cechy sformułowano z perspektywy organizacji eksploatującej (operatora EJ), ale obowiązkiem i wyzwaniem dla regulatora jest zadbać o to, aby były one uznanymi wartościami we wszystkich organizacjach związanych z sektorem jądrowym. Warto zauważyć, że większość tych cech ma charakter uniwersalny; dotyczy również aktualnej działalności regulowanej przez PAA, takiej jak np. zastosowanie izotopów w przemyśle lub medycynie.

Notka o autorze

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.

Literatura

1. 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 (dostęp: maj 2020).
2. M. Kulig, *Analiza przyczyn awarii w japońskiej elektrowni jądrowej Fukushima Dai-ichi w marcu 2011 roku*, Biuletyn Informacyjny Państwowej Agencji Atomistyki, Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna, 2, 2015.
3. M. Kulig, *Incydent radiologiczny w EJ Paks w kwietniu 2003 roku – analiza przyczyn*, Biuletyn Informacyjny Państwowej Agencji Atomistyki, Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna, 1, 2016.
4. M. Kulig, *Korozja pokrywy zbiornika ciśnieniowego reaktora Davis-Besse (marzec 2002) – Analiza przyczyn źródłowych*, Biuletyn Informacyjny Państwowej Agencji Atomistyki, Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna, 1–2, 2020.
5. M. Kulig, *Analizy przyczyn źródłowych RCA – przegląd metod*, Biuletyn Informacyjny Państwowej Agencji Atomistyki, Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna, 2, 2018.
6. M. Kulig, *Doświadczenia operacyjne i ciągłe doskonalenie w energetyce jądrowej – wyzwania i bariery, teoria i praktyka*, Biuletyn Informacyjny Państwowej Agencji Atomistyki, Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna, 1, 2018.
7. M. Kulig, *Wykorzystanie doświadczeń eksploatacyjnych (OEF) w sektorze jądrowym – Czy efektywnie rozwiążemy problemy operacyjne?*, Biuletyn Informacyjny Państwowej Agencji Atomistyki, Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna, 4, 2018.
8. U.S. Nuclear Regulatory Commission, *Review of Findings for Human Performance Contribution to Risk in Operating Events*, NUREG/CR-6753, INEEL/EXT-01-01166, March 2002.
<https://www.nrc.gov/docs/ML0209/ML020930077.pdf> (dostęp: marzec 2020).
9. S.T. Ghosh, G.E. Apostolakis, *Organizational contributions to NPP Safety*, Nuclear Engineering and Technology, Vol.37 No.3, June 2005.
<https://www.nrc.gov/docs/ML0906/ML090640276.pdf> (dostęp: marzec 2020).
10. NEA Committee on the Safety of Nuclear Installations, *Identification and Assessment of Organisational Factors Related to*

- Safety of NPPs*, NEA/CSNI/R(98)17/VOL1, Organization for Economic Cooperation and Development (February 1999).
11. NEA Committee on the Safety of Nuclear Installations, *Identifying and Overcoming Barriers to Effective Consideration of Human and Organizational Factors in Event Analysis and Root Cause Analysis*, Workshop Proceedings, September 21–22, 2009, Paris, France, NEA/CSNI/R(2010)8 (March 2011).
 12. NEA Committee of the Safety of Nuclear Installations, *Recurring Events*, NEA/CSNI/R(99)19, Organization for Economic Cooperation and Development (September 1999).
 13. NEA Committee on the Safety of Nuclear Installations, *Proceedings of the Workshop on How to Prevent Recurring Events More Effectively*, March 6-8, 2002, Boettstein, Switzerland, NEA/CSNI/R(2002)25, Organization for Economic Cooperation and Development (January 2003).
 14. NEA Committee on the Safety of Nuclear Installations, *CSNI Technical Opinion Paper No. 3: Recurring Events*, NEA No. 4388, Organization for Economic Cooperation and Development (2003).
 15. NEA Committee on Nuclear Regulatory Activities, *Loss of Residual Heat Removal (RHR) While at Mid-Loop Conditions Corrective Actions*, NEA/CNRA/R(2006)4, Organization for Economic Cooperation and Development (September 2006).
 16. U.S. Nuclear Regulatory Commission, *Reactor Oversight Process*, NUREG-1649, Rev.3, USNRC (July 2000).
 17. NEA Committee on Nuclear Regulatory Activities, *Nuclear Licensee Organisational Structures, Resources and Competencies: Determining their Suitability, Technical Opinion Papers No.14*, NEA/CSNI/R(2011)13, Organization for Economic Cooperation and Development (2012).
 18. F.W. Guldemund, *Understanding Safety Culture Through Models and Metaphors*, 2018.
https://doi.org/10.1007/978-3-319-95129-4_3
(dostęp: wrzesień 2020).
 19. E.H. Schein, *National and Occupational Culture Factors in Safety Culture*.
https://gssn.iaea.org/NSNI/SC/WS_GSC/National%20and%20Occupational%20Culture%20Factors%20in%20Safety%20Culture_Prof%20Edgar%20H%20Schein.pdf
(dostęp: wrzesień 2020).
 20. Risk-Engineering Organisation, *Safety Culture: A contentious and confused notion, Overview*, March 2020.
<https://risk-engineering.org/concept/safety-culture> (dostęp: wrzesień 2020).
 21. V. Barnes, *What is Safety Culture? Theory, Research, Challenges*, US NRC presentation, 2010.
<https://www.nrc.gov/about-nrc/regulatory/enforcement/barnes.pdf>
(dostęp: wrzesień 2020).
 22. E.H. Schein, *Organizational culture and leadership*, San Francisco, CA: Jossey-Bass Publishers, 1985.
 23. C. Packer, *A Framework for the Organizational Assumption Underlying Safety Culture*, 2003.
<https://www.osti.gov/etdweb/servlets/purl/20315947> (dostęp: wrzesień 2020).
 24. The Health & Safety Executives, *Common topic 4 Safety culture*.
<https://www.hse.gov.uk/humanfactors/topics/common4.pdf>
(dostęp: wrzesień 2020).
 25. Performance, Safety, and Health Associates, Inc., *Safety Culture Evaluation of the Davis-Besse Nuclear Power Station*, April 14, 2003.
https://ocw.mit.edu/courses/nuclear-engineering/22-091-nuclear-reactor-safety-spring-2008/readings/MIT22_091S08_read04.pdf
(dostęp: czerwiec 2020).
 26. D. Cooper, *Improving safety culture – A practical guide*, Applied Behavioural Sciences, Hull, 2001.
www.behavioural-safety.com/articles/Improving_safety_culture_a_practical_guide.pdf (dostęp: wrzesień 2020).
 27. Health & Safety Executives, *Organisational culture – Why is organisational culture important?*
<https://www.hse.gov.uk/humanfactors/topics/culture.htm> (dostęp: wrzesień 2020).

Jak wyszkolić rezydenta – inspektora dozoru jądrowego

How to train a resident inspector

Piotr Leśny

Państwowa Agencja Atomistyki

Streszczenie: Jednym z najtrudniejszych zadań urzędów dozoru jądrowego w krajach, które nie posiadają własnych elektrowni jądrowych, jest wyszkolenie inspektorów rezydentów. Szkolenie to wymaga udziału i zaangażowania nie tylko samego inspektora i jego macierzystej organizacji. Przede wszystkim realizacja takiej praktyki jest uzależniona od współpracy z instytucją dozoru jądrowego i inspektorami rezydentami w kraju, w którym takie szkolenie się odbywa. Niezwykle cenna jest również pomoc operatora elektrowni jądrowej, która jest miejscem prowadzenia takiej praktyki. Artykuł opisuje przebieg i organizację szkolenia inspektora rezydenta na Słowacji w elektrowni jądrowej Mochovce.

Słowa kluczowe: Inspektor rezydent, wymagane szkolenie, plac budowy elektrowni jądrowej, eksploatacja elektrowni jądrowej, ciągła kontrola, obchody, inspekcje zgodności, odbiory, szkolenie stanowiskowe.

Abstract: One of the most difficult tasks of the nuclear regulatory body in countries that do not have their own nuclear power plants is the training of resident inspectors. This training requires the participation and commitment of not only the inspector and his parent organization. First of all, the implementation of such practice depends on cooperation with the nuclear regulatory body and resident inspectors in the country where such training takes place. The assistance of the operator of the nuclear power plant in which such practice takes place is also extremely valuable. The article describes the course and organization of training for a resident inspector in Slovakia at the Mochovce Nuclear Power Plant.

Keywords: Resident inspector, training requirements, construction site, operational site, site inspector, walk-in inspection, conformity inspection, on-the-job training.

Tytuł artykułu jest nieco żartobliwy. Słowo „rezydent” miłośnikom literatury sensacyjnej czy filmów akcji kojarzy się z powieściami szpiegowskimi i Jamesem Bondem. Jednakże w branży jądrowej słowo „rezydent” ma bardzo ważne ... i poważne znaczenie. Inspektorzy jądrowi rezydenci są tymi, którzy stale, bezpośrednio w elektrowni jądrowej (czy innych obiektach jądrowych) dbają o bezpieczeństwo jądrowe. Używając języka militarnego – „stacjonują na pierwszej linii frontu”. To od ich umiejętności zależy w dużym stopniu zapewnienie odpowiedniego nadzoru i kontroli nad elektrowniami jądrowymi, a co za tym idzie – bezpieczeństwa jądrowego. To elita inspektorów – w wielu krajach, jak np. w Korei Południowej, inspektor, aby awansować na wyższe stanowiska eksperckie czy kierownicze, musi zwyczajowo odbyć rezydenturę. Podobnie jest w Stanach Zjednoczonych. W Polsce ze względu na brak elektrowni jądrowej inspektorów rezydentów nie ma... jako rezydentów. W polskim Prawie

atomowym inspektorzy rezydenci są uwzględnieni bez wprowadzenia tego określenia. Według polskich przepisów (art. 65a ustawy [1]) są to inspektorzy, którzy dokonują w elektrowniach jądrowych **ciągłych kontroli** na podstawie **stałego upoważnienia** wydanego przez Prezesa PAA (to jest właściwie prawna definicja rezydenta). Państwowa Agencja Atomistyki podejmuje działania, by zapewnić przeszkolenie i uzyskanie kompetencji inspektora rezydenta przez większość inspektorów dozoru jądrowego drugiego stopnia (IDJ II – to jest przez tych, którzy kontrolują obiekty jądrowe i składowiska odpadów promieniotwórczych). Celem strategicznym dla Państwowej Agencji Atomistyki jest bowiem rozwój kompetencji dozorowych niezbędnych przy realizacji Programu polskiej energetyki jądrowej (PPEJ). W związku z tym jednym z głównych zadań inspektorów dozoru jądrowego jest rozwój wiedzy i umiejętności, czyli stała nauka oraz zdobywanie doświadczenia poprzez wykonywanie bieżących

obowiązków związanych z kontrolami oraz ocenami bezpieczeństwa (a także wielu innych zadań wynikających z potrzeb PAA). Zgodnie z Programem polskiej energetyki jądrowej, PPEJ: „Efektywne wykonywanie zadań przez pracowników dozoru jądrowego wymaga wieloletniego budowania kompetencji. Międzynarodową praktyką jest przyjmowanie do pracy w dozorcze jądrowym doświadczonych pracowników z branży energetyki jądrowej. W sytuacji braku dostępnych kadr na rynku krajowym, jak w przypadku Polski, niezbędne jest co najmniej kilkuletnie wdrażanie pracownika do pracy w charakterze inspektora dozoru jądrowego lub analityka dozoru jądrowego. PPEJ zakłada, że PAA przygotowuje i wdroży system szkoleń dla kadry w zakresie technologii jądrowych oraz metodologii i kryteriów przeprowadzenia oceny dozorowej, a także prowadzenia kontroli obiektów jądrowych. Szkolenia te będą realizowane w dużej mierze we współpracy z zagranicznymi instytucjami dozoru jądrowego. Rozporządzenie Rady Ministrów w sprawie inspektorów dozoru jądrowego [3] określa wymagania minimalne dla IDJ II, czyli inspektorów dokonujących kontroli: „Kandydat na stanowisko inspektora dozoru jądrowego II stopnia... odbywa praktykę II stopnia i po jej zaliczeniu przystępuje do egzaminu kwalifikacyjnego na stanowisko inspektora dozoru jądrowego II stopnia”.

Według tego rozporządzenia (ust.4.): „Praktyka II stopnia trwa 12 miesięcy, w tym:

1) 9 miesięcy:

a) w jednostkach organizacyjnych wykonujących działalność związaną z narażeniem polegającą na budowie, rozruchu, eksploatacji lub likwidacji obiektów jądrowych lub budowie, eksploatacji, zamknięciu lub likwidacji składowisk odpadów promieniotwórczych lub

b) w **jednostkach zagranicznych wykonujących podobną działalność lub**

c) w **zagranicznych urzędach dozoru jądrowego;**

2) 3 miesiące w agencji¹, w komórce właściwej do spraw bezpieczeństwa jądrowego

– zgodnie z programem praktyki opracowanym indywidualnie dla kandydata.”

