

ISSN 2353-9062

4 (110) 2017

# BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA



PAŃSTWOWA  
AGENCJA  
ATOMISTYKI

Wydawca:



Redakcja: UL. Krucza 36, 00-522 Warszawa  
TEL. 22 695 98 22, 629 85 93  
FAX 22 695 98 15  
E-MAIL [biuletyn@paa.gov.pl](mailto:biuletyn@paa.gov.pl)  
WWW. [paa.gov.pl](http://paa.gov.pl)

**Maciej JURKOWSKI**, Redaktor naczelny, Przewodniczący Rady Programowej

**Marek WOŹNIAK**, Redaktor techniczny

ISSN 2353-9062 (publikacja elektroniczna)

# BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA

---

BIULETYN INFORMACYJNY PAŃSTWOWEJ AGENCJI ATOMISTYKI

Nr 4 (110) 2017  
Warszawa

## Spis treści

Monika Kaczyńska Wywiad z dyrektorem departamentu obiektów jądrowych MAEA Grzegorzem Rzentkowskim . . . . .	5
Maciej Jurkowski Szkolenie i weryfikacja kompetencji w zapewnianiu bezpieczeństwa . . . . .	11
Paweł Domitr, Mateusz Włostowski Deterministyczne analizy cieplno-przepływowe na przykładzie awarii SBLOCA dla reaktora AP600 . . . . .	24
Krzysztof Rzymkowski Zakłady przerobu wypalonego paliwa . . . . .	34
Maciej Lemiesz Dochodzenie roszczeń z tytułu szkody jądrowej w świetle prawa międzynarodowego . . . . .	43
Sylwester Sommer Jubileuszowa Sesja Naukowa Polskiego Towarzystwa Badań Radiacyjnych im. Marii Skłodowskiej-Curie . . . . .	49

## Szanowni Państwo

Bieżący numer Biuletynu otwiera wywiad z dyrektorem departamentu bezpieczeństwa obiektów jądrowych Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej, panem **Grzegorzem Rzentkowskim**, który przed objęciem tego wysokiego stanowiska w MAEA pracował przez wiele lat w kanadyjskim dozorcze jądrowym, w latach 2008–2015 jako dyrektor generalny ds. bezpieczeństwa reaktorów. Wywiad dotyczy nie tylko kariery zawodowej w Kanadzie Polaka, absolwenta Politechniki Gdańskiej, ale również jego spojrzenia na rolę i zadania dozoru, w tym także spostrzeżeń na temat polskiego dozoru jądrowego PAA w aspekcie przygotowań do zadań związanych z polskim programem jądrowym. Szczególnie cenne wydają się uwagi na temat potrzeby określenia klarownej polityki sprawowania dozoru w oparciu o wskazanie podstawowych celów bezpieczeństwa, przy uwzględnieniu i konsekwentnym respektowaniu zasady, że za zapewnienie bezpieczeństwa elektrowni jądrowej odpowiada przede wszystkim jej operator – posiadacz zezwolenia. Rozmówca podkreślił m.in. znaczenie odpowiednio wszechstronnego i opartego na praktyce wyszkolenia inspektorów i analityków dozoru oraz kształtowania ich postaw w odniesieniu do bezpieczeństwa, czyli kultury bezpieczeństwa, nastawienia na ciągłe doskonalenie oraz podejmowania decyzji ze świadomością i oceną ryzyka.



Problematyce szkolenia kadr na potrzeby zapewnienia bezpieczeństwa oraz jego kontroli i nadzoru, a także weryfikacji kompetencji tych kadr poświęcony jest artykuł autorstwa **Macieja Jurkowskiego**. Omówiono w nim bardziej szczegółowo cele i metodologię szkolenia na potrzeby dozoru jądrowego, opierając się na tzw. modelu kompetencyjnym opisanym w dokumentach technicznych MAEA, uwzględniającym podstawowe oraz wspomagające funkcje eksperckie dozoru jądrowego, oraz zakresy kompetencji potrzebne do ich realizacji. Wskazano możliwości wyprowadzenia z tego modelu wniosków dotyczących wyboru struktury organizacyjnej urzędu dozoru oraz strategii rekrutacji i szkolenia jego pracowników.

Trzeci z zamieszczonych artykułów stanowi kontynuację problematyki analiz i ocen bezpieczeństwa. Autorzy – **Paweł Domitr** i **Mateusz Włostowski** – pokazują w nim możliwości weryfikacji przez analityków PAA za pomocą kodów obliczeniowych RELAP5 i MELCOR wyników deterministycznych analiz cieplno-przepływowych przeprowadzonych przez wnioskodawcę zezwolenia, na przykładzie awarii utraty chłodziwa na skutek tzw. małego rozerwania (*small break*) pierwotnego obiegu chłodzenia reaktora typu AP600.

Czwarty artykuł stanowi kontynuację cyklu poświęconego bezpieczeństwu (*safety, security*) oraz zabezpieczeniom (*safeguards*) obiektów jądrowego cyklu paliwowego. Tym razem autor – **Krzysztof Rzymkowski** – omawia problematykę przerobu wypalonego paliwa jądrowego, na przykładzie zakładów Rokkasho w Japonii, metody przerobu i stosowane na świecie procesy technologiczne oraz międzynarodowe inicjatywy w tym zakresie.

Piąty artykuł, autorstwa **Macieja Lemiesza** wieńczy cykl\* poświęcony zagadnieniu odpowiedzialności za szkodę jądrową na gruncie prawa międzynarodowego. Autor omawia w nim kwestie dochodzenia roszczeń na gruncie obu konwencji – paryskiej i wiedeńskiej oraz znaczenie tzw. Wspólnego Protokołu, funduszu ograniczenia odpowiedzialności oraz zasady wygaśnięcia roszczeń.

Numer zamyka informacja pana **Sylwestra Sommera** o jubileuszowej sesji naukowej Polskiego Towarzystwa Badań Radiacyjnych w sto pięćdziesiątą rocznicę urodzin jego patronki – Marii Skłodowskiej-Curie.

Życząc owocnej lektury, składam Państwu w imieniu Redakcji i swoim najlepsze życzenia z okazji zbliżających się Świąt Bożego Narodzenia oraz Nowego Roku – radosnego świętowania oraz sukcesów i wszelkiej pomyślności w 2018 roku.

Przewodniczący Rady Programowej  
*Maciej Jurkowski*

\* Zob. artykuły w numerach 4(106)2016, 1(107)2017, 2(108)2017, 3(109)2017 Biuletynu.

## Wywiad z dyrektorem departamentu obiektów jądrowych MAEA Grzegorzem Rzentkowskim

Wywiad przeprowadziła Monika Kaczyńska  
Państwowa Agencja Atomistyki

**Panie Grzegorzu, jest Pan wybitnym ekspertem od bezpieczeństwa jądrowego, wiele lat pracował Pan w dozorze jądrowym Kanady, gdzie piął się Pan po szczeblach kariery, obecnie jest Pan dyrektorem ds. instalacji nuklearnych w IAEA, rozślawia Pan w IAEA polskie nazwisko...**

Dziękuję bardzo, ale nie posunąłbym się tak daleko w ocenie moich zawodowych kwalifikacji. Jestem jednym z wielu specjalistów, którzy wykorzystują swoje doświadczenie zawodowe i pracują na arenie międzynarodowej, żeby podnieść poziom bezpieczeństwa reaktorów atomowych i zapobiec kolejnym wypadkom w przemyśle jądrowym. W Polsce skończyłem pierwsze studia, ale w Kanadzie kształciłem się dalej i zdobyłem wiedzę i doświadczenie, które są niezbędne w osiągnięciu tych celów. W tym miejscu chciałbym podkreślić, że reaktory atomowe, które są aktualnie w eksploatacji, są bardzo bezpieczne, ale należy zadbać, aby wszystkie założenia projektowe i eksploatacyjne były w pełni i prawidłowo wdrożone. To jest rola regulatora.

**Wspomniał Pan o studiach w Polsce, proszę więcej opowiedzieć na ten temat, jaki to był kierunek? Dlaczego po studiach wyjechał Pan z Polski ?**

Jak każdy młody człowiek byłem pełen ideałów i chciałem zmienić świat. Dlatego zdecydowałem się na studia na Politechnice Gdańskiej na Wydziale Hydrotechniki ze specjalizacją w ochronie środowiska.

Co stało się później, może być trudne do zrozumienia dla młodszej generacji. Musimy się cofnąć do „dark ages”, do realiów komunistycznej Polski. Po skończeniu pracy magisterskiej miałem okazję rozpoczęcia studiów doktoranckich pod warunkiem, że.... wstąpię do partii komunistycznej. Odmówiłem. I zamiast podążać za moimi ideałami, zacząłem spawać rury i montować urządzenia na statkach w Stoczni Gdańskiej.

Zderzenie ideałów z rzeczywistością było bardzo trudne do zaakceptowania, jakkolwiek był to okres bardzo emocjonalny dla mnie. I bardzo ważny dla historii Polski – były to czasy Solidarności. Wówczas nie zdawałem sobie sprawy, że najtrudniejsze było jeszcze przede mną. W listopadzie 1981 roku wyjechałem do Paryża, gdzie zastał mnie stan wojenny. I tak z dnia na dzień zostałem emigrantem.

Postanowiłem szukać szczęścia na kontynencie amerykańskim. Do Kanady wyjechałem w roku 1985, gdzie zacząłem prace naukowo-badawcze na Uniwersytecie w St. John's, Nowa Fundlandia. Pracowałem głównie nad problemami związanymi ze stabilnością morskich platform do wydobycia ropy naftowej. Równoległe rozpocząłem studia doktoranckie ze specjalizacją w dynamice płynów



**Grzegorz Rzentkowski**, dyrektor departamentu ds. instalacji jądrowych w Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (*International Atomic Energy Agency* – IAEA), w latach 2008–2015 dyrektor generalny ds. bezpieczeństwa reaktorów jądrowych kanadyjskiego dozoru jądrowego (*Canadian Nuclear Safety Commission* – CNSC) (do roku 2000 *Atomic Energy Control Board* – AECB).

i budowli. Wyniki mojej pracy doktoranckiej miały zastosowanie nie tylko do morskich platform wydobywczych, ale również w generatorach pary wodnej używanych w reaktorach atomowych.