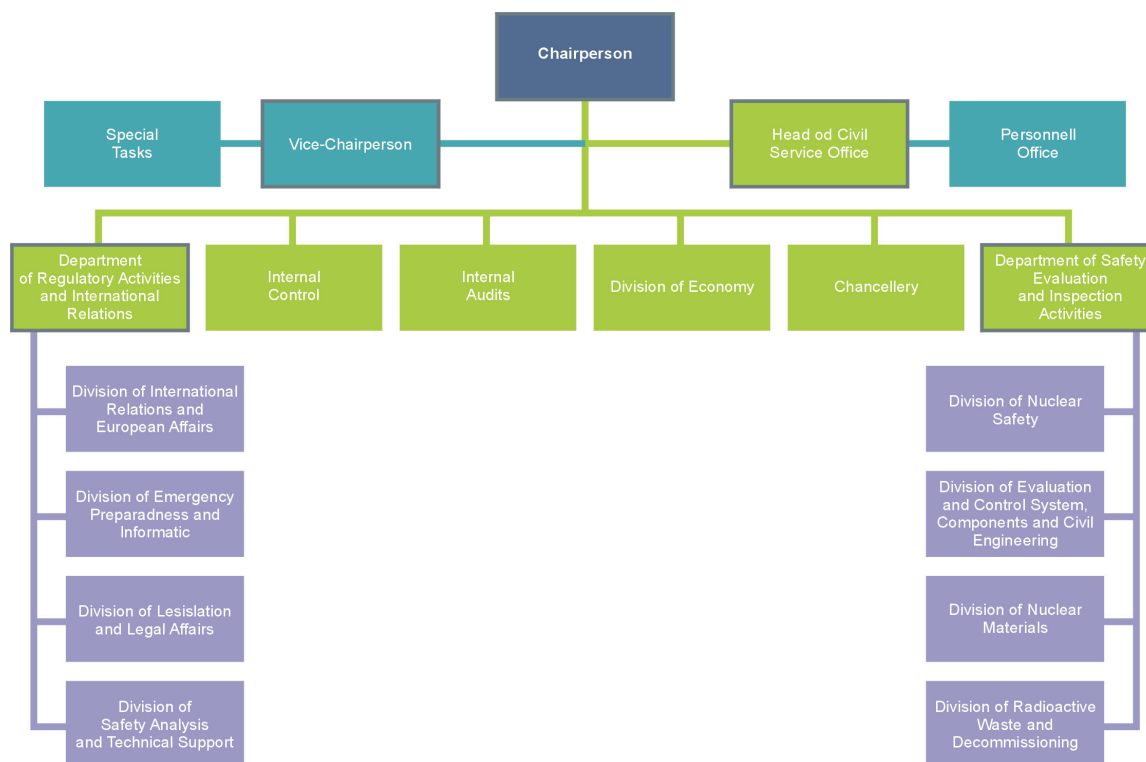
Kluczem jest indywidualny program praktyk. Każdy inspektor jest specjalistą w swojej dziedzinie: fizyki, chemii, materiałoznawstwa, budownictwa itd. Poza stałymi częściami praktyk, jak akty prawne, ochrona radiologiczna, technologie reaktorowe itp., każdy praktykant nabywa umiejętności w swojej specjalizacji, np. paliwo jądrowe, klasyfikacja bezpieczeństwa czy zintegrowane systemy zarządzania. Bardzo ważną kwestią są wiedza i umiejętności inspektora rezydenta, które nie są do zdobycia w Polsce. Praktykę w tym zakresie można odbyć tylko i wyłącznie zagranicą w krajach zaawansowanych w energetyce jądrowej. Takich praktykantów można podzielić na dwa rodzaje: inspektorów rezydentów pracujących na budowie elektrowni jądrowej (kluczowych z punktu widze-

nia PPEJ), czyli „*construction site*”, oraz inspektorów rezydentów zdobywających wiedzę w już działającej elektrowni jądrowej „*operational site*”. Są to dwie różne specjalności. Inspektor dozoru jądrowego (IDJ) – rezydent podczas budowy elektrowni jądrowej (EJ) musi się wykazać zupełnie innymi umiejętnościami niż jego kolega w już pracującej EJ. Jakie są różnice, przedstawiono na przykładzie szkolenia stanowiskowego, które autor artykułu odbył w terminie od 4 października do 9 grudnia 2016 r. w słowackim urzędzie dozoru jądrowego UJD SR. Podana data jest bardzo ważna, ponieważ właśnie w tym czasie bloki energetyczne 1 i 2 elektrowni jądrowej Mochovce (Mo 1 i Mo 2) miały przerwę w pracy (*outage*), związaną z przeładunkiem paliwa, wykorzystywaną także między innymi do celów remontowych i przeglądów technicznych. Co najważniejsze, jest to czas, kiedy reaktory są wyłączone, a więc można wejść do tych części EJ, do których podczas pracy reaktora dostęp jest niemożliwy. Ponadto w tym samym czasie trwały końcowe odbiory właśnie ukończonych elementów konstrukcji i wyposażenia nowo budowanych bloków Mo 3 i Mo 4. Praktycznie była to ostatnia chwila, w której można było jeszcze uczestniczyć w takich procedurach. W następnych latach słowacki urząd dozoru jądrowego z powodu napiętego harmonogramu prac przy odbiorze i przygotowaniach do rozruchu Mo 3 nie przewidywał już możliwości prowadzenia szkoleń zagranicznych praktykantów. Innymi słowy był to dobry moment na praktykę dla IDJ, aby uzyskać wiedzę i umiejętności zarówno z zakresu pracy inspektora rezydenta „*construction site*” (budowa), jak i „*operational site*” (eksploatacja). Do tego doszły „bonusy” w postaci przyswojenia innych umiejętności, których nie można było uzyskać w naszym kraju. Jedno należy pamiętać: organizacja takiego szkolenia jest bardzo trudnym zagadnieniem. Konieczna jest zgoda i przychylność zarówno urzędu dozoru, który gości inspektora rezydenta praktykanta, jak i operatora, na którego terenie szkolenie się odbywa. Poza spełnieniem wymagań dozoru i operatora dochodzą różnego rodzaju kwestie bezpieczeństwa. Inspektor rezydent podczas praktyki zagranicznej musi mieć **potwierdzone uprawnienia i udzielony dostęp**. Stosowna fraza w dokumencie zezwalającym na udział w części szkolenia brzmiała: „*Status and permissions confirmed. Access granted*”. Dopuszczenie do takiego szkolenia stanowi dowód olbrzymiego zaufania zarówno do samego inspektora, jak i kraju, który go na taką praktykę posyła.

Przebieg szkolenia

Szkolenie odbywało się głównie w elektrowni jądrowej w Mochovcach, w blokach energetycznych 1, 2, 3, 4. Niektóre ćwiczenia i zajęcia przeprowadzone były w elektrowni jądrowej w Bohunicach, inne w głównej siedzibie UJD SR w Bratysławie. Wykładowcami i instruktorami

¹ w Państwowej Agencji Atomistyki – PAA.



Rys. 1. Struktura organizacyjna UJD SR (oprac. własne wg [5]).

Fig. 1. Organizational structure of UJD SR (elaborated based on [5]).

byli słowaccy inspektorzy dozoru jądrowego z doskonałym przygotowaniem teoretycznym i olbrzymim doświadczeniem praktycznym. Ze strony UJD SR nadzór merytoryczny nad przedstawicielem PAA pełnili inspektorzy rezydenci bloków jądrowych Mo 1 i 2 oraz Mo 3 i 4.

Urząd Dozoru Jądrowego Republiki Słowackiej – UJD SR (Úrad jadrového dozoru Slovenskej republiky)

Urząd Dozoru Jądrowego Republiki Słowackiej jest centralnym organem administracji państwowej Słowacji w dziedzinie dozoru jądrowego [4]. Prezes UJD za wykonywanie swoich zadań odpowiada bezpośrednio przed premierem. Zapewnia realizację państwowego nadzoru nad bezpieczeństwem jądrowym obiektów jądrowych, obiektów postępowania z odpadami promieniotwórczymi i wypalonym paliwem jądrowym oraz bezpieczeństwem pozostałych elementów cyklu paliwowego, materiałów jądrowych, w tym ich kontroli i ewidencji, jak również ochrony fizycznej obiektów jądrowych i materiałów jądrowych. Zapewnia ocenę planów wykorzystania energii jądrowej i jakości wybranych obiektów czy urządzeń techniki jądrowej oraz zobowiązań Republiki Słowackiej (SR) wynikających z umów międzynarodowych w dziedzinie bezpieczeństwa jądrowego obiektów jądrowych i postępowania z materiałami jądrowymi. Zapewnienie **środków materialnych i kadr** niezbędnych do realizacji zadań prezesa UJD należy do dyrektora generalnego (*Head of*

Civil Service Office na schemacie blokowym UJD, rys. 1) i personelu podległych mu administracyjnie komórek organizacyjnych. Natomiast **realizacja zadań** należy do dwóch departamentów merytorycznych. Ciekawostką jest, że główna siedziba UJD znajduje się w Bratysławie, gdzie ma siedzibę pierwszy z nich (*Department of Regulatory Activities and International Relations* realizujący zadania z zakresu legislacji, analiz bezpieczeństwa i współpracy z TSO², planowania i reagowania awaryjnego oraz współpracy międzynarodowej). Natomiast departament odpowiedzialny za prowadzenie kontroli i dozoru ocenę bezpieczeństwa EJ (*Department of Safety Evaluation and Inspection Activities*) ma siedzibę w Trnawie oraz rezydentury w Bohunicach i Mochovcach. Słowacja nie jest dużym krajem, a w tej części, gdzie znajduje się przemysł jądrowy, dodatkowo bardzo dobrze skomunikowanym. Inspektorzy mieszkają często w mniejszych, ale bliskich miejsc pracy miejscowościach. Godzinę do półtorej zajmuje dojazd samochodem z Trnawy do Nitry (obok Mochovców) czy z Nitry do Bratysławy. Łączność i komunikacja są bardzo dobre.

I. Eksploatowane bloki jądrowe Mochovce 1 i 2 (*operation site*)

Mochovce 1 i 2 to elektrownia jądrowa złożona z dwóch reaktorów jądrowych typu WWER 440 model V-213, każdy o przybliżonej mocy aktualnej 470 MWe. Jest to projekt z lat osiemdziesiątych ubiegłego wieku, ale po

² TSO – ang. *Technical Support Organization*.



Fot. 1. Widok na Mochovce (źródło: [6]).

Photo 1. View of Mochovce (source: [6]).

modernizacji elektrownia wyposażona jest między innymi w najnowsze urządzenia sterownicze, elektroniczne i pomiarowe. Pracuje tam dwóch inspektorów rezydentów. Podczas szkolenia autora artykułu było to dwóch Mirosławów: Mirosław Tkac (już na emeryturze), legenda słowackiego UJD, inspektor, który o Mochovcach czy słowackim przemyśle jądrowym wiedział dosłownie wszystko (dla słowackiego UJD był prawdziwą żywą bazą danych, z dużym niepokojem młodszy koledzy myśleli o jego nadchodzącej emeryturze; był wzorem zarządzania wiedzą, jak zachować takie umiejętności i doświadczenie w młodszych generacjach). Co najważniejsze, potrafił doskonale swoją wiedzę przekazać.

Podczas szkolenia w „operational site” odbywały się następujące zajęcia:

- **Obchód i zapoznanie z konfiguracją obiektu. Wykład i prezentacje dotyczące Mo 1 i 2 w nawiązaniu do słowackiego planu rozwoju energetyki jądrowej.** Obchód był *de facto* udziałem w tzw. *walk-in-inspection*. Słowacki inspektor tłumaczył zasady takiej inspekcji i jednocześnie zapoznawał z konfiguracją EJ, czyli co i gdzie się znajduje, do czego służy, jak się poruszać w przypadku zagubienia (duży teren, przy tym plac budowy). Pierwszy dzień był prawdziwym rekonesansem.
- **Wykłady i prezentacje dotyczące urządzeń i wyposażenia WWER-440 w obiegu wtórnym. Inspekcja w pomieszczeniach generatorów diesla.** Silniki diesla w generatorach dla Mo-1 i Mo-2 są polskiej produkcji (działają od lat bez zarzutu – trzeba tylko dbać o dobrą jakość paliwa).
- **Przygotowanie do inspekcji.** Kurs przeprowadzany przez operatora dotyczący wymagań ochrony radiologicznej i bezpieczeństwa pracy w strefie kontrolowanej zakończony jest egzaminem. Uzyskuje się w ten sposób dwuletnie uprawnienia dotyczące wejścia do strefy kontrolowanej Mo 1 i 2. Bez zdania tego testu nie można zrealizować dużej części szkolenia. Po prostu praktykant nie mógłby wejść na teren reaktora. Pewnym utrudnieniem były pytania w języku słowackim,

jednakże zasady ochrony radiologicznej są podobne jak w Polsce.

- **Inspekcja rdzenia z nowym paliwem.** Kontrola polegała na przeglądzie dokumentacji – wyniki testów i analiz bezpieczeństwa. Dokonano także wizualnej inspekcji rdzenia (za pomocą kamer), w którym tasowano paliwo. Interesujące, że przy wydaniu zgody na nowy typ paliwa UJD mniej interesowały obliczenia czy analizy matematyczne, natomiast przede wszystkim raporty z doświadczeń eksploatacyjnych operatora EJ Kola, który rok wcześniej rozpoczął prace z nowym paliwem. Analizy bezpieczeństwa przedstawione przez operatora, choć istotne, schodziły na plan dalszy w stosunku do praktycznych doświadczeń. Oprócz inspektorów rezydentów w inspekcji uczestniczyli inspektorzy specjaliści od paliwa jądrowego. Zgodnie z rocznym planem kontroli inspektorzy specjaliści w danej dziedzinie nadzorują dane zagadnienia. Mają wyznaczone konkretne procedury kontrolne, które realizują w wyznaczonym terminie.
- **Szkolenie personelu elektrowni i UJD, system zarządzania jakością oraz czynniki ludzkie i organizacyjne – wykład i inspekcja.** Inspekcja polegała na sprawdzeniu dokumentacji w departamencie jakości operatora oraz wspólnej kontroli wybranej części elektrowni. W przypadku takiej kontroli sprawdzany jest stan faktyczny i certyfikaty jakości danej części, a także jakości wykonania. W uproszczeniu po naprawie części rurociągu sprawdzane jest świadectwo jakości rurociągu, świadectwo jakości prac spawalniczych i sam rurociąg.
- **Wizyta w EJ Bohunice.** Zapoznanie z tamtejszą elektrownią, ale przede wszystkim udział w spotkaniu inspektorów UJD z zarządem EJ Bohunice w sprawie realizacji *Action Plan after Fukushima*. Dyskusja dotyczyła między innymi poprawy odporności sejsmicznej Bohunic. Mochovce leżą na płycie skalnej, spełniają więc najnowsze wymagania odporności sejsmicznej. W Bohunicach natomiast konieczne były prace przy



Fot. 2. Elektrownia jądrowa w Bohunicach (źródło: [6]).

Photo 2. The Nuclear Power Plant in Bohunice (source: [6]).



Fot. 3. Mobilny generator dieslowski (choć ten akurat z Bohunicy) (źródło: [6]).

Photo 3. Mobile diesel generator (although the one from Bohunice) (source: [6]).

wzmocnieniu konstrukcji, aby spełniły one najnowsze wymagania zaostrowane po wypadku w Fukushima.