Oferta pracy, jaką otrzymałem z przemysłu jądrowego, była pod każdym względem bardzo atrakcyjna. I wkrótce przeprowadziłem się do Toronto. To był początek mojej „atomowej” kariery i równocześnie powrót do młodszych ideałów – mogłem się przyczynić do ochrony środowiska. „What goes around, comes around”.

### **Trudno było się przystosować do życia i pracy w Kanadzie? Jak Pan wspomina teraz rozpoczęcie pracy w kanadyjskim dozorcze jądrowym CNSC?**

Absolutnie, nie. Praca na uniwersytecie, a później w laboratoriach naukowo-badawczych Ontario Hydro dawała mi ogromną satysfakcję zawodową i podstawy pod dalszy rozwój kariery. Z perspektywy lat wydaje mi się, że to były najlepsze lata w moim życiu zawodowym. Intensywnie pracowałem i publikowałem wyniki moich badań, które były często stosowane, żeby ulepszyć eksploatację i bezpieczeństwo reaktorów. Nawiązałem też bliską współpracę z Uniwersytetem McMaster w Hamilton.

W roku 1995 Ontario Hydro przeszło drastyczną reorganizację – postanowiło się skupić wyłącznie na eksploatacji reaktorów, prywatyzując linie energetyczne i zamykając laboratoria konstrukcyjne i naukowo-badawcze. A dla mnie była to okazja żeby „unormować” moje godziny pracy i przenieść się do agencji regulującej energię jądrową, Atomic Energy Control Board (aktualnie Canadian Nuclear Safety Commission). Pracę u regulatora rozpocząłem w dziale technicznym, gdzie przygotowywałem oceny bezpieczeństwa reaktorów. Nadal publikowałem teksty naukowe i współpracowałem z uniwersytetem w Hamilton, żeby utrzymać odpowiedni poziom techniczny.

### **To pytanie może zabrzmieć trochę jak pytanie z rekrutacji (śmiech), ale czy mógłby Pan powiedzieć, co uważa za swoje największe osiągnięcie w CNSC?**

Z pewnością wiem, jakie było moje najtrudniejsze osiągnięcie (śmiech) – moja promocja na stanowisko dyrektora generalnego do spraw bezpieczeństwa reaktorów jądrowych w CNSC wiązała się z koniecznością opanowania języka francuskiego. Kanada jest oficjalnie dwujęzyczna. Byłem tak podekscytowany i zmotywowany tym awansem, że po dwóch miesiącach intensywnej pracy i wielu bezsennych nocach zdałem państwowe egzaminy z francuskiego.

A teraz już na poważnie. Nie jest łatwo wybrać największe osiągnięcie i dać jednoznaczną odpowiedź, gdyż moja zawodowa kariera była dość różnorodna i pełna niespodzianek. Gdy rozpocząłem pracę w Ontario Hydro, zostałem wysłany do elektrowni w Darlington, niedaleko Toronto, żeby pracować nad rozwiązaniem poważnego problemu projektowego, który uniemożliwiał rozruch

nowo wybudowanych reaktorów. To był mój prawdziwy chrzest w przemyśle energetyki jądrowej. Tam poznałem budowę reaktorów i wybitnych specjalistów, których nazwiska znałem z publikacji technicznych. Po kilku miesiącach analiz i pomiarów reaktory zostały uruchomione. Do dzisiaj pamiętam widok pary wodnej unoszącej się nad budynkiem reaktora. Dla mnie, w tamtej chwili, był to najpiękniejszy widok na świecie i ogromne źródło zawodowej satysfakcji.

Inne osiągnięcie w mojej pracy zawodowej, które również bardzo silnie utkwilo mi w pamięci, to jest projekt wprowadzenia wielu ulepszeń w kanadyjskich reaktorach atomowych po wypadku w Fukushima. Był to bardzo trudny projekt, nie tylko od strony technicznej, lecz również ze względu na kwestie akceptacji społecznej. Jako „twarz” bezpieczeństwa jądrowego brałem udział w licznych zebraniach ze społeczeństwem, starając się wyjaśnić, że reaktory są bezpieczne i nawet gdyby doszło do wypadku, to wprowadzane ulepszenia praktycznie wyeliminują potencjalne konsekwencje. Nie muszę chyba Pani przekonywać, że było to bardzo trudne zadanie. Po skończeniu tego projektu otrzymałem nagrodę od przemysłu atomowego za wyjątkowy wkład w bezpieczeństwo jądrowe w Kanadzie. Jako regulator cenię sobie tę nagrodę bardzo wysoko.

### **Myślał Pan kiedyś o powrocie do Polski? Od 2014 roku oficjalnie funkcjonuje u nas przyjęty przez rząd program jądrowy. Obecny rząd twierdzi, że chce kontynuować program i zbudować w Polsce elektrownię jądrową... bardzo by się Pan nam przydał teraz w Polsce...**

Polskę odwiedzam bardzo często, ale powrotu na stałe nie rozważam. Myślę, że Pani to rozumie. Moje całe życie jest w Kanadzie – dzieci, przyjaciele, dom, możliwości dalszej pracy...