- **Ćwiczenia z mobilnym generatorem dieslowskim** – służącym do naładowania akumulatorów i zapewnienia awaryjnego zasilania elektrycznego EJ w przypadku całkowitego zaniku zasilania elektrycznego elektrowni aż do ponownego uruchomienia zasilania elektrycznego EJ z sieci zewnętrznej. Podobne urządzenia wprowadzono jako dodatkowe źródła zasilania w przypadku całkowitego zaniku zasilania elektrycznego w EJ w ramach *Action Plan after Fukushima*. To bardzo trudne ćwiczenie, trzeba rozłożyć kilkusetmetrowy ciężki kabel i umiejętnie podłączyć do systemu elektrycznego EJ. Następnie we właściwy sposób z zachowaniem odpowiedniej procedury uruchomić generator. Obsługa mobilnego generatora wymaga odpowiedniej wiedzy i ...przygotowania fizycznego. „Mobile” znajduje się blisko elektrowni, tak aby w razie potrzeby dotarł do niej w kilka minut.
- **Wykłady dotyczące licencjonowania i projektowania paliwa.** Ta część była najbardziej teoretyczna. Omawiane były zasady i wymagana dokumentacja, aby na przykład dokonać zmiany jednego rodzaju paliwa w elektrowni na drugi. To żmudny proces, nawet przy najsprawniejszej pracy dozoru i operatora uzyskanie takiego zezwolenia zajmuje ponad rok. Kwestie dotyczące paliwa jądrowego są pod szczególną opieką UJD.
- **Kontrola hali turbin.** Kontrolujący sprawdzali stan techniczny turbin, oznaczenia i oznakowania na urządzeniach.
- **Długotrwała eksploatacja** (*long term operation – LTO*) – wykład i obchód Mo 1 i 2. Zajęcia prowadził inspektor z Trnavy.
- **Symulator Mo 1 i 2 oraz Mo 3 i 4** – egzaminy dla operatorów oraz kierowników sterowni. Przebieg egzaminu był podzielony na trzy części: przewidywane zdarzenie eksploatacyjne, awaria projektowa, ciężka awaria – rozszerzone warunki projektowe. Egzaminowani byli

podzieleni na grupy: kierownik sterowni i operatorzy obiegu pierwotnego i wtórnego. Sprawdzano nie tylko wiedzę, ale również umiejętność współpracy w grupie, zdolności komunikacyjne i cechy osobowościowe. Poza inspektorami i doświadczonymi operatorami obecny był w komisji egzaminacyjnej psycholog. Ten rodzaj egzaminu i treningu byłby bardzo przydatny dla polskich operatorów reaktora jądrowego. Część inspektorów słowackich przechodzi trening operatora sterowni EJ. W Polsce brak niestety odpowiedniej infrastruktury technicznej – dlatego szkolenia nie mogą być tak szczegółowe, jak słowackie.

- **Inspekcja strefy hermetycznej.** Taka inspekcja dokonywana jest tylko raz w roku po skończeniu prac związanych z przeładunkiem paliwa w reaktorze, a tuż przed rozpoczęciem pracy reaktora. Tylko wtedy można wejść i dokonać inspekcji strefy hermetycznej (podczas normalnej pracy elektrowni jest to utrudnione ze względu na wyższe ryzyko radiologiczne). *Crème de la crème* szkolenia. Procedura jest wyczerpująca fizycznie i psychicznie. Po pierwsze inspektorzy muszą się dostać do strefy: trzeba przejść przez pewną ilość bramek i okazać wszędzie odpowiednie dokumenty. Następnie przebrać się przed wejściem w odpowiedni strój ochronny (od bielizny zaczynając), zakłada się dwa dozymetry: aktywny i pasywny. System jest tak zaprojektowany, że niezrealizowanie w całości choćby jednej przewidzianej procedurą czynności uniemożliwia wejście do strefy hermetycznej. W trakcie kontroli sprawdza się, czy podczas prac remontowych nie popełniono błędów, np. czy nie pozostawiono jakichś zbędnych przedmiotów. Ponadto weryfikuje się stan techniczny, czy nie ma uszkodzeń, śladów korozji itp. Sama inspekcja trwała ponad trzy godziny. Był to wyczerpujący marsz w wysokiej temperaturze, z dużą ilością skłonów i elementami wspinaczki za prowadzącym kontrolę słowackim inspektorem, który uprawia tzw. maratony spartańskie. Jak widać, praca inspektora bywa niezbyt... biurowa. Należy zauważyć, że do spraw ochrony radiologicznej Słowacy podchodzą bardzo poważnie. W jednym z pomieszczeń po odpowiedzi towarzyszącego kontroli specjalisty od operatora, że: „jest tam bezpiecznie, ale buja się trochę neutronów”, prowadzący kontrolę nakazał: „wchodzimy i natychmiast na mój znak wychodzimy”. Czas był tak wyliczony, aby praktycznie nie narazić się na najmniejszą nawet dawkę promieniowania.
- **Inspekcja systemów bezpieczeństwa przed rozpoczęciem pracy elektrowni.** Między innymi sprawdzenie działania sterowni (mierzone czas, w jakim włączają się poszczególne systemy – pompy, generator itp. – podczas symulowanych zdarzeń awaryjnych). Inspekcja polegała między innymi na obserwacji pracy operatorów w sterowni. Po zasymulowaniu warunków awaryjnych mierzone czas, w którym sygnalizacja w sterowni

informowała o gotowości poszczególnych systemów, np. pompy główne układu awaryjnego zalewania 10 s.

- **Okresowa ocena bezpieczeństwa – wykłady i obchód.** Dzień poświęcony podsumowaniu wiedzy zdobytej podczas szkoleń na Mo 1 i 2.

II. Budowane bloki jądrowe Mochovce 3 i 4 (*construction site*)

Mochovce 3 i 4 są budowanymi właśnie blokami elektrowni jądrowej Mochovce. To bliźniacza kopia Mo 1 i 2. Różni się przede wszystkim najnowszym systemem sterowania, porównywalnym z rozwiązaniami stosowanymi w 3 generacji, oraz dodatkowymi systemami zabezpieczeń. W Mo 3 prace są bardzo zaawansowane – prawie 100 procent („prawie” robi tu dużą różnicę – największy problem stanowi ostatni etap budowy), w Mo 4 mają one potrwać rok dłużej. Podstawową różnicą między *operational site* a *construction site* z punktu widzenia inspektora rezydenta jest olbrzymia ilość inspekcji zgodności (*conformity inspection*) na budowie EJ. Ten rodzaj inspekcji jest właściwie odbiorem, choć inspektor potwierdza podczas niej po prostu zgodność ukończonej części EJ z wymaganiami. W tej inspekcji uczestniczą również inne organy dozоровe oraz przedstawiciele operatora, wykonawców, podwykonawców i innych podmiotów uczestniczących w budowie. Poza względami bezpieczeństwa od *conformity inspection* zależy potwierdzenie postępu prac – a co za tym idzie, zapłata za zrealizowanie pracy. Dlatego presja podczas takiej inspekcji jest olbrzymia i budzą się duże emocje. Podczas szkolenia *conformity inspection* odbywały się praktycznie codziennie. Tematy zajęć były z nimi związane. Autor brał udział (jako obserwator) w kilkunastu takich inspekcjach. Wyjątkowa praktyka – w Polsce ze zrozumiałych względów nie do zdobycia. *Conformity inspection* z reguły (jak wszystko było bez zakłóceń) przebiegała następująco: od rana do przerwy obiadowej kontrola dokumentów. Wszyscy uczestnicy kontroli zbierali się w jednym pomieszczeniu i przeglądali dokumentację. Oczywiście trwały dyskusje i w przypadku wątpliwości

udzielane były odpowiedzi. Po potwierdzeniu zgodności dokumentacji z wymaganiami poszczególnych stron (dozoru jądrowego, dozoru technicznego, operatora etc.) następowała przerwa obiadowa. Potem wszyscy uczestnicy inspekcji udawali się do kontrolowanej części budowy i stwierdzali stan faktyczny: czy jest zgodna z wymaganiami, czyli po prostu ukończona. Niespełnienie wymagań sprawia, że taka inspekcja może np. zakończyć się w następnym roku (gdy wszystkie wymagania zostaną zrealizowane).

Plan szkolenia na *construction site* przedstawiał się następująco:

- **Przeszkolenie w posługiwaniu się ubraniem i wyposażeniem ochronnym.**
- **Wykład dotyczący aktualnego stanu budowy reaktorów Mo 3 i 4** poprowadzili 3 inspektorzy rezydenci: kierujący rezydenturą, zajmujący się (w tym przypadku – zajmująca się pani inspektor) kontrolą systemów sterowania i pomiarów (*instrumentation and control* – I&C) oraz części elektrycznej, a także inspektor kontrolujący część mechaniczną. Na budowie podział obowiązków poszczególnych rezydentów jest określany po angielsku „*cables and pipes*” – kable i rury. Oznacza to, że inspektorzy dzielą się na tych, co kontrolują sieć elektryczną oraz tych, co kontrolują rurociągi. Choć to bardzo duże uproszczenie, jest w tym określeniu wiele racji. Dlatego inspektorzy specjaliści od budowy EJ mają zupełnie inny zestaw umiejętności od inspektorów rezydentów w pracującej EJ. Pierwsi kontrolują wykonawców robót, często robotników budowlanych, pracujących w bardzo chaotycznym środowisku wielkiej inwestycji. Drudzy specjalizujący się np. w fizyce jądrowej mają sterylne warunki pracy w czystym i doskonale zorganizowanym środowisku EJ. Inspektorzy rezydenci na placu budowy mają za sobą duże doświadczenie w innych wielkich inwestycjach, np. w budowie rurociągów gazowych. Ciekawostką jest, że Słowacy zadbali, by inspektorzy rezydenci zajmujący się budową Mo 3 i Mo 4 nie mieli wcześniej żadnych silnych związków ze społecznością energetyki jądrowej. To była ich pierwsza praca dla dozoru jądrowego. Chodziło o to, żeby zapewnić ich absolutną niezależność i neutralność w tej dziedzinie. Inspektorzy byli już ekspertami w swoich specjalnościach, dodatkowe wymagane umiejętności nabywali już w czasie budowy. Oczywiście swoje kontrole stale prowadzili również inspektorzy dozoru jądrowego z Trnavy czy z kwatery głównej w Bratysławie.
- **Kurs kontraktora Mo 3 i 4. Egzamin z bezpieczeństwa pracy i kwestii organizacyjnych Mo 3 i 4.** Jest to wymaganie operatora – Slovenske Elektrarne – zdanie egzaminu umożliwia swobodne poruszanie się po całym *construction site*. Uprawnienia są imienne, czyli niezależne od pracodawcy i ważne przez dwa lata. Egzamin i kurs prowadzone były w języku angielskim.



Fot. 4. EJ Mochovce 1,2,3,4 (bloki 3 i 4 po prawej stronie) (źródło: [6]).
Photo 4. NPP Mochovce 1,2,3,4 (units 3 and 4 on the right) (source: [6]).

- **Wykłady i kontrola Systemu Zarządzania Jakością (SZJ).** Podstawą wymagań jest rozporządzenie dotyczące SZJ i ISO-9001, kontrolę prowadzili przedstawiciele operatora, inspektorzy współuczestniczyli. Jest to rodzaj kontroli, w której kontroluje się kontrolujących.
- **Kontrola hali turbin oraz zewnętrznego systemu zbiorników z kwasem borowym.** To dodatkowy system bezpieczeństwa poza obiektem reaktora. Ciekawostką jest, że nie można było dotknąć zbiorników, bo nie zostały jeszcze zabezpieczone przed korozją.
- **Wizyta techniczna i zapoznanie z konstrukcją zabezpieczającą budynek reaktora,** ze szczególnym uwzględnieniem zabezpieczenia sterowni przed uderzeniem małych i średnich samolotów (zbudowano wokół reaktora konstrukcję składającą się z metalowych słupów i sieci zabezpieczających reaktor przed katastrofą lotniczą). Podobne rozwiązanie zastosowano w Słowenii, ale tam konstrukcja chroniła przed ostrzałem artyleryjskim (wojna w Jugosławii).
- **Zapoznanie z częścią budowlaną Mo 3 i 4 i stosowaniem przez UJD wymagań prawa budowlanego w tej dziedzinie.** Odbiór części budynków, w którym oprócz rezydentów brali udział inspektorzy specjaliści z UJD w Trnavie. Tu akurat potrzebni byli doskonali specjaliści od budownictwa, praktycy od budów przemysłowych.
- **Zapoznanie z mechaniczną częścią obiegu wtórnego Mo 3 i 4.** Odbiór jednego z pomieszczeń. Pod tymi słowami kryje się cały dzień nauki, nie tylko polskiego praktykanta. Inspektorzy specjaliści od obliczeń ze słowackiego działu analiz UJD byli również jednocześnie szkoleni. Wybitni teoretycy o olbrzymich matematycznych zdolnościach, poznawali, jak wyglądają w rzeczywistości urządzenia, na których komputerowych symulacjach pracują i na co podczas swojej pracy powinni zwracać szczególną uwagę. Słowaccy inspektorzy rezydenci prowadzili ich punkt po punkcie, po kontrolowanej instalacji oraz udzielali wszystkich koniecznych wyjaśnień.
- **Ćwiczenia w Bratysławie. Udział jako obserwator w ćwiczeniach Centrum Kryzysowego UJD.** Scenariusz przewidywał awarię reaktora w Bohunicach, gdzie odbywała się oddzielna część ćwiczeń. Zadaniem UJD w Bratysławie była koordynacja działań pomiędzy poszczególnymi służbami z innych krajów europejskich. Scenariusz był po pierwsze realistyczny, po drugie zespoły biorące udział w ćwiczeniu nie znały go wcześniej i musiały reagować na często zaskakujące wydarzenia. W ćwiczeniach brali udział inspektorzy dozoru jądrowego, którzy generalnie zostali podzieleni na dwa zespoły: jeden odpowiadający za ochronę radiologiczną, a drugi za technologię reaktorową. Była jeszcze trzecia ekipa, która ćwiczyła ewakuację ludności cywilnej. Przygotowywali scenariusze wydarzeń oraz opracowywali środki zaradcze. W szerszej skali były to również ćwiczenia międzynarodowe. Brały w nich udział odpowiednie departamenty urzędów dozoru jądrowego z sąsiadujących krajów oraz Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej, które *on-line* monitorowały przebieg ćwiczeń.
- **Egzaminy nowych operatorów Mo 1 i 2, kierowników zmian na symulatorze sterowni Mo 1 i 2.** Przebieg ćwiczeń obejmował również pracę na awaryjnej sterowni reaktora. Taka sterownia służy do wyłączenia w razie potrzeby reaktora – a nie do sterowania normalną pracą elektrowni.
- **Zapoznanie z wymaganiami dotyczącymi bezpieczeństwa sterowni ze szczególnym uwzględnieniem systemów przeciwpożarowych.** Kontrola bezpieczeństwa sterowni wiązała się przede wszystkim z identyfikacją elementów palnych instalacji oraz ze sprawdzeniem, czy potencjalnie palne części (instalacje elektryczne) zostały odpowiednio zabezpieczone np. przez systemy gaśnicze. Zasadniczo w nowych sterowniach nic nie powinno być palne, ale w starszych projektach wymagania były mniej rygorystyczne, dlatego wszystkie takie potencjalne miejsca chronione są przez odpowiednie systemy gaśnicze.
- **Zapoznanie z projektem systemów I&C w Mo 3 i 4. Wykład i obchód.** Była to kontrola systemów sterowania połączona z odbiorem pewnej części instalacji.
- **Przygotowanie programu inspekcji.** Przedstawiano, jak zaprojektować program inspekcji – w Słowacji jest to związane z zarządzaniem procesowym i sama inspekcja stanowi proces. Wykład połączony został z ilustrującym go obchodem.
- **Ćwiczenia awaryjne w Mo 1 i 2.** Identyczne ćwiczenia jak w Bohunicach tylko teraz zapoznanie się z działaniami na terenie elektrowni. Scenariusz przewidywał ewakuację personelu (zrealizowano to praktycznie, nawet z wywozem z „zagrożonego terenu” za pomocą autobusów) i okolicznej ludności, a także działania zespołów ratowniczych w reaktorze. W trakcie ćwiczeń na kierującym rezydenturą na Mo 3 i Mo 4 inspektorze UJD spoczywał obowiązek informowania kwatery głównej UJD w Bratysławie o sytuacji na miejscu, określanie stanu technicznego i zagrożeń. W trakcie awarii głównym zadaniem pracowników EJ są działania w celu jej usunięcia, dlatego łącznością z UJD i informowaniem musi się zająć inspektor. Wszyscy uczestnicy ćwiczeń oceniani są przez odpowiednio dobraną grupę ekspertów. Scenariusz ćwiczeń z udziałem autora (jako obserwatora) przewidywał rozszczelnienie zaworu przy wytwornicy pary i dalszą eskalację awarii. Prowadzone były między innymi działania w zapasowej sterowni oraz ewakuacja pracowników EJ. Prawdziwe „piekielne” szkolenie z egzaminem przechodził w tym momencie szef rezydentury na Mo 3 i 4, który również był oceniany przez niezależny zespół egzaminatorów.