### **Oczywiście, rozumiem.**

### **Co Pan sądzi o Programie Polskiej Energetyki Jądrowej?**

Żałuję bardzo, ale niestety nie znam szczegółów tego programu. Patrząc z perspektywy kilku prezentacji, które słyszałem na arenie międzynarodowej, wydaje mi się, że Polska buduje ten program bardzo systematycznie i... ostrożnie. Chociaż w październiku tego roku na konferencji w Abu Dhabi miałem okazję słuchać Pana Ministra Piotrowskiego, który oświadczył, że decyzja o budowie reaktorów atomowych w Polsce zostanie podjęta na początku przyszłego roku. Czas pokaże...

### **Przejdźmy zatem do pytania o PAA... Jak Pan dyrektor ocenia polski dozór jądrowy? Czy uważa Pan, że jesteście odpowiednio przygotowani, aby być dozorem „przez duże D”, czyli dozorem dla elektrowni jądrowej? Misja międzynarodowych ekspertów, która była w PAA w połowie tego roku, ocenia nasze działania**



**bardzo wysoko. Wszystkie wcześniejsze zalecenia i rekomendacje dotyczące naszego funkcjonowania zostały uznane za zrealizowane. Dobrze ocenia nas również Najwyższa Izba Kontroli, sprawdzająca w tym roku przygotowania do programu jądrowego. To dla nas spory sukces, ale czy Pan uważa, że jesteśmy odpowiednio przygotowani do energetyki jądrowej? Jak to Pan nazywa „regulatory readiness”?**

Na podstawie tego co czytałem, PAA zrobiła wspaniałą pracę. To z pewnością ogromny sukces. Gratulacje.

Wydaje mi się, że na tym etapie rozwoju programu jądrowego w Polsce PAA jest bardzo dobrze przygotowana. Jakkolwiek – to jest chyba najpopularniejsze słowo w słowniku regulatora – najtrudniejszy krok to wdrożenie wszystkich funkcji nadzoru, a w szczególności procesu licencyjnego i inspekcji. Aby te funkcje były spójne, trzeba się zdecydować, jakie zasady zastosować, żeby stworzyć stabilny i przejrzysty system, pamiętając o tym, że operator jest głównie odpowiedzialny za bezpieczeństwo reaktorów, a regulator za ocenę bezpieczeństwa na podstawie warunków licencyjnych. Ogólny koszt nadzoru i eksploatacji też powinien być wzięty pod uwagę.

To niestety nie jest łatwe, ale teraz jest odpowiedni czas dla PAA do ustalenia „policy”, która pomoże w podjęciu decyzji licencyjnych i wdrożeniu programu inspekcji. „Policy” taka powinna zdefiniować, do jakiego stopnia system nadzoru ma być oparty na ogólnych celach bezpieczeństwa – safety objectives, pozwalając operatorowi zdecydować, jak te cele osiągnąć, i na zasadach ryzyka – risk informed, które są niezbędne, żeby właściwie ocenić bezpieczeństwo eksploatacji reaktora. Ja zdecydowanie popieram system bazujący na ogólnych celach bezpieczeństwa, gdyż nie ma potrzeby komplikowania pewnych elementów systemu nadzoru, jeśli mogą one być proste. Taki system ma wiele zalet, ale jego wdrożenie wymaga dużego doświadczenia. Jeżeli ogólne cele bezpieczeństwa nie są ustalone albo stosowane, prowadzi to do skomplikowanych wymagań licencyjnych i dużej liczby inspekcji. To bardzo podwyższa koszt nadzoru i obniża jego skuteczność.

Prosty przykład, który odzwierciedla ten koncept, to regulacja ruchu drogowego w miastach. Ogólna zasada bezpieczeństwa – *safety objective* – to wyeliminowanie lub ograniczenie liczby wypadków. Zasada ta jest wdrażana przez wprowadzenie świateł i znaków regulacyjnych ruchu drogowego. Rodzaj stosowanych znaków zależy od nasilenia ruchu i związanego z tym prawdopodobieństwa wypadku – decyzja jest „risk informed”. Nie można stosować samych znaków stopu, gdyż kierowcy zaczną je ignorować i będzie to prowadziło do wzrostu liczby wypadków. Na większości skrzyżowań to kierowca powinien zdecydować, kiedy trzeba się zatrzymać, kiedy trzeba zwolnić i kiedy można bezpiecznie przejechać skrzyżowanie. Kierowca jest odpowiedzialny za swoje bezpieczeństwo i bezpieczeństwo innych użytkowników dróg. Kierowca to operator.

## A dozór?

A dozór to policja, która decyduje o znakach, światłach, przepisach, poucza i nakłada kary – mandaty...

Niezależnie, jaką decyzję podejmie PAA i jaki system nadzoru wybierze, ogólne zasady wdrażania nadzoru muszą być konsekwentnie i systematycznie wprowadzane, żeby stworzyć stabilny i przejrzysty system regulacji energii jądrowej w Polsce.