- **Inspekcja i odbiór sieci elektrycznej Mo 3 i 4**, którym towarzyszył ponadto wykład i prezentacja dotyczące integracji Mo 3 i 4 ze słowacką siecią elektryczną.
- **Inspekcja i odbiór magazynu świeżego paliwa w Mo 3**. Trwała dłużej niż planowano. Operator musiał między innymi zapewnić wymaganą przez UJD liczbę pojemników transportowych dla paliwa jądrowego (jest to rodzaj pojemnika używanego do przenoszenia paliwa z magazynu już do zbiornika reaktora). UJD uznał, że wymagania zostały spełnione już po zakończeniu szkolenia. Tu ciekawostka: UJD nie odmawia zezwolenia, potwierdzenia czy akceptacji, ale czeka, aż wszystkie wymagania zostaną spełnione.
- **Ocena wykrytych uchybień podczas inspekcji i podjętych działań naprawczych** w czasie następnej kontroli magazynu świeżego paliwa. Kontynuacja – omówiono, jakie działania operator powinien przedsięwziąć, by spełnić wymagania dozoru.
- **Inspekcja obiegu pierwotnego połączona z odbiorem**. Oceniany był stan faktyczny prac przy obiegu pierwotnym Mo 3 oraz odbierane było jedno z pomieszczeń.
- **Inspekcja z odbiorem ruchomego sprzętu dozymetrycznego Mo 3**. Sprawdzane były stany magazynowe – czyli, czy operator zgromadził wymaganą przepisami ilość i rodzaj ruchomej aparatury dozymetrycznej. Sprawdzany był stan techniczny i dokumentacja (certyfikaty).
- **Techniczna wizyta u operatora – Slovenske Elektrarne**. Była to możliwość zapoznania się z systemem zarządzania oraz poszczególnymi departamentami SE.
- **Inspekcja i odbiór dotyczące połączeń rur oraz urządzeń do pomiaru ciśnienia**. Sprawdzano, czy dostawca wykonał wymagane przez dozór fotografie rentgenowskie połączeń. Dozór informował, jakie są wymagane jeszcze uzupełnienia dotyczące np. rodzaju fotografii rtg.
- **Inspekcja zgodności kabli elektrycznych i tablic z przełącznikami**. W kontroli brali udział również polscy wykonawcy. Część prac elektrycznych na Mo 3 i Mo 4 wykonuje bowiem polska firma.
- **Inspekcja obiegu pierwotnego Mo 4. Obchód całej strefy kontrolowanej**. Była to okazja do wejścia do tych miejsc, do których po ukończeniu prac konstrukcyjnych dostęp jest niemożliwy.
- **Kontrola spawów rurociągów i zabezpieczenia zaworów otwartych przed próbami ciśnieniowymi wraz z odbiorem**. Kontrola miała również na celu sprawdzenie przygotowań do prób ciśnieniowych.
- **Prezentacja i wykłady na temat systemów zarządzania jakością**. Szkolenie było połączone z obchodem bloków Mo 3 i 4. To jedna z dwóch wizyt technicznych, którą inspektorzy zajmujący się systemami zarządzania dokonują każdego roku w Mo 3 i 4. Chodzi o to, by specjaliści od zarządzania jakością mieli wiedzę o aktualnym stanie technicznym elektrowni, której systemy zarządzania kontrolują (zarządzanie nie może być sprzeczne z kwestiami technicznymi).
- **Zapoznanie z archiwum i zbiorami danych dotyczących wcześniejszych inspekcji** – wykłady i prezentacje. Jednym z najważniejszych zadań dozoru jest zapewnienie ciągłości wiedzy o budowie i projekcie. Takim miejscem, gdzie przechowywane są wszystkie informacje o kontrolach i ich wynikach, projekcie i jego zmianach, jest *data room*. Tam praktykant nie miał wstępu. W każdym projekcie EJ podczas budowy występują tysiące zmian. Urząd dozoru musi znać na bieżąco rzeczywisty stan budowanego obiektu i wiedzieć, czy dana zmiana jest minimalna i akceptowalna w ramach projektu.
- **Inspekcja zgodności systemów ochrony przeciwpożarowej Mo 3 i 4**. Ochrona przeciwpożarowa EJ sama w sobie jest ogromnym zagadnieniem. Na terenie EJ znajdują się najróżniejsze systemy gaśnicze, od automatycznych zraszaczy, podłączonych gaśnic przez hydranty po samodzielną jednostkę straży pożarnej.
- **Inspekcja zgodności rurociągów**. Kontrola koncentrowała się na wynikach badań nieniszczących spawów, na przykład dokumentacji zdjęć rentgenowskich, a także na stanie faktycznym.
- **Inspekcja urządzeń pomiarowych i odbiór**. Sprawdzano stan techniczny urządzeń do pomiaru ciśnienia.
- **Udział w spotkaniu Komisji Błędów**. To komisja złożona z przedstawicieli operatora, wykonawców i organów dozorowych omawiająca najważniejsze wykryte uchybienia i nieprawidłowości. Na przykład w trakcie obchodu miejsca pracy pracownik firmy-wykonawcy stwierdza, że ktoś przebił czymś ostrym jeden z rurociągów – należy wtedy ocenić, czy to był wypadek, zwykła głupota czy na przykład sabotaż. Wszyscy uczestnicy procesu budowy EJ informują się w ten sposób o stanie bezpieczeństwa i współpracują w celu jego zwiększenia.
- **Inspekcja strefy hermetycznej Mo 3 wraz z odbiorem jednej z części**. Sprawdzana była dokumentacja i stan faktyczny.
- **Inspekcja zgodności pomieszczenia do dekontaminacji**. Sprawdzano, czy jest zgodna z projektem i zawiera wymagane urządzenia.
- **Inspekcja i odbiór połączeń spawanych w obiegu pierwotnym Mo 3**. Sprawdzano dokumentację i stan faktyczny.
- **Inspekcja wraz z odbiorem zbiorników sprężonego powietrza Mo 3**. Inspekcja połączona była z kontrolą słowackiego dozoru technicznego.
- **Inspekcja szczelności miejsc przejść rurociągów przechodzących ze strefy hermetycznej do obiegu wtórnego**. Bardzo istotna kwestia – chodzi o to, by ewentualne uwolnienia nie miały możliwości przedostania się z obiegu pierwotnego do wtórnego. Sprawdzano zgodność z projektem i wykonanie.

- **Inspekcja systemu wentylacji Mo 3 i odbiór jednej z części.** Kontrola była połączona ze sprawdzeniem działania systemu wentylacji.
- **Inspekcja audytu jakości** prowadzonego przez audytorów ze Slovenske Elektrarne u największego wykonawcy firmy Skoda. Inspektorzy specjaliści od zarządzania i zapewnienia jakości sprawdzali tu jakość audytów i kontroli dokonywanych przez audytorów i specjalistów od jakości ze Slovenske Elektrarne.
- **Spotkanie departamentu kontroli UJD z zarządem Mo 1 i 2** (dotyczące rezultatów inspekcji w strefie hermetycznej Mo 2). Spotkanie stanowiło podsumowanie pracy dozoru podczas całej przerwy na przeładunek paliwa. Omówiono wszystko, co wymagałoby poprawy.
- **Podsumowanie całego szkolenia** w słowackim dozorcze UJD.

Poza przedstawionymi kwestiami praktyka obejmowała udział w kilku jeszcze odbiorach, licznych wykładach i prezentacjach. Działanie zaczynało się o siódmej rano i trwało w zależności od potrzeb do piętnastej. Szkolenie w słowackim urzędzie dozoru jądrowego UJD SR było bardzo wartościowe, ponieważ w praktyczny sposób umożliwiło zapoznanie się z zadaniami, jakie realizowane są przy kontroli budowy i eksploatacji elektrowni jądrowych. Umożliwiło ono zdobycie pewnych praktycznych doświadczeń w prowadzeniu kontroli, ale także postępowaniu dozoru w sytuacjach kryzysowych i awaryjnych w obiektach jądrowych. Efektywność przekazywania wiedzy i doświadczenia przez realizatorów szkolenia można ocenić jako bardzo dużą (lata mijają, a wciąż w pamięci pozostają nawet poszczególne zdania czy zdarzenia – raczej trudno zapomnieć wspinaczkę po drabinach w pełnym oporządzeniu do rekombinatorów – urządzeń spalających wodór mieszczących się kilka pięter nad reaktorem). Wyjątkowo wysoki był poziom integracji wiedzy teoretycznej z umiejętnościami praktycznymi. Szkolenie było w stu procentach zgodne z przygotowanym i przedstawionym wcześniej programem. Najważniejsza była jednakże wiedza, umiejętności, a zwłaszcza wieloletnie i bezcenne doświadczenia zawodowe inspektorów UJD, których zaszczytem było poznać. Co warto zaznaczyć, inspektorzy ze Słowacji są cenionymi specjalistami na całym świecie. Często są wykładowcami podczas międzynarodowych szkoleń, w tym organizowanych przez Międzynarodową Agencję Energii Atomowej oraz ekspertami reprezentującymi społeczność międzynarodową przy projektach jądrowych w innych krajach.

Poza inspektorami rezydentami na Mo 3 i Mo 4, nadzorującymi budowę bloków jądrowych, znajdowała się również grupa pięciu inspektorów, którzy przygotowywali się do pracy na rezydenturze w pracujących już blokach po ich podłączeniu do sieci elektrycznej. Zagadnienie, jak płynnie i najbardziej efektywnie inspektorzy dozoru

jądrowego powinni przejść z jednego rodzaju rezydentury na drugi, to problem, nad którym stale pracują najbardziej zaawansowane dozory świata, nie tylko UJD, ale np. amerykańska NRC. Ale to już zupełnie inna kwestia wymagająca oddzielnego opracowania.

Podsumowanie i wnioski

Szkolenie inspektorów rezydentów jest jednym z najtrudniejszych zadań dla dozoru jądrowego (PAA) podczas prac nad PPEJ. Samo w sobie jest bardzo trudne pod każdym względem: od fizycznego (wymaga sprawności fizycznej) po intelektualny (olbrzymi zakres wiedzy i umiejętności, jakie należy posiadać). Poza kwestiami organizacyjnymi potrzebna jest jeszcze życzliwość i zaangażowanie urzędu dozoru oraz operatora w kraju, w którym takie szkolenie jest prowadzone. Ponadto, co jest bardzo istotne, szkolenie prowadzą specjaliści i inspektorzy w trakcie wykonywania swoich normalnych obowiązków. Dla nich to dodatkowy i olbrzymi wysiłek oraz czas, który muszą poświęcić. A od ich życzliwości i zaangażowania zależy bardzo dużo. Dlatego przygotowanie każdej praktyki inspektora rezydenta wymaga dużego wysiłku pod wieloma względami. Przede wszystkim wymaga doskonałego planowania, zwłaszcza synchronizacji z Programem polskiej energetyki jądrowej, którego terminy wdrożenia są stale przesuwane w czasie (np. termin oddania do eksploatacji pierwszej elektrowni jądrowej w Polsce z roku 2025 na rok 2033).

Notka o autorze

mgr inż. Piotr Leśny – inspektor dozoru jądrowego, Wydział Kontroli i Nieprolifacji, Departament Bezpieczeństwa Jądrowego, Państwowa Agencja Atomistyki.

Literatura

1. Ustawa z dn. 29 listopada 2000 r. – Prawo atomowe (Dz. U. z 2019 r. poz. 1792 oraz z 2020 r. poz. 284, 322).
2. Program Polskiej Energetyki Jądrowej z aktualizacją przyjętą przez Radę Ministrów 2 października 2020 r. i opublikowaną w Monitorze Polskim, poz. 946 z 16 października 2020 r.
3. Rozporządzenie Rady Ministrów w sprawie inspektorów dozoru jądrowego (Dz. U. z 2012 r. poz. 1014, z 2016 r. poz. 29).
4. 575/2001 ZÁKON z 12. decembra 2001 o organizácii ěinnosti vlády a organizácii ťstrednej štátnej správy, § 19.
5. UJD SR Urząd Dozoru Jądrowego Republiki Słowacji strona internetowa: [https://www.ujd.gov.sk/ujd/WebStore.nsf/viewKey/OS_NRA_SR/\\$FILE/OS_NRA_SR.pdf](https://www.ujd.gov.sk/ujd/WebStore.nsf/viewKey/OS_NRA_SR/$FILE/OS_NRA_SR.pdf)
6. Slovenske Elektrarne strona internetowa: <https://www.seas.sk/>
7. Handbook for Regulatory Inspectors of Nuclear Power Plants. IAEA TECDOC No. 1867. Wiedeń 2019.
8. NRC Resident Inspectors Program 2018 strona internetowa <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/resident-inspectors-bg.html>

Międzynarodowy system zabezpieczeń w nowych reaktorach jądrowych

Safeguards in the new Reactors

Krzysztof Rzymkowski

Stowarzyszenie Ekologów na rzecz Energii Nuklearnej – SEREN

Streszczenie: W opracowaniu przedstawiono podstawowe cechy systemu zabezpieczeń stosowanego w nowych reaktorach pokolenia III+ i IV.

Słowa kluczowe: System zabezpieczeń, pokolenia reaktorów, materiał jądrowy, paliwo jądrowe.

Abstract: *The paper presents the basic features of the safeguard at the new generation III+ and IV reactors.*

Keywords: *Safeguards, reactors generation, nuclear material, nuclear fuel.*

Wstęp

Od chwili uruchomienia pierwszego reaktora jądrowego w roku 1942 przez zespół E. Fermiego powstało bardzo wiele konstrukcji reaktorów o różnym przeznaczeniu. Są one wykorzystywane w badaniach naukowych, badaniach przemysłowych, produkcji materiałów promieniotwórczych oraz przede wszystkim energetyce, jak również do napędu statków (lodolamacze) i okrętów wojennych.

Obecnie na świecie pracuje 441 reaktorów energetycznych i około 220 badawczych. Reaktory są również wykorzystywane do wytwarzania ciepła dla procesów przemysłowych (np. odsalanie wody morskiej, ciepłownictwo).

Ze względu na ogromną różnorodność konstrukcji, wynikającej z przeznaczenia, reaktory jądrowe wymagają indywidualnego dostosowania do wymagań systemu kontroli.

W czerwcu 1957 roku powołano Międzynarodową Agencję Energii Atomowej – MAEA (ang. *International Atomic Energy Agency, IAEA*), której zadaniem było ułatwianie wymiany informacji naukowych i stymulacja badań nad pokojowym zastosowaniem energii jądrowej oraz opracowywanie standardów bezpieczeństwa. Po podpisaniu 1968 roku Traktatu o Nierozprzestrzenianiu Broni Jądrowej (ang. *Non Proliferation Treaty, NPT*), w celu kontroli wypełniania warunków traktatu przez państwa sygnatariuszy, w ramach MAEA powołano Departament Zabezpieczeń (ang. *Department of Safeguards*). Pojawia-

jące się zagrożenie terroryzmem wymusiło dodatkowo konieczność wzmożonej i dokładniejszej ochrony materiałów jądrowych, szczególnie tych, które mogą być użyte do celów dywersyjnych lub do skażenia środowiska.

Departament Zabezpieczeń MAEA utworzył i prowadzi **światowy system kontroli** materiałów jądrowych, umożliwiając w trakcie długoterminowych działań kontrolnych wykrycie nielegalnego uzyskania materiałów jądrowych potrzebnych do konstrukcji jądrowych urządzeń wybuchowych.

W Polsce w okresie przygotowywania się do budowy pierwszej elektrowni jądrowej zagadnienia związane z kontrolą i ochroną materiałów powinny być dokładnie analizowane. Wprawdzie funkcjonują już w naszym kraju obiekty jądrowe (reaktor doświadczalny, składowisko odpadów promieniotwórczych) oraz prowadzone są prace badawcze z wykorzystaniem pierwiastków rozszczepialnych i w związku z tym część zaleceń dotyczących systemu zabezpieczeń została wprowadzona w życie. Są jednak one obecnie dostosowane tylko do istniejących obiektów. Powstająca energetyka jądrowa wymaga nowych rozwiązań. Elektrownia jądrowa jest rozbudowanym obiektem przemysłowym, wymagającym szczególnej ochrony ze względu na wykorzystywane w niej materiały jądrowe. Dlatego też przy projektowaniu elektrowni należy uwzględnić uwarunkowania dotyczące zabezpieczeń na wszystkich etapach cyklu życia obiektu jądrowego: od wstępnego projektu koncepcyjnego, poprzez jego kolejne modyfika-

cję, budowę obiektu, jego uruchomienie i eksploatację, aż po wycofanie z eksploatacji.

Do elementów systemu zabezpieczeń, które powinny być wprowadzone już na etapie projektu i budowy obiektu jądrowego, należy przygotowanie bezpiecznych i łatwych do kontroli **dróg transportu paliwa** jądrowego (szczególnie świeżego, dostarczanego do elektrowni, które jest najbardziej narażone na kradzież i potencjalne użycie w celach przestępczych) czy transportu paliwa na terenie elektrowni. Należy zwrócić uwagę na fakt stałego unowocześniania systemów pomiarowych zmierzającego do automatyzacji pomiarów w systemie zdalnego sterowania. Miniaturyzacja aparatury pomiarowej pozwala na rozmieszczenie wielu różnych czujników na terenie obiektu objętego systemem zabezpieczeń. Umożliwiają one dokładną kontrolę zarówno przemieszczania się materiałów jądrowych, jak i ich składu izotopowego. Dokładna analiza wstępna tych elementów systemu zabezpieczeń pozwala w dłuższym okresie również na optymalizację kosztów budowy.

System zabezpieczeń materiałów jądrowych

System zabezpieczeń materiałów jądrowych koncentruje się przede wszystkim na dwóch zagadnieniach: **uniemożliwieniu wykorzystania** ich do produkcji broni jądrowej poza układem NPT oraz **zabezpieczeniu przed kradzieżą** i wykorzystaniem do działań terrorystycznych.

Kontrola i ochrona materiałów jądrowych wykorzystywanych w przemyśle jądrowym obejmuje cały cykl produkcyjny paliwa jądrowego, od chwili uzyskania materiałów wyjściowych, poprzez produkcję paliwa, przetwarzanie paliwa wypalonego, aż do składowania odpadów promieniotwórczych. Reaktory jądrowe znajdują się w środku tego cyklu, stanowiąc istotny i wrażliwy etap ochrony materiału jądrowego, lecz nielegalne uzyskanie materiałów jest możliwe na każdym etapie cyklu paliwowego.

Odpowiedzialność za bezpieczeństwo korzystania z materiałów jądrowych spoczywa na państwie, na którego terenie się one znajdują. Jednakże ze względu na konieczność zapewnienia pełnego bezpieczeństwa ochrona i kontrola tych materiałów powinna opierać się na rozległej współpracy z wyspecjalizowanymi organizacjami międzynarodowymi.

Zgodnie z **Umową o Zabezpieczeniach Wszechstronnych** (ang. *Comprehensive Safeguards Agreement*), dotyczącą wszystkich materiałów jądrowych we wszystkich obiektach związanych z jądrowym cyklem paliwowym, międzynarodowe kontrole mają na celu wykrycie:

- niezadeklarowanego materiału jądrowego lub,
- niezadeklarowanych działań na tym materiale,
- niezgłoszonej produkcji lub przetwarzania materiału jądrowego w zadeklarowanych obiektach lub lokalizacjach poza obiektami,

- przekierowania zadeklarowanego materiału jądrowego w obiektach lub lokalizacjach poza obiektami do innych zastosowań niż zadeklarowano.

W toku realizacji tych zadań w reaktorach jądrowych przeprowadzane są pomiary ilości i składu materiału jądrowego, kontrola lokalizacji materiału, inspekcje rejonów bilansu materiałowego oraz dokumentacji materiałowej, kontrole przepływu materiału w kluczowych punktach pomiarowych ze stałym monitorowaniem wybranych obszarów, wprowadzane są numery identyfikacyjne poszczególnych elementów materiału jądrowego, okresowe spisy z natury, plombowanie materiału jądrowego w przechowalnikach, monitorowanie mocy reaktora, kontrola urządzeń pomiarowych operatora obiektu oraz kontrola przyjmowania i wysyłania materiału jądrowego z obiektu. Oprócz kontroli zapowiedzianych przeprowadza się również inspekcje niezapowiedziane, obejmujące wybrane zakresy kontroli.

Opracowanie procedur oraz utrzymanie optymalnego stanu zabezpieczeń zależy od procesów, do których będzie używany reaktor jądrowy, budowy obiektu, jego wyposażenia i niektórych dodatkowych cech. Znajomość specyfiki obiektu, w którym używany będzie reaktor jądrowy, umożliwia projektantowi systemu zabezpieczeń określenie istotnych punktów przepływu materiałów jądrowych, wyboru punktów pomiarowych i metod pomiaru, wyboru systemów i miejsc monitorowania wykorzystania i składowania materiałów jądrowych, przygotowanie planu i sposobów weryfikacji informacji projektowej stanowiącej jeden z ważniejszych elementów weryfikacji wykorzystania materiałów jądrowych eksploatacji w obiekcie.

Informacja projektowa jest opisem systemu zabezpieczeń materiału jądrowego i jego wykorzystania w obiekcie. Zawiera dane identyfikujące obiekt, jego położenie geograficzne, właściwe adresy urzędowe, jego charakterystykę ogólną, ponadto rodzaj, postać, ilość, rozmieszczenie i przepływ materiału jądrowego, plan obiektu z uwzględnieniem elementów, w których materiał jest wytwarzany lub przetwarzany, elementów związanych z ewidencją materiału stosowanego zamykania (plombowania) i nadzoru, opis procedur ewidencji i przeprowadzania spisu z natury, pomiarów, rejonów bilansu materiałowego.

Rejon bilansu materiałowego MBA (ang. *Material Balance Area*) jest to obszar na terenie obiektu (lub poza nim), gdzie można określić ilość materiału jądrowego przy każdorazowym jego wprowadzeniu i wyprowadzeniu i w którym można dokonać inwentaryzacji materiału przy spisie z natury. W obiekcie może być kilka rejonów bilansu.

Przy **projektowaniu systemu zabezpieczeń** rozważane są też możliwości nielegalnego pozyskiwania materiału jądrowego (w tym przez państwo), w celu zbudowania jądrowego urządzenia wybuchowego. W analizie uwzględnia się technologiczne możliwości dostępne w państwie, możliwość ukrycia, przesunięcia materiału jądrowego do innego wykorzystania niż deklarowane, zastąpienia ele-

mentów materiału atrapami oraz przesuwaniu drobnych ilości materiału przez długi okres z różnych lokalizacji.

System zabezpieczeń obiektów jądrowych

W systemie zabezpieczeń obiekty jądrowe podzielono na dwie kategorie:

- obiekt z **elementami policzalnymi**, w którym materiał jądrowy jest używany w postaci elementów policzalnych (sztuk)
- obiekt z **materiałem niepoliczalnym** indywidualnie, w którym materiał jądrowy jest używany w postaci masowej (proszek, ciecz).

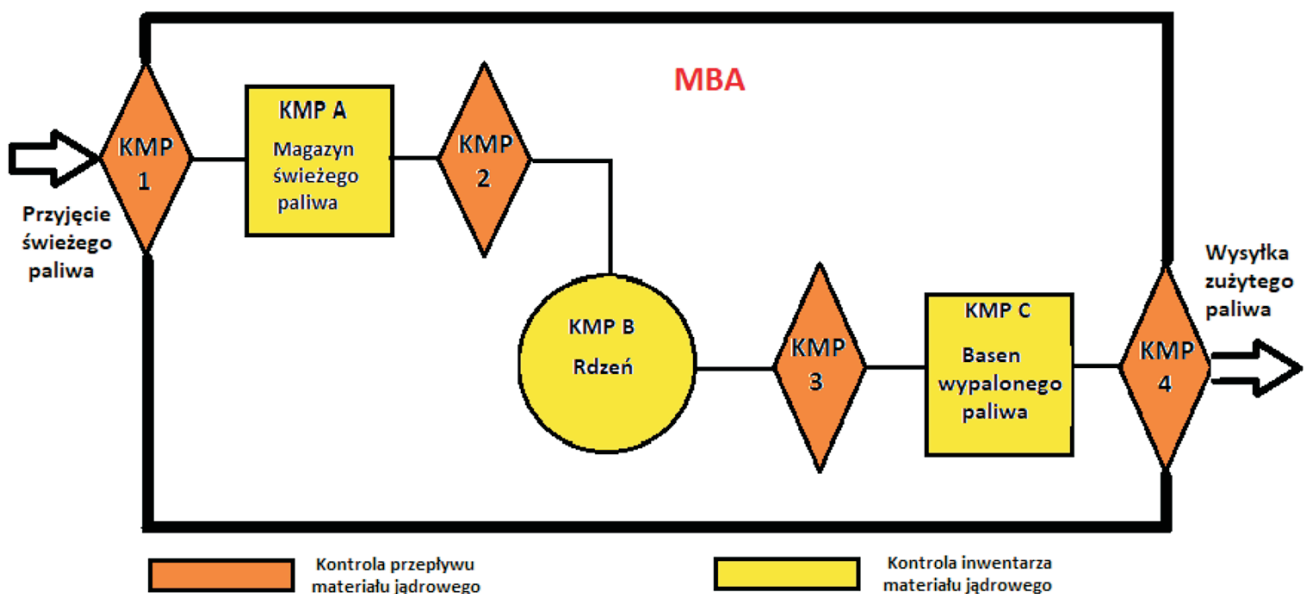
Reaktory jądrowe w większości należą do pierwszej kategorii. Wyjątek stanowi prototypowy reaktor IV generacji, o cyklu torowo-uranowym, z ciekłym paliwem w postaci stopionych soli fluorków pierwiastków rozszczepialnych i paliworodnych będących jednocześnie nośnikiem ciepła.

Z punktu widzenia systemu zabezpieczeń najistotniejszym elementem jest zabezpieczenie paliwa jądrowego, a pod tym względem budowa reaktorów, niezależnie od rodzaju stosowanego paliwa i zastosowania reaktora, jest podobna. Materiał jądrowy – paliwo jądrowe otrzymywane z zakładów produkcji paliwa jest początkowo przechowywane w magazynie świeżego paliwa i w miarę potrzeby przetransportowywane do rdzenia, skąd, po wypaleniu, jest z kolei przenoszone do przechowalnika – basenu wypalonego paliwa, a po wystudzeniu do zakładów przerobu paliwa lub składowisk ostatecznych. Ponieważ używany w pojedynczym reaktorze materiał jądrowy jest jednego rodzaju, obiekt ten jest traktowany jako jeden rejon bilansu materiałowego (MBA). **Kluczowe punkty pomiarowe KMPs** (ang. *Key Measurement Points*) – miejsca,

w których materiał występuje w postaci umożliwiającej jego pomiar w celu określenia **przepływu** lub **zmian inwentarzowych**, są podobne we wszystkich rodzajach reaktorów – na ogół są to punkty wejścia i wyjścia z rejonu bilansu materiałowego.

Realizacja kontroli wypełniania warunków Traktatu NPT jest osiąganą przez długoterminowe, okresowe sprawdzanie, czy nie nastąpiło przesunięcie materiałów jądrowych z zastosowań pokojowych do militarnych. Podstawą systemu kontroli jest **ewidencja materiałów jądrowych**, prowadzona oddzielnie dla każdego rejonu bilansu materiałowego, zawierająca informacje o materiale jądrowym (składzie, ilości, lokalizacji, zmianach składu, ruchu materiału). Potwierdzenie deklarowanych informacji uzyskuje się poprzez dokonywanie w czasie inspekcji różnego rodzaju pomiarów, tzw. **badania nieniszczących NDA** (ang. *non-destructive analysis*), począwszy od elementarnego policzenia sztuk materiałów jądrowych (np. zestawów paliwowych), bezpośrednich pomiarów właściwości fizycznych, składu izotopowego, odczytu monitorów pracujących w systemie ciągłym, sprawdzenia plomb.

W obiektach z reaktorami jądrowymi pomiary przeprowadzane są z różnym poziomem dokładności zależnym od aktualnie obowiązujących kryteriów. Najmniej dokładna metoda pomiarowa ma na celu wykrycie **dużego niedoboru** (ang. *gross defect*) materiału jądrowego. Pomiary podlegają sprawdzeniu, czy nie nastąpiło ukrycie kilku elementów (sztuk) zawierających materiał jądrowy i zastąpienie ich odpowiednio skonstruowanymi atrapami. W wielu przypadkach wystarczy potwierdzenie obecności materiału jądrowego w deklarowanym rejonie. Dokładniejsza metoda pomiarowa ma na celu wykrycie **częściowego niedoboru** (ang. *partial defect*) i pozwala sprawdzić, czy w poszczególnych elementach znajduje się deklarowana ilość materiału jądrowego i czy jego skład izotopowy



Rys. 1. Przykład rejonu bilansu materiałowego i kluczowych punktów pomiarowych.