**No właśnie... przed nami proces licencyjny dla EJ, pierwszy w Polsce. Jako PAA wydajemy licencję zwaną zgodnie z prawem u nas zezwoleniem na budowę, jak powinniśmy się do tego procesu przygotować?**

Przede wszystkim proces licencyjny powinien być prosty i przejrzysty. Rozumiem, że PAA planuje wydawać licencje na budowę, potem na rozruch i następnie na eksploatację elektrowni jądrowej. Jest to sprawdzony proces, który zapewnia odpowiednią kontrolę całości kształtu projektu. Jednak aby ten proces był efektywny, PAA powinna być jedynym organem państwowym odpowiedzialnym za wydawanie licencji. Mam nadzieję, że warunki licencyjne są już ściśle określone przez PAA, szczególnie w odniesieniu do lokalizacji, projektu i budowy przyszłych reaktorów w Polsce. Inwestor – przyszły operator powinien być w stanie przewidzieć wyniki końcowych decyzji licencyjnych. To skróci proces licencyjny i pozwoli uniknąć niespodzianek. Czas to pieniądz – w tym przypadku bardzo dużo pieniędzy...

Należy pamiętać, że licencja na budowę i eksploatację reaktorów jądrowych w Polsce powinna być „licencją społeczną”. Dla Polski będzie to nowa technologia – aktualnie dość kontrowersyjna społecznie – i powinna być zaakceptowana przez społeczeństwo polskie. Niestety, w wyniku wypadku w Fukushima światowe społeczeństwo jest zarżone obsesją nadchodzącej apokalipsy. Społeczną debatę trzeba więc z powrotem sprowadzić do realiów ogromnych osiągnięć bezpieczeństwa w przemyśle jądrowym. Nawet w sytuacji wypadku w Fukushima nie było ofiar, ale nie jest łatwo ten fakt komunikować. Należy się do tej debaty dobrze przygotować, gdyż publiczne dyskusje nigdy nie są rutynowe.

Od strony technicznej licencja powinna być szablonowa, a warunki licencyjne – „license conditions” – standardowe. Warunki licencyjne powinny być proste i odnosić się do programów eksploatacyjnych zdefiniowanych przez operatora w systemie zarządzania reaktorem – „Management System”. Wynika to z tego, że – jak już wcześniej wspominałem – to operator jest głównie odpowiedzialny za bezpieczeństwo reaktora, a regulator ocenia, czy operator ma właściwe kwalifikacje i czy programy bezpieczeństwa są zgodne z warunkami licencyjnymi. Należy również pamiętać, że licencja nie powinna zawierać specyfikacji technicznych, które mogą podlegać zmianie, pociągając za sobą konieczność częstego uaktualniania licencji. Ponadto,

licencja nie powinna służyć jako manual do przeprowadzania inspekcji.

### **Co jest miarą sukcesu efektywnie działającego regulatora?**

Najprostsza odpowiedź na to pytanie to: miarą jest „bezpieczeństwo reaktorów”, które może być mierzone na wiele sposobów. Nie jest to jednak zupełnie właściwa odpowiedź, gdyż to głównie operator odpowiada za bezpieczeństwo reaktorów, a nie regulator. Rola regulatora jest bardzo ważna w zapewnianiu bezpieczeństwa, ale regulator nie może być włączany w decyzje związane z eksploatacją reaktora, które często decydują o jego bezpieczeństwie.

Musimy zatem spojrzeć na wszystkie elementy, które kształtują system bezpieczeństwa i o których decyduje regulator. Mam na myśli, przede wszystkim, przejrzystość i stabilność przepisów, konsekwencje wdrażania przepisów poprzez proces licencyjny, efektywność inspekcji i również otwartość publiczną. Wszystkie te elementy wpływają na efektywność nadzoru regulacyjnego.

Z praktycznego punktu widzenia musimy również pamiętać, że decyzje regulacyjne nie zawsze bazują na ściśle określonych argumentach, ponieważ nie wszystkie okoliczności, które powinny być wzięte pod uwagę, można odpowiednio zdefiniować. W takich sytuacjach trzeba mieć wyczucie, intuicję, kiedy trzeba działać i kiedy można poczekać – sztuka podejmowania odpowiednich decyzji w odpowiednim czasie ma ogromny wpływ na efektywność nadzoru.

Z mojego własnego doświadczenia wiem, że dozór jest efektywny, jeżeli relacje pomiędzy regulatorem i operatorem opierają się na zaufaniu, wzajemnym szacunku i otwartości. Zarówno operator, jak i społeczeństwo chcą silnego nadzoru. PAA jest na dobrej drodze...

### **Jesteśmy w PAA w sytuacji pewnego zawieszenia, jeśli chodzi o program jądrowy, nie wiemy, kiedy będzie wybrana lokalizacja, kiedy będzie wybrana technologia, kiedy rozpoczniemy proces licencjonowania, czekamy, ale nie biernie, cały czas szkolimy swój zespół.**

Biorąc pod uwagę nieokreśloną przyszłość programu jądrowego w Polsce, PAA robi wspaniałą pracę w szkoleniu i rozwoju kompetencji swoich kadr. Zdaję sobie sprawę, że PAA nie tylko aktywnie korzysta ze szkoleń IAEA, ale też wypracowała swoje własne narzędzia do rozwoju kompetencji we współpracy Regulatory Cooperation Forum.

W ramach Regulatory Cooperation Forum, za które jestem odpowiedzialny, wysyłacie swoich pracowników na staże do doświadczonych dozorów. To bardzo dobra inicjatywa i ten program powinien być kontynuowany, żeby nie tylko kształcić kadry PAA w dziedzinach technicznych, ale również dać im możliwość zdobycia praktycznego doświadczenia. Chciałbym jednak zwrócić uwagę, że w pierwszej kolejności powinny być wysyłane osoby, które

będą miały bezpośredni udział w procesie licencyjnym – to znaczy osoby, które będą odpowiedzialne za oceny projektowe i analizy bezpieczeństwa oraz inspekcje. Taki staż powinien trwać od 6 do 12 miesięcy, aby przynieść maksymalne korzyści szkoleniowe dla PAA.

Śledzę też drugą inicjatywę PAA, podjętą wspólnie z ekspertami z USA i UK, która jest ukierunkowana na analizę projektową nowych reaktorów – tak zwany General Design Assessment. Ta inicjatywa rozpoczyna się teraz – w listopadzie i potrwa minimum do końca 2018 roku. Bardzo żałuję, ale z powodu innych obowiązków nie będę mógł uczestniczyć z ramienia IAEA w Warszawie w ustaleniach założeń i celów tego ćwiczenia. Życzę powodzenia całemu zespołowi. Mam nadzieję, że będę mógł się dołączyć na późniejszym etapie, tym bardziej że to jest jeden z moich ulubionych technicznych tematów.

Jest to bardzo ważne, żeby szkoląc kadry PAA, korzystać z doświadczeń zaawansowanego przemysłu jądrowego i uniknąć błędów popełnionych przez inne organizacje nadzorcze. W przeszłości wszyscy uczyliśmy się na błędach...

### **Z doświadczeń międzynarodowych staramy się korzystać, mamy bardzo dobrze rozwiniętą współpracę międzynarodową... A czy w Pana opinii możemy jakoś wykorzystać krajowe możliwości do wzmocnienia kompetencji naszej kadry?**

Tak, jak najbardziej. To co mógłbym jeszcze doradzić w kwestii szkolenia kadry, to otwarcie się również na staże krajowe – na uniwersytetach, w instytucjach naukowo-badawczych oraz w polskim przemyśle energetycznym. Każde doświadczenie jest istotne w rozwoju zawodowym przyszłych kadr nadzoru.

Niemniej niezależnie od liczby i jakości szkoleń nie jest nam łatwo utrzymywać motywacje do pracy przy nadzorze nad bezpieczeństwem przyszłej EJ, gdy termin jej powstania ciągle się oddala. Nie chodzi oczywiście o promowanie energetyki jądrowej – od tego się odcinamy. Ale zwyczajnie, niektóre osoby chciałyby pracować przy nadzorze nad bezpieczeństwem takiej dużej i innowacyjnej w Polsce inwestycji.

### **Co Pan dyrektor radzi? Jak utrzymywać zmotywowaną i dobrze wyszkoloną kadrę?**

Całkowicie rozumiem, że część kadry może być sfrustrowana. To jest jak piłkarz, który ciężko trenuje, ale nie ma okazji rozegrać meczu, gdyż ciągle siedzi na ławce rezerwowych.

Jest niezmiernie ważne, żeby w takiej sytuacji skoncentrować się na pewnych elementach ocen bezpieczeństwa, które mogłyby być później wykorzystane w procesie licencyjnym. Na przykład, przedaplikacyjna ocena bezpieczeństwa reaktorów – to znaczy General Design Assessment, o którym już mówiliśmy. Jestem przekonany, że kilku projektantów reaktorów zgłosi się do PAA, aby ocenić swoje szanse licencyjne, tym bardziej że wyniki mogłyby



być użyte w procesie licencyjnym, jeżeli doszłoby do złożenia aplikacji. Taką ocenę bezpieczeństwa reaktorów można by połączyć z rzeczywistym projektem, jeżeli się założy „warunki brzegowe” dla planowanej lokalizacji w Polsce. Warunki brzegowe powinny w konserwatywny sposób ograniczać wszystkie elementy środowiskowe i atmosferyczne. W następnym etapie można też założyć pewne zagęszczenie ludności w okolicach wybranej lokalizacji i oszacować ryzyko dla społeczeństwa w razie awarii reaktora. Na tej podstawie będzie można nakreślić model ewakuacji ludności.

### **To bardzo praktyczne dla nas rady.**

To tylko parę przykładów ćwiczeń, które można by zainicjować, żeby bardziej zmotywować kadry. Najważniejsze jest jednak, aby zespół wykorzystał ten moment w rozwoju PAA – to jest wspaniałą okazję, żeby każdy pracownik znalazł swój ulubiony temat techniczny i pogłębiał swoje umiejętności w wybranym temacie. Sam chciałbym być w takiej sytuacji, ale w mój rozwój zawodowy już nikt nie zainwestuje... (śmiech)

W tym momencie pozwolę sobie na pewne przemyślenie... Nie umniejszając wagi wiedzy technicznej, wydaje mi się, że w przemyśle jądrowym najtrudniej jest wykształcić ekspertów generalnych, którzy potrafią powiązać wiedzę techniczną z zarządzaniem i eksploatacją reaktora, a również aspektami prawnymi. Eksperci, którzy widzą „the big picture” – całość działania regulatora będą w przyszłości odpowiedzialni za decyzje licencyjne.