Fig. 1. The example of Material Balance Area (MBA) and Key Measurement Points (KMP).

oraz rozmieszczenie w np. w pręcie paliwowym oraz waga odpowiadają wartościom deklarowanym.

Bardzo istotne dla wiarygodności przeprowadzanej kontroli jest określenie ilości badanych elementów zawierających materiał jądrowy. W tym celu opracowano wzór umożliwiający określenie statystycznie **znaczącej ilości** elementów (ang. *Sample Size*).

Uzupełnieniem ewidencji materiałowej są **systemy obserwacyjno-rejestrujące** umożliwiające zachowanie ciągłości informacji o materiale jądrowym, śledzenie jego transportu wewnątrz obiektu po ustalonych trasach, sprawdzenie, czy materiał jest testowany w wyznaczonych miejscach pomiarowych, potwierdzenie nienaruszalności plombowanych partii materiału, rejestracje ewentualnych ingerencji w systemy zamykania (plombowania) lub manipulacji przy zainstalowanych urządzeniach MAEA, próbkach.

Innym uzupełnieniem ewidencji materiałowej jest połączenie technik NDA z systemami obserwacyjno-rejestrującymi, tzw. systemami monitorowymi bez nadzoru (ang. *unattended monitoring*). Są to zwykle urządzenia pomiarowe, np. detektory promieniowania rejestrujące każde pojawienie się w ich obszarze materiału jądrowego, detektory rejestrujące czas pracy reaktora i jego moc itp. Odczyt zapisanych danych wraz z wymianą nośnika następuje w czasie inspekcji. Możliwe jest również zdalne przesyłanie informacji z użyciem technik satelitarnych bezpośrednio do centrali MAEA.

Nową bardzo efektywną metodą wykrywania niezadeklarowanych czynności z udziałem materiałów jądrowych jest **analiza próbek środowiskowych** ES (ang. *Environmental Sampling*). Próbkę środowiskową są to „wymazy” pobierane w obszarze spodziewanej obecności materiału jądrowego pozwalające odtworzyć działania z nim związane i porównać z oficjalnymi deklaracjami. Próbkę pobierane są z powierzchni różnych przyrządów, ścian budynków, osadów w zbiornikach, roślin, gleby, filtrów, wody, powietrza. Nieobecność jakichkolwiek śladów materiału jądrowego potwierdza brak nielegalnych działań.

Przy projektowaniu systemu zabezpieczeń należy zwrócić szczególną uwagę na dwie możliwości ukrycia niezadeklarowanej działalności:

- **przesunięcie materiału jądrowego** (ang. *Diversion of nuclear material*) polegające na niezadeklarowanym usunięciu materiału jądrowego z obiektu lub wykorzystaniu obiektu do wprowadzenia produkcji bądź przetworzenia niezadeklarowanego materiału
- **nadużycie** (ang. *Misuse*) będące szczególnym przypadkiem niezgodności stanu materiału jądrowego związanego z jego produkcją przy napromieniowywaniu materiałów lub niewłaściwe użycie materiałów niejądrowych, urządzeń, obiektów, informacji objętych systemem zabezpieczeń. W tym celu powinna być przeprowadzona analiza dróg przesunięcia, tzn. analiza wszystkich możliwych sposobów dokonania nielegalne-

go przesunięcia materiałów jądrowych dla danego obiektu. Przy analizie należy uwzględnić ilość dróg dostępu do materiału jądrowego w izolowanych miejscach jego składowania, możliwość plombowania tych pomieszczeń, zoptymalizowanie rozmieszczenia systemów monitorujących, wprowadzenie systemu rozróżniania elementów paliwowych i niepaliwowych albo zawierających materiał jądrowy lub nie, kontrolowanie przepływu materiałów jądrowych.

Zabezpieczenia w nowych reaktorach jądrowych

Przedstawione wyżej rozwiązania systemu zabezpieczeń stosowane są obecnie w reaktorach badawczych i energetycznych. Powstające nowe propozycje budowy reaktorów wymagają opracowania nowych dokładniejszych metod weryfikacji dla na razie rzadkich rozwiązań, jak np. reaktorów z rdzeniem kulowym, reaktorów z ciekłymi solami, reaktorów modularnych. Jednym z ważnych problemów wymagającym nowego podejścia do opracowywania systemu weryfikacji w proponowanych rozwiązaniach jest zmiana wzbogacenia uranu w paliwie reaktora. Dotychczas w energetycznych reaktorach jądrowych stosowano paliwo o niskim wzbogaceniu, do 4% określane jako LEU (ang. *Low Enrichment Uranium*) (wzbogacenie to stosunek wagi rozszczepialnego izotopu U^{235} do całkowitej wagi używanego uranu wyrażany w %). Obecnie projektowane są reaktory na paliwo o wyższym wzbogaceniu, nawet powyżej 20%, określane jako HEU (ang. *High Enrichment Uranium*). Wynika to częściowo z konieczności wydłużenia czasu wymiany paliwa w rdzeniu ze względu na trudności techniczne tej wymiany.

Reaktory badawcze

W niektórych reaktorach badawczych – zestawach krytycznych stosuje się materiały jądrowe o wyższym wzbogaceniu, ale wymiana materiału w rdzeniu jest dostosowywana do potrzeb eksperymentu. Opracowano i wdrożono wiele koncepcji reaktorów badawczych. Ich konstrukcja i elastyczność są znacznie bardziej zróżnicowane niż w przypadku reaktorów energetycznych. Mimo niewielkich mocy reaktory badawcze i zestawy krytyczne są źródłem produkcji materiałów jądrowych. Paliwo HEU i pluton Pu w zestawach krytycznych są traktowane jako „nienapromieniowane” (świeże), nawet po użyciu, ponieważ czasy pracy reaktora (napromieniowania) są krótkie. W obiektach są przechowywane duże ilości świeżego paliwa, w postaci dogodnej do bezpośredniego wykorzystania do celów militarnych. Wymusza to bardziej rygorystyczne zastosowanie większej liczby środków nadzoru, plombowania i monitorowania oraz częstszych inspekcji, w czasie których konieczna jest weryfikacja stanu materiałów jądrowych

i przeprowadzanie pomiarów. Szczególną uwagę zwraca się na możliwość produkcji materiałów jądrowych, weryfikując stan LEU i uranu naturalnego, które mogą być wykorzystane jako materiał wyjściowy. W niektórych reaktorach badawczych wprowadza się możliwość zdalnego monitorowania np. mocy reaktora w celu kontroli produkcji Pu w rdzeniu lub innych działań ważnych z punktu widzenia zabezpieczeń (przepływ materiału jądrowego w obiekcie).

Paliwo MOX

W roku 1963 po raz pierwszy użyto nowego paliwa typu MOX (ang. *Mixed Oxide*) będącego mieszaniną tlenków uranu UO_2 (90%) i PuO_2 (7%). Od tego czasu, mimo że jego użycie wymaga specjalnego licencjonowania, wzrasta liczba reaktorów wykorzystujących to paliwo. Nie we wszystkich reaktorach może być ono stosowane. W Europie z paliwem MOX pracuje około 40 reaktorów, w Japonii przystosowanych jest 10. W reaktorze przystosowanym do tego typu paliwa stanowi ono ok. 30%. Przewiduje się, że w reaktorach IV generacji będzie można załadować rdzeń w 100% paliwem MOX. Pełne wykorzystanie zalet tego paliwa można osiągnąć tylko w tzw. reaktorach prędkich. Pewną zaletą paliwa MOX jest możliwość wykorzystania plutonu z rozbrajanej broni jądrowej. Ze względu na swój skład paliwo MOX, szczególnie świeże, zawierające materiał jądrowy nadający się do bezpośredniego użycia do celów militarnych, wymaga bardzo rygorystycznego podejścia do jego ochrony. W czasie odbioru od dostawcy, przemieszczania i składowania w obiekcie paliwo musi być ściśle monitorowane w celu zachowania ciągłości wiedzy o nim. Obecnie świeże paliwo MOX jest zwykle składowane pod wodą w basenie wypalonego paliwa, co wymaga specjalistycznych zabezpieczeń przed przypadkowym lub celowym jego przeniesieniem (specjalne plombowane pokrywy nad obszarem zajęтым przez paliwo), stosuje się odrębny monitoring, a w czasie inspekcji specjalną aparaturę pomiarową. Przewiduje się wprowadzenie odrębnego wydzielonego przechowalnika oraz skrócenie czasu składowania. Czynnione są starania, by w reaktorach z mieszanym paliwem MOX i paliwem reaktorowym stosować jednolity system nadzoru.

Reaktory modułarne

Jednym z nowych rozwiązań budowy elektrowni jądrowej jest propozycja jej montażu z wykorzystaniem reaktorów modułarnych SMR (ang. *Small Modular Reactors*). Elektrownia składałaby się z indywidualnych bloków energetycznych o mocy np. 45 MW łączonych w zestawy zależne od miejscowych potrzeb energetycznych. Każdy moduł składa się ze zintegrowanego bloku lekko-wodnego reaktora jądrowego, zamkniętego w obudowie bezpieczeństwa o dużej wytrzymałości. Basen wypalonego paliwa jest

wspólny dla wszystkich modułów i umieszczony w ich pobliżu. Każdy z modułów jest podłączony do własnego zestawu urządzeń, włącznie z turbiną parową i generatorem. Wymiana paliwa w każdym z modułów następuje po kolei raz na dwa lata. Oznacza to, że operacje wymiany paliwa w elektrowni przeprowadzane są w sposób przemienny w odstępach czasu zależnych od liczby połączonych modułów – mniej więcej dwumiesięcznych. Podczas takiej operacji moduł zostaje fizycznie przesunięty ze swojego roboczego pola do stanowiska, gdzie następuje przeładowywanie paliwa. Przy wprowadzaniu systemu zabezpieczeń dla obiektu składającego się z kilku reaktorów zwraca uwagę fakt przenoszenia reaktora na okres wymiany paliwa do innego miejsca, co przy większej liczbie reaktorów proces wymiany zbliża do stanu pracy ciągłej, ponieważ jeden reaktor lub kilka zawsze są otwarte. Po zakończeniu przeładunku konieczne jest sprawdzenie oznaczeń identyfikacyjnych paliwa przez inspektorów krajowych i MAEA. Odpowiada to **spisowi z natury** w reaktorach LWR (ang. *Light Water Reactors*) i wymaga nowych uzgodnień dotyczących systemu inspekcji. Przenoszenie reaktora do innego pomieszczenia związane jest z przepływem materiału jądrowego w obiekcie, co też wymaga kontroli. Gdyby chłodziwem nie była woda, ale np. ciekły metal, komplikowałoby to identyfikację paliwa i należałoby korzystać z urządzeń operatora, co z kolei wymagałoby każdorazowej identyfikacji (zapewnienia, że oryginalna informacja pochodzi ze znanego źródła (czujnika) i nie była zmieniana, usunięta lub zamieniona – tzw. *authentication* urządzenia). Wydłużenie czasu pomiędzy kolejnymi wymianami paliwa przez zwiększenie wzbogacenia do np. 20% wymaga dodatkowych zabezpieczeń. Niewielkie wymiary fizyczne paliwa powodują, że elementy paliwowe nie zawierają większej ilości materiału jądrowego i aby uzyskać znaczącą jego ilość, trzeba ukryć dużo elementów. Ze względu na trudność identyfikacji elementów paliwowych ich składowanie wymaga również uzgodnień.

Reaktory wysokotemperaturowe

W zależności od budowy rdzenia i postaci paliwa można wyróżnić 2 typy reaktorów wysokotemperaturowych (ang. *High Temperature Gas Reactors*, HTGR):

- z rdzeniem usypanym z kul (ang. *pebble bed*) – rdzeń usypuje się z elementów paliwowych w postaci kul grafitowych zawierających granulki paliwa TRISO
- z rdzeniem składającym się z bloków grafitowych w postaci sześciokątnych graniastosłupów (ang. *prismatic blocks*), szczelnie do siebie przylegających, paliwo jest w postaci cylindrów z grafitu, zawierających wewnątrz granulki paliwowe TRISO.

Paliwo TRISO to ziarna (cząstki paliwowe) o średnicy ok. 0,5 mm zawierające materiał rozszczepialny (ewentualnie z dodatkiem paliworodnego toru), pokryte wielowarst-

wową osłoną ceramiczną z czterech powłok: buforowej z porowatego węgla pyrolitycznego, wewnętrznej z węgla pyrolitycznego, osłonowej z węgliku krzemu lub węgliku cyrkonu i zewnętrznej z węgla pyrolitycznego. W reaktorach używany jest uran wysoko wzbogacony – do 93%.

Reaktory z paliwem kulowym (rdzeń usypany)

W ostatnich latach można zauważyć wzrost zainteresowania konstrukcją małych wysokotemperaturowych reaktorów jądrowych ze złożem kulowym (ang. *pebble-bed reactor*, PBR) chłodzonych gazem, w których wykorzystywany jest moderator grafitowy. Są to reaktory o bardzo wysokiej temperaturze pracy (ang. *Very High Temperature Reactor*, VHTR), należące do grupy reaktorów IV generacji. Wysokotemperaturowy reaktor chłodzony gazem (ang. *High Temperature Reactor*, HTGR) wykorzystujący paliwo kulowe został po raz pierwszy zbudowany w Republice Federalnej Niemiec w latach 50. XX wieku. Projekt został przejęty przez Chiny i Republikę Południowej Afryki. Swoją obecną popularność ten typ reaktora zawdzięcza przewidywaniem szerokiego zastosowania w przemyśle jako generator ciepła w procesach technologicznych, np. w przemyśle rafineryjno-petrochemicznym przy rafinacji oraz przerobie ropy naftowej, przemyśle chemicznym, przy produkcji nawozów, jak i ewentualnym wytwarzaniu wodoru. Może być również wykorzystywany do wytwarzania energii elektrycznej. Elementem paliwowym w reaktorze są kule grafitowe (moderator) o średnicy 60 mm (w pierwotnym rozwiązaniu) otoczone warstwą ceramiczną z węgliku krzemu, zawierające tysiące cząstek materiału rozszczepialnego – paliwo TRISO. Wszystkie kule paliwowe są umieszczone w pojemniku grafitowym będącym jednocześnie reflektorem neutronów. Znajdują się tu również pręty sterujące. Chłodziwem jest gaz, hel, azot lub dwutlenek węgla, który nie reaguje chemicznie z elementami paliwowymi. Reaktor jest przewidziany do pracy w wysokich temperaturach i chłodzony przez naturalną cyrkulację. W warunkach awaryjnych może przetrwać wzrost temperatury do 1600°C. Nie są stosowane aktywne systemy bezpieczeństwa. Wymiana paliwa odbywa się w sposób ciągły bez przerw w pracy reaktora. Ponieważ jest to dość niezwykła konstrukcja, wymaga ona odpowiednio zaprojektowanego systemu zabezpieczeń. Obecnie w celu wzmocnienia kontroli ewidencji materiałowej poprzez weryfikację informacji o przemieszczaniu materiałów jądrowych i sprawdzanie integralności zbieranych danych stosuje się rozbudowane **systemy zamykania (plombowania) obserwacyjno-rejestrujące** (ang. *Containment/Surveillance device – C/S device*). Systemy zamykania/obserwacji są umieszczane głównie w miejscach przepływu paliwa w szluzach magazynu świeżego paliwa, reaktora i przechowalnika paliwa wypalonego. Wadą tego rozwiązania jest możliwość utraty ciągłości informacji o materiale w przypadku ewentualnej awarii systemów obserwacyjnych, co wymaga zwykle dublowania aparatury.