**Kolejne pytanie. W obszarze bezpieczeństwa jądrowego mówi się zawsze o „ciągłym doskonaleniu”, podkreśla się konieczność podnoszenia poziomu bezpieczeństwa. Nad czym obecnie pracuje się w IAEA, aby te standardy zwiększać? Co jest teraz priorytetem w pracach IAEA?**

To jest pytanie, na które często musiałem odpowiadać, gdy byłem odpowiedzialny za bezpieczeństwo reaktorów jądrowych w Kanadzie. Szczególnie po wypadku w Fukushima, gdy debata na temat bezpieczeństwa energii atomowej rozgorzała na nowo i zrobiła się bardzo publiczna. Brałem udział w licznych spotkaniach, starając się wyjaśnić, co regulator i operator robią, żeby wzmocnić bezpieczeństwo jądrowe i dlaczego. Tłumaczyłem, że po wprowadzeniu dodatkowych ulepszeń reaktory w Kanadzie są bezpieczne. Społeczeństwo w Kanadzie nie tolerowało wówczas żadnego ryzyka, jeżeli chodzi o bezpieczeństwo atomowe.

Wypadek w Fukushima zademonstrował, że awarii w elektrowni jądrowej nie można całkowicie wyeliminować. Dlatego aktualnie pracujemy w IAEA nad zasadami projektowymi reaktorów, które umożliwiłyby praktyczne wyeliminowanie konsekwencji potencjalnych wypadków. Rozważamy też, jak te zasady projektowe można będzie zastosować do istniejących reaktorów. Jest to aktualnie bardzo gorący temat, dyskutowany nie tylko na płaszczyźnie technicznej, lecz również politycznej.

Wypadek w Fukushima zademonstrował również, że elektrownie posiadające więcej niż jeden reaktor wymagają nowego podejścia do oszacowania ich bezpieczeństwa. Aktualne metody, które opierają się na analizie prawdopodobieństwa wypadku, są bardzo skomplikowane i niewystarczająco dokładne, żeby wyniki stosować w decyzjach licencyjnych. Staramy się uprościć te metody i jednocześnie poprawić ich dokładność. Pierwsze wyniki są bardzo obiecujące.

Czas jednak nie stoi w miejscu. Tak jak się to dzieje w innych dziedzinach nauki i techniki, IAEA stara się iść z duchem czasu i szuka nowych rozwiązań technologicznych, które mogą uczynić energię jądrową tańszą i bezpieczniejszą. Zdefiniowanie zasad projektowych i bezpieczeństwa dla nowej generacji reaktorów, które są już na deskach kreślarskich, tak jak na przykład małe modułarne reaktory, jest jednym z naszych priorytetów. Reaktory te mają być całkowicie bezpieczne – to znaczy prawdopodobieństwo wypadku ma być całkowicie wyeliminowane.

Proszę mnie jednak źle nie zrozumieć. Jak już wcześniej powiedziałem, reaktory, które są aktualnie w eksploatacji, są wystarczająco bezpieczne – to jest dojrzała i sprawdzona technologia. Aby bardziej wzmocnić bezpieczeństwo eksploatacji reaktorów, musimy się skoncentrować na kulturze bezpieczeństwa – „safety culture”. Uważam, że poprzez poprawę kultury bezpieczeństwa, zarówno regulatora, jak i operatora, wzmocnimy bardziej bezpieczeństwo jądrowe niż poprzez dalszą poprawę technologii.

**Safety culture – kultura bezpieczeństwa. Ten temat jest mi bliski, staram się wdrażać w PAA rozwiązania wzmocniające kulturę bezpieczeństwa i rozwijać dyskusję wśród pracowników na ten temat, ale spotykam ekspertów – inżynierów, którzy nie są przekonani o potrzebie dyskusowania tego „miękkiego obszaru”...**

Nie jest to tylko problem PAA. Wielu regulatorów stara się wzmocnić kulturę bezpieczeństwa wśród swoich pracowników. Wynika to z tego, że około 70% incydentów i awarii w przemyśle jądrowym to efekt błędów popełnianych przez obsługę reaktorów i efekt niskiej kultury bezpieczeństwa.

Muszę się przyznać, że na początku mojej kariery zawodowej miałem podobne podejście do tego „miękkiego obszaru”, jak Pani to ładnie określiła. Ponadto uważałem, że dziedzina techniczna, w której pracowałem, była najważniejsza dla bezpieczeństwa jądrowego. Moje podejście do kultury bezpieczeństwa zmieniło się wraz z rosnącym doświadczeniem i jestem przekonany, że pracownicy PAA przejdą podobną transformację, jakkolwiek management musi konsekwentnie promować właściwą postawę.

Musimy sobie zdać sprawę, że reaktor to jest bardzo skomplikowany system i do awarii najczęściej dochodzi w skomplikowany sposób. Ponadto nawet najlepsi eksperci mogą popełnić błędy projektowe lub eksploatacyjne. Dlatego jest ważne, żeby czuć zawodowy respekt przed

technologią jądrową, to znaczy podejmować decyzje w konserwatywny sposób – „conservative decision making” i stawiać wyzwanie przyjętym zasadom, jeżeli jest powód do wątpliwości – kwestionować je – „questioning attitude”. Reaktor może być eksploatowany w bezpieczny sposób tylko poprzez stałe sprawdzanie rzeczy, które mogłyby prowadzić do awarii i poprzez analizowanie ich potencjalnych konsekwencji.

Tak, że – Pani Moniko – proszę się nie poddawać...