Proponuje się również wprowadzenie monitorów przepływu rozróżniających paliwo świeże od wypalonego, wykrywających paliwo uszkodzone oraz wprowadzenie systemu identyfikacji elementów paliwowych metodą rozpoznawania ich za pomocą ultradźwięków. W obszarach składowania pojemniki z paliwem powinny być plombowane. Do weryfikacji materiału jądrowego mogą być stosowane obecne metody pomiarów świeżego paliwa LEU wspomagane systemami monitorowania obserwacyjno-rejestrującymi, zamykania/obserwacji, systemami bezobsługowymi. Wybór systemu zależy od ilości używanego materiału jądrowego oraz jego składu (izotopy uranu, pluton, tor).

Reaktory z paliwem cylindrycznym (rdzeń pryzmatyczny)

Rdzeń pryzmatyczny składa się z sześciokątnych bloków grafitowych, przylegających szczelnie do siebie. Znajdują się w nich pionowe kanały przepływu gazowego chłodziwa – helu, pręty regulacyjne i paliwo w postaci grafitowych cylindrów, zawierających **węgliki uranu**. Specjalne zalecenia dla systemu zabezpieczeń w reaktorach wysokotemperaturowych dotyczą sposobów plombowania materiału jądrowego w przechowalnikach świeżego paliwa i w suchych przechowalnikach wypalonego paliwa chłodzonego gazem. W przechowalnikach mokrych paliwo nie jest plombowane, ale może być monitorowane w inny sposób. Podobnie jak w reaktorach z rdzeniem usypanym, gdy nie jest możliwa bezpośrednia weryfikacja paliwa w rdzeniu i paliwa wypalonego, do określenia ilości i stopnia wypalenia wykorzystuje się systemy monitorujące przepływ materiału w chwili jego przenoszenia z rdzenia do przechowalnika. Pozwala to jednocześnie na kontrolę niezadeklarowanych działań. Gdy dostęp do wypalonego paliwa w suchym przechowalniku jest utrudniony, w celu zachowania ciągłości informacji o materiale wprowadza się kombinację systemów obserwacyjnych i zamykania oraz monitorów przepływu, rozróżniające paliwo świeże od wypalonego lub uszkodzonego i wykrywające atrapy. Podobnie jak w reaktorach z rdzeniem usypanym, do weryfikacji materiału jądrowego mogą być stosowane metody pomiarów świeżego paliwa LEU, a wybór urządzeń zależy od składu używanego materiału jądrowego (LEU, HEU, izotopy uranu, pluton, tor).

Reaktory ze stopionymi solami

Reaktory ze stopionymi solami są to reaktory, w których czynnikiem chłodzącym są stopione sole (różne rodzaje związków chemicznych). Opracowano wiele modeli reaktorów, np. zintegrowany reaktor chłodzony stopioną solą (ang. *Integral Molten-Salt Reactor*, IMSR), reaktor chłodzony mieszaniną stopionych soli (ang. *Molten-Salt Reactor*, MSR), reaktor ze stopioną solą na neutrony prędkie (ang. *Molten Salt Fast Neutron Reactor*, MSFR), w których paliwo jądrowe jest rozpuszczone w soli. Tego rodzaju reaktory należą do obiektów z materiałem

niepoliczalnym indywidualnie, w których materiał jądrowy jest używany w postaci masowej. Podobnie jak reaktory kulowe, w których paliwo jądrowe jest wprawdzie policzalne, ale trudne do zidentyfikowania, reaktory ze stopionymi solami będą wymagały szczegółowego opracowania nowych metod weryfikacji. Dotyczy to rachunkowości materiałów jądrowych, weryfikacji ilości, lokalizacji i przemieszczeń materiału jądrowego. Może się okazać konieczne opracowanie nowych monitorów przepływu paliwa, metod plombowania, rozbudowania systemów obserwacyjnych, nowych przyrządów do pomiarów nieniszczących, automatycznego systemu czujników, planów pobierania próbek.

Reaktory prężkie

Reaktory powielające na neutrony prężkie (ang. *Fast Breeder Reactor*, FBR) to reaktory, w których większość rozszczepień jąder paliwa wywoływana jest przez neutrony prężkie, tzn. przez neutrony o dużej energii (posiadające energie powyżej 0,5 MeV lub więcej), w przeciwieństwie do neutronów termicznych stosowanych w reaktorach termiczno-neutronowych. W reaktorach tych nie stosuje się moderatora neutronów. Reaktory na neutrony prężkie są zaprojektowane tak, aby efektywniej wykorzystywać materiał jądrowy zawarty w paliwie. Paliwo do reaktorów prężkich świeże i wypalone zawiera znaczne ilości Pu i HEU. Zwiększa to konieczność ściślejszego kontrolowania tych obiektów poprzez zwiększenie wysiłku inspekcyjnego, zwiększenie ilości i dokładności pomiarów, dokładniejszych systemów monitorowania z możliwością używania **aparatury bezobsługowej i zdalnie sterowanej**.

Podsumowanie

Przy wprowadzaniu nowych rozwiązań konstrukcyjnych reaktorów IV generacji należy zwrócić uwagę nie tylko na zapewnienie warunków weryfikacji wymagań układu NPT, ale i na bezpieczeństwo jądrowe, szczególne przy rozbudowaniu sieci małych reaktorów modułowych, kulowych czy ze stopionymi solami. Istniejące obecnie normy bezpieczeństwa MAEA (IAEA Safety Standards) nie obejmują omawianych tu rozwiązań reaktorów SMR IV generacji. Spełnienie warunków weryfikacji będzie dla tych sieci wymagało ogromnego zwiększenia nakładów finansowych potrzebnych do rozbudowy środków kontrolnych. System zabezpieczeń wymaga stałego unowocześniania

i ulepszania krajowych systemów kontroli materiałów jądrowych, zwiększenia efektywności i sprawności kontroli materiałów jądrowych i radioaktywnych, ulepszenia i modernizowania krajowych regulacji prawnych oraz ich ściślejszego powiązania z systemami międzynarodowymi. Dotyczy to w szczególności procedur powiadamiania o kradzieży czy akcie sabotażu oraz wzmocnienia systemów kontroli handlu materiałami jądrowymi w celu eliminacji ich nielegalnego obrotu i przemytu.

Notka o autorze

dr inż. Krzysztof Rzymkowski – Politechnikę Warszawską ukończył w 1968 roku. Od tego czasu był związany z techniką jądrową (Zakład Doświadczalny Biura Urządzeń Techniki Jądrowej – później POLON, Zjednoczony Instytut Badań Jądrowych w Dubnej, Comitato Nazionale per l'Energia Nucleare Centro Ricerche della Casaccia, Instytut Badań Jądrowych Świerk oraz PAA). Przez 15 lat inspektor Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej w Wiedniu w rejonie inspekcyjnym dalekiego wschodu, w szczególności Japonii, KRLD – Korei Płn., Indonezji. Aktualnie Sekretarz Generalny SEREN – Stowarzyszenia Ekologów na rzecz Energii Nuklearnej oraz wiceprzewodniczący Komitetu Energii Jądrowej SEP.

Literatura

1. Kaniewski J., Kielbasa W., Koszuczek Ł., Kuczynski A., Rabiński M., Rzymkowski K., Strupczewski A., *Leksykon angielsko-polski energetyki jądrowej*, Ministerstwo Energii, Warszawa, 2016, status: wysłane do opublikowania.
2. Dixon G.W., *Critical Assembly Facility Characterization*, IAEA 1985, Vienna.
3. International Safeguards in the Nuclear Reactors, IAEA NP-T-29 2014, Vienna.
4. Rzymkowski K., *Zestawy krytyczne*, EKOATOM Nr 10/2013 Wrzesień, Warszawa.
5. Rzymkowski K., *Pośrednia kontrola materiałów jądrowych*, Biuletyn Informacyjny Państwowej Agencji Atomistyki, Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna, 2, 2014, Warszawa.
6. Rzymkowski K., *Kontrola materiałów jądrowych*, PTJ 2-2011 Vol. 54, X. 2, Warszawa.
7. Rzymkowski K., *Międzynarodowy system zabezpieczeń przed rozprzestrzenianiem broni jądrowej*, Safeguards, PTJ, Vol.50 Z.4, 2007, Warszawa.
8. Dixon G.W., *Research Reactors Facility Characteristics*, IAEA 1985, Vienna.
9. Pan P., Boyer B., Murphy Ch., *Guidance for Research reactors and Critical Assembly*, LA-UR-12-26349 2012 NIS.
10. Wójciuk K., *Reaktory wysokotemperaturowe HTR, VHTR*, <http://laboratoria.net/artukul/17704.html>
11. El-Mongy S.A., *Overview of Research Reactors (RR) Worldwide and their Applications*, Nuclear Regulatory Authority 2018 Egipt.
12. Power J.A., *Safeguarding Research Reactors*, IAEA 1983, Vienna.
13. Reid B., Budlong-Sylvester K., Anzelon G., *Strengthening IAEA Safeguards for Research Reactors*, U.S. Department of Energy 2016.
14. *Research Reactors*, IAEA Bulletin 2019.

Niskie dawki promieniowania do leczenia powikłań oddechowych przy infekcji Covid-19

Low doses of radiation to treat respiratory problems with Covid-19 infection

Sylwester Sommer

Instytut Chemii i Techniki Jądrowej, Warszawa

Streszczenie: Niskie dawki promieniowania były stosowane w leczeniu zapalenia płuc już w pierwszej połowie XX wieku. Nic więc dziwnego, że zainteresowano się tą metodą terapii problemów oddechowych przy zakażeniu wirusem Covid-19. Pierwsze udane testy z udziałem małej grupy pacjentów przeprowadza się w Winship Cancer Institute of Emory University, Atlanta, Georgia, Stany Zjednoczone. Jednak prawdopodobnie z powodu obaw przed promieniowaniem metoda ta nie znalazła jeszcze zastosowania na większą skalę.

Słowa kluczowe: Covid-19, niskie dawki promieniowania, koronawirus, leczenie Covid-19.

Abstract: *Low doses of radiation were used in the first half of the 20th century to treat pneumonia. Not surprisingly, there has been an interest in this type of therapy for treating respiratory problems with Covid-19 infection. The first successful tests on a small group of patients are carried out at the Winship Cancer Institute of Emory University, Atlanta, Georgia, and the United States. However, probably due to fear of radiation, the method has not yet found application on a larger scale.*

Keywords: *Covid-19, low dose radiation, coronavirus, Covid-19 therapy.*

Promieniowanie jest powszechnie używane w medycynie zarówno do diagnostyki, jak i w leczeniu. Jeżeli chodzi o leczenie, to w zasadzie użycie promieniowania jest ograniczone do naświetlań przy chorobie nowotworowej w celu zabicia komórek rakowych w guzie albo do paliatywnego (leczenie bólu i poprawienie jakości życia) traktowania przerzutów nie nadających się do terapii. A przecież nie zawsze tak było. Od początku XX wieku, przed wynalezieniem antybiotyków, próbowano leczyć niskimi dawkami promieniowania zapalenie płuc, będące w tym czasie śmiertelną chorobą [1, 2, 3]. Terapię tę kontynuowano z powodzeniem co najmniej do lat 40. ubiegłego wieku [4, 5, 6]. Oprócz tego stosowano promieniowanie w celu leczenia różnych infekcji, stanów zapalnych, chorób autoimmunologicznych oraz chorób neurodegeneracyjnych [7].

Nic więc dziwnego, że po wybuchu epidemii Covid-19, biorąc pod uwagę doświadczenia z niskimi dawkami promieniowania stosowanymi w stanach zapalnych płuc oraz to, że przy ostrym przebiegu zakażenia koronawirusem największa śmiertelność jest również skutkiem objawów płucnych i niewydolności oddechowej, rozważano, czy

i w przypadku Covid-19 promieniowanie nie mogłoby być skuteczną metodą leczenia [6, 8, 9, 10]. Jednym z ośrodków, w których w rzeczywistości rozpoczęto pracę nad tym zagadnieniem, jest Instytut Pokonania Choroby Nowotworowej Uniwersytetu Emory (Winship Cancer Institute of Emory University, Atlanta, Georgia, Stany Zjednoczone).

Na stronach Uniwersytetu Emory ukazał się artykuł o pracach dr. Mohammada K. Khana i Clayтона B. Hessa, lekarzy, pracowników naukowych Uniwersytetu związanych z pacjentami onkologicznymi [11]. Jednak w sytuacji pandemii zainteresowali się oni zagadnieniem użycia promieniowania jonizującego do leczenia Covid-19. Proponują napromienianie płuc osób ciężko przechodzących zakażenie wirusem jednorazową, niską dawką promieniowania jonizującego (zdecydowali się na dawkę 1,5 Gy). Ideą tej terapii jest zablokowanie/zmodyfikowanie działania układu immunologicznego w płucach, tak aby zapobiec czy zmniejszyć wydzielanie cytokin prozapalnych przez makrofagi.

Chociaż nie w pełni jeszcze rozumiemy mechanizmy, które prowadzą od zakażenia wirusem Covid-19 do ciężkich powikłań w płucach, to coś już jednak wiemy. Główną

przyczyną zgonów przy infekcji koronawirusem jest niewydolność oddechowa przechodząca w ARDS (ang. *Acute respiratory distress syndrome*) [6]. ARDS jest powodowany przez systemową odpowiedź zapalną związaną z CRS (ang. *Cytokine Release Syndrome*) [12]. Covid-19 aktywuje układ immunologiczny, którego ważną częścią są makrofagi [13]. Aktywowane makrofagi (fenotyp M1) wytwarzają duże ilości prozapalnych cytokin, głównie IL-1 β , IL-6 i TNF- α , które niszczą płuca [12, 13]. Podobny mechanizm występuje podczas reumatoidalnego zapalenia stawów – w tym przypadku cytokiny niszczą stawy [14]. Wiadomo również, że istnieje alternatywny mechanizm aktywowania makrofagów cytokinami IL-4, IL-10, co skutkuje ich przeciwnym działaniem – fenotyp M2 [6]. Postuluje się, że jednorazowa niska dawka (w wielkości na przykład 0,5 Sv) promieniowania podana na płuca mogłaby zmieniać fenotyp makrofagów z prozapalnego M1 na przeciwny M2 i tym samym zmniejszać objawy ARDS [15]. Podobny efekt można osiągnąć, stosując Tocilizumab (używany między innymi przy reumatoidalnym zapaleniu stawów – roczny koszt terapii ponad 30 000 zł), nowoczesny lek, przeciwciało monoklonalne skierowane przeciwko ludzkiemu receptorowi IL-6 [12]. Tego typu terapia, choć najprawdopodobniej skuteczna, nigdy nie wejdzie do powszechnego użytku ze względu na wysoką cenę leku.

Opisane w poprzednim akapicie molekularne wytłumaczenie działania promieniowania (w kontekście Covid-19) na równowagę wytworzonych w płucach cytokin i bardziej ogólnie CRS, może być uzupełnione prostym stwierdzeniem, że limfocyty (mediatory CRS i komórki „współpracujące” z cytokinami) są bardzo promieniowrażliwe [16]. Niska dawka promieniowania może zaburzyć ich działanie i w konsekwencji zmniejszyć miejscowy odczyn zapalny w płucach.

Opierając się między innymi na wyżej przedstawionych wynikach, naukowcy z Uniwersytetu Emory rozpoczęli badania z napromienianiem płuc niewielkiej grupy pacjentów i uzyskali obiecujące rezultaty, które zostały już opublikowane [17]. Eksperyment przeprowadzono u 5 pacjentów w wieku 64–94 lata, z potwierdzonym Covid-19, z problemami oddechowymi, wymagających oddychania tlenem, ale nie intubowanych. Napromieniano obustronnie płuca jednorazową dawką 1,5 Gy. W ciągu 24 godzin odnotowano znaczną poprawę w zdolnościach oddechowych w czterech przypadkach. W ciągu 14 dni trzech pacjentów wypisano ze szpitala, a jeden miał być wypisany na dniach. Nie odnotowano żadnych efektów ubocznych terapii, a wszystkie badane markery molekularne wróciły do normy [17]. Podobny eksperyment kliniczny odbył się w Iranie w grupie 10 osób. Zastosowano dawki 0,5 lub 1 Gy na oba płuca [18]. Wyniki badania nie są w pełni zadowalające, bo mimo natychmiastowej poprawy zdolności oddychania i wskaźników biochemicznych, w czasie 2 tygodni aż cztery osoby zmarły. U żadnej z osób nie zaobserwowano symptomów odpowiedzi organizmu na promieniowanie.

Badania nad zastosowaniem niskiej dawki promieniowania przy powikłaniach oddechowych infekcji wirusem Covid-19 prowadzone są w około 10 ośrodkach w USA, Hiszpanii, Włoszech, Iranie i Indiach (informacja od profesora Michaela Waligórskiego).

Pod koniec pisania tego artykułu (koniec września 2020) ponad 33 miliony ludzi na świecie było zarażonych koronawirusem Covid-19, a milion zmarło. W Polsce liczby te kształtowały się na poziomie 90 000 zakażonych i 2500 ofiar śmiertelnych (jesienny wzrost zachorowań spowodował, że w pierwszych dniach listopada zarażonych na świecie było ponad 50 milionów ludzi, z których zmarło 1,2 miliona. W Polsce odpowiednio blisko 600 tysięcy zarażonych i blisko 8,5 zmarłych – *przyp. red.*) w dalszym ciągu nie jest pewne, czy szczyt zachorowań nie jest jeszcze przed nami, a mimo intensywnych prac nadal nie jest w Polsce dostępna szczepionka ani skuteczny lek przeciwko tej chorobie. Dlatego, powtarzając za Jerry Cuttlerem (2020), nieetycznie jest ignorowanie możliwości napromieniania płuc w przypadku niewydolności oddechowej spowodowanej wirusem Covid-19, jeżeli terapia ta, tania i łatwa technicznie, ma potencjał zapobiegania ofiarom śmiertelnym [19]. Jak starałem się nakreślić w tym artykule, istnieją mocne przesłanki do kontynuacji prób klinicznych napromieniania płuc w przypadku Covid-19: nie dość, że dotychczasowe próby dały raczej pozytywne wyniki [17, 18], to wydaje się, że rozumiemy mechanizmy działania takiej terapii [6, 7, 8, 9]. Dlatego mało zrozumiałą jest list Ian Boon (2020), w którym dosyć mocno sprzeciwia się on terapii promieniowaniem w przypadku Covid-19, motywując to stwierdzeniem, że nie ma dowodów na jej skuteczność, a nawet dawki rzędu 0,5 Gy są szkodliwe, bo wywołują nowotwory wtórne [20]. Moim zdaniem, aczkolwiek również uważam, że dawki rzędu 0,5–1,5 Gy nie są obojętne dla zdrowia (a pisząc wprost, chociaż raczej nie wywołują ostrej odpowiedzi organizmu, to zdecydowanie zwiększa się prawdopodobieństwo rozwoju choroby nowotworowej), to w tym przypadku nie ma to większego znaczenia. Podając niską dawkę promieniowania, ograniczoną tylko do obszaru płuc, u osób raczej w podeszłym wieku, a w sposób bezpośredni zagrożonych utratą życia, jej korzyści zdecydowanie przeważają ryzyko.

Temat zastosowania terapii niskimi dawkami promieniowania powinien zostać rozważony również w Polsce. Sama terapia z technicznego punktu widzenia nie jest trudna, a każdego dnia umiera u nas na Covid-19 kilkadziesiąt osób. Uważam, że temat wart jest szerokiego rozpropagowania. Niedługo w prasie specjalistycznej powinny się ukazać artykuły (w chwili publikacji tego tekstu już się ukazały [21] i [22] – *przyp. red.*) dotyczące tematu promieniowania i Covid-19 autorstwa prof. dr. hab. Michaela Waligórskiego (Instytut Fizyki Jądrowej PAN w Krakowie) i prof. Ludwiga Dobrzyńskiego (Narodowe Centrum Badań Jądrowych w Świerku), pokazujące zagadnienie w podobny (jak przedstawiony wyżej) sposób.

ARDS – *Acute respiratory distress syndrome* – zespół ostrej niewydolności oddechowej. Zespół ten charakteryzuje się zapaleniem mięszu płucnego prowadzącym do upośledzenia wymiany gazowej z towarzyszącym uwalnianiem mediatorów procesu zapalnego i hipokseміą (Wikipedia).

CRS – *Cytokine Release Syndrome* – zespół (syndrom) uwalniania cytokin. Odnosi się do syndromu burzy cytokin (CSS) i występuje, gdy duża liczba krwinek białych jest aktywowana i uwalnia cytokiny zapalne, które z kolei aktywują jeszcze więcej krwinek białych (Wikipedia).

Cytokiny prozapalne – białka wpływające na wzrost, proliferację i pobudzenie komórek biorących udział w odpowiedzi odpornościowej oraz komórek hemopoetycznych. Cytokiny mogą wybiórczo pobudzać odpowiedź komórkową lub humoralną, co w połączeniu z ich liczbą (ponad 100 opisanych cytokin i wciąż odkrywane nowe) powoduje, że powstaje niezwykle skuteczny, ale także bardzo skomplikowany i czuły system powiązań między komórkami układu odpornościowego, tzw. sieć cytokin. Podstawowy podział uwzględnia cytokiny prozapalne i przeciwzapalne (Wikipedia).

Makrofagi – duże komórki układu odpornościowego należące do układu fagocytów jednojądrzastych, powstające w szpiku kostnym z monocytów, cechujące się zdolnością fagocytozy i enzymatycznej degradacji pochłoniętych komórek drobnoustrojów, martwych komórek oraz pozostałości komórkowych. Makrofagi uczestniczą w mechanizmach odporności nieswoistej (jako fagocyty) oraz swoistej (jako komórki prezentujące antygen, regulujące odpowiedź immunologiczną oraz fagocyty) (ekologia.pl).

Niskie dawki promieniowania – w ochronie radiologicznej osiągnięto konsensus, że za niskie dawki promieniowania uważa się takie, które nie powodują widocznego zwiększenia ryzyka indukcji choroby nowotworowej i są to dawki mniejsze niż 100 mSv (dawka podana w krótkim czasie) [23, 24]. Jednak do zastosowań medycznych termin niskie dawki promieniowania odnosi się do innego przedziału, np. 0,05–0,5 Sv [25]. W przypadku opisywanych w tym artykule doświadczeń autorzy rozciągnęli tę wielkość nawet do 1,5 Sv [17, 18], co jest zgodne z definicją stosowaną przy radioterapii niskimi dawkami, gdzie przez niskie dawki rozumie się dawki niższe niż w konwencjonalnej radioterapii [26].

Notka o autorze

Sylwester Sommer – Instytut Chemii i Techniki Jądrowej, Warszawa. e-mail: s.sommer@ichtj.waw.pl

Literatura

- Heidenhain L., Fried C., *Rontgenstrahlen und Entzündung (Roentgen irradiation in inflammations)*, Archiv für Klinische Chirurgie, 133, 1924, 624–665.
- Quimby A.J., Quimby W.A., *Unresolved pneumonia: Successful treatment by roentgen ray*, New York Medical Journal, 103, 1916, 681–683.
- Calabrese E.J., Dhawan G., *How Radiotherapy Was Historically Used To Treat Pneumonia: Could It Be Useful Today?*, Yale J. Biol. Med., 86(4), 2013 Dec, 555–570.
- Oppenheimer A., *Roentgen therapy of "virus" pneumonia*, Am. J. Roentgenol. Rad. Ther., 49, 1943, 635–8.
- Dubin I.N., Baylin G.J., Gobble Jr W.G., *The effect of roentgen therapy on experimental virus pneumonia; on pneumonia produced in white mice by swine influenza virus*, Am. J. Roentgenol. Radium Ther., 55, 1946, 478–81.
- Lara P.C., Burgos J., Macias D., *Low Dose Lung Radiotherapy for COVID-19 Pneumonia. The Rationale for a Cost-Effective Anti-Inflammatory Treatment*, Clin. Transl. Radiat. Oncol., 23, 2020 Apr 25, 27–29. DOI: 10.1016/j.ctro.2020.04.006.
- Cuttler J.M., *Application of Low Doses of Ionizing Radiation in Medical Therapies, Dose-Response: An International Journal*, January-March 2020, 1–17. DOI: 10.1177/1559325819895739.
- Kirkby C., Mackenzie M., *Is low dose radiation therapy a potential treatment for COVID-19 pneumonia?*, Radiother. Oncol., 147, 2020, 221. DOI: 10.1016/j.radonc.2020.04.004.
- Dhawan G., Kapoor R., Dhawan R., Singh R., Monga B., Giordano J. et al., *Low dose radiation therapy as a potential life saving treatment for COVID-19-induced acute respiratory distress syndrome (ARDS)*, Radiother. Oncol., 147, 2020, 212–6. DOI: 10.1016/j.radonc.2020.05.002.
- Kefayat A., Ghahremani F., *Low dose radiation therapy for COVID-19 pneumonia: a double-edged sword*, Radiother Oncol., 147, 2020, 224–5. DOI: 10.1016/j.radonc.2020.04.026.
- Catherine Williams, https://winshipcancer.emory.edu/about-us/newsroom/press-releases/2020/low-dose-chest-radiation-for-covid19-patients.html#_X2yAcxAzbc
- Mehta P., McAuley D.F., Brown M. et al., *COVID-19: consider cytokine storm syndromes and immunosuppression*, Lancet, 395(10229), 2020, 1033–1034.
- Crayne C.B., Albeituni S., Nichols K.E., Cron R.Q., *The immunology of macrophage activation syndrome*, Front. Immunol., 10, 2019, 119.
- Fukui S., Iwamoto N., Takatani A. et al., *M1 and M2 monocytes in rheumatoid arthritis: a contribution of imbalance of M1/M2 monocytes to osteoclastogenesis*, Front. Immunol., 1958, 2018, 8.
- Deloch L., Fuchs J., Rückert M. et al., *Low-dose irradiation differentially impacts macrophage phenotype in dependence of fibroblast-like synoviocytes and radiation dose*, J. Immunol. Res., 14, 2019 Aug., 3161750.
- Hall E.J., Giaccia A.J., *Radiobiology for the Radiologist*, 2019, Wolters Kluwer.
- Hess C.B., Buchwald Z.S., Stokes W. et al., *Low-dose whole-lung radiation for COVID-19 pneumonia: planned day-7 interim analysis of an ongoing clinical trial*, medRxiv, preprint, accessed on August 2, 2020. DOI: 10.1101/2020.06.03.20116988v1.
- Ameri A., Rahnema N., Bozorgmehr R. et al., *Low-dose whole lung irradiation for COVID-19 pneumonia: short course results*, Research Square, preprint, accessed on August 2, 2020. DOI: 10.21203/rs.3.rs-40507/v1.
- Cuttler J.M., Bevelacqua J.J., Mortazavi S.M.J., *Unethical not to Investigate Radiotherapy for COVID-19*, Dose-Response: An International Journal, July-September 2020, 1–2. DOI: 10.1177/1559325820950104journals.sagepub.com/home/dos
- Boon I.S., Yong T.P.A., Boon C.S., *Radiotherapy for COVID-19: primum non nocere*, Radiother. Oncol., 149, 2020, 236–237. DOI: 10.1016/j.radonc.2020.05.046.
- Waligórski M., *O możliwości wspomagania leczenia COVID-19 niskimi dawkami promieniowania jonizującego*, PAUza Akademiacka, 526, 2020, 2, http://pauza.krakow.pl/526_2020.pdf (dostęp 21.10.2020).
- Dobrzyński L., *Covid-19 a niewielkie dawki promieniowania jonizującego*, PTJ vol. 63, Z.3, 2020, 202.
- Committee to assess health risks from exposure to low levels of ionizing radiation, *Health Risks from Exposure to Low Levels of*

- Ionizing Radiation: BEIR VII–Phase 2, 2006 Washington National Academy of Sciences, National Research Council. National Academy Press.
24. United Nations, Summary of Low-dose Radiation Effects on Health. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, 2010 Report to the General Assembly, 2011 New York United Nations, United Nations sales publication M.II.IX.4.
25. Piotrowski I., Kulcenty K., Suchorska W.M., Skrobała A., Skórska M., Kruszyna-Mochalska M., Kowalik A., Jackowiak W., Malicki J., *Carcinogenesis induced by low-dose radiation*, Radiol. Oncol., 51(4), 2017, 369–377.
26. National Cancer Institute – strona internetowa:
<https://www.cancer.gov/publications/dictionaries/cancer-terms/def/low-dose-radiation-therapy>

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

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