**Na koniec rozmowy chciałabym jeszcze spytać, skąd czerpie Pan energię do pracy? Jak Pan spędza wolny czas, chociaż podejrzewam, że nie ma Pan go zbyt wiele.**

Nie jest tak źle. Przez lata wymagającej pracy nauczyłem się gospodarować moim czasem i utrzymywać właściwą równowagę pomiędzy życiem zawodowym i prywatnym. Wydaje mi się, że określenie „workoholic” do mnie nie pasuje.

W wolnym czasie lubię udzielać wywiadów (śmiech). Poza tym dużo wolnego czasu spędzam na ćwiczeniach fizycznych – szczególnie uwielbiam bieganie. Biegać mogę o każdej porze dnia i nocy – daje mi to ogromne odprężenie i chwile dużej koncentracji, które czasami wykorzystuję na rozwiązywanie problemów związanych z pracą. W zeszłym roku wziąłem udział w biegu maratońskim w Wiedniu. Zająłem 12 miejsce w grupie wiekowej, co dało mi dużą satysfakcję, biorąc pod uwagę, że to był mój pierwszy i ostatni maraton (śmiech).

**Bardzo dziękuję za rozmowę. To był dla mnie bardzo ciekawy czas.**

**I oczywiście zapraszamy Pana do Warszawy na spotkanie do PAA, do naszej nowej siedziby.**

Z dyrektorem departamentu obiektów jądrowych MAEA, b. dyrektorem generalnym ds. bezpieczeństwa reaktorów jądrowych kanadyjskiego dozoru jądrowego CNSC w latach 2008–2015, rozmawiała Monika Kaczyńska – koordynator Gabinetu Prezesa PAA.

# Szkolenie i weryfikacja kompetencji w zapewnianiu bezpieczeństwa

Maciej Jurkowski

## Wstęp

Szkolenie i weryfikacja kompetencji w zapewnieniu bezpieczeństwa<sup>1</sup> stanowi jedno z istotnych zadań dozoru jądrowego określonych w ustawie Prawo atomowe<sup>2</sup>.

Celem szkolenia jest uzyskanie właściwych, wymaganych **kompetencji**<sup>3</sup> zarówno przez **wykonujących działalność** związane z narażeniem na promieniowanie jonizujące – posiadaczy zezwoleń, jak i **sprawujących państwową kontrolę** tych działalności, czyli dozór jądrowy. Zgodnie z ustawą Prawo atomowe organami dozoru jądrowego są **inspektorzy dozoru jądrowego**<sup>4</sup> oraz Prezes Państwowej Agencji Atomistyki, jako naczelny organ dozoru jądrowego.

Niezbywalna **odpowiedzialność za bezpieczeństwo spoczywa** przede wszystkim **na kierowniku jednostki organizacyjnej prowadzącej działalność** wymagającą zezwolenia z punktu widzenia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, udzielanego przez Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki. Zgodnie z art.7 ustawy kierownik takiej jednostki odpowiada za **przestrzeganie wymagań bezpieczeństwa** jądrowego i ochrony radiologicznej, a także musi zapewnić **sprawowanie wewnętrznego nadzoru nad ochroną radiologiczną** w kierowanej przez siebie jednostce (a jeśli jest obiekt jądrowy – to także nad **bezpieczeństwem jądrowym**), zatrudniając osobę

o odpowiednich kompetencjach, tj. posiadającą uprawnienia **inspektora ochrony radiologicznej (IOR)**<sup>5</sup>, nadawane przez Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki na podstawie pozytywnego wyniku egzaminu przeprowadzonego przez Komisję Egzaminacyjną, powołaną przez Prezesa PAA. Warunkiem dopuszczenia kandydata na IOR do takiego egzaminu jest m.in. **odbycie szkolenia** w jednostce uprawnionej przez Prezesa PAA do prowadzenia takich szkoleń, zgodnie z zatwierdzonym przez niego programem. Kierownik jednostki, prowadzącej działalność związaną z narażeniem, ma także obowiązek zapewnienia pracownikom wstępnych i okresowych (nie rzadziej niż co 5 lat) szkoleń w zakresie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej zgodnie z opracowanym przez siebie programem, a **na stanowiskach o istotnym znaczeniu dla zapewnienia bezpieczeństwa** jądrowego i ochrony radiologicznej może zatrudniać wyłącznie osoby o odpowiednich kompetencjach, posiadające (podobnie jak IOR) **uprawnienia wymagane dla tych stanowisk**, nadawane przez Prezesa PAA na podstawie egzaminu zdanego przed powołaną przez niego Komisją Egzaminacyjną.

Natomiast Państwowa Agencja Atomistyki jest urzędem realizującym w interesie państwa i społeczeństwa **zewnętrzny nadzór i kontrolę** nad działalnościami (*activities*) i obiektami (*facilities*) wymagającymi zezwoleń.

<sup>1</sup> Bezpieczeństwo (ang. *safety*) to zarówno ochrona ludzi i środowiska przed ryzykiem związanym z narażeniem na promieniowanie jonizujące, jak i rozwiązania zapewniające bezpieczny stan obiektów i urządzeń oraz bezpieczny sposób prowadzenia działalności, które mogą potencjalnie spowodować zagrożenie promieniowaniem; w polskich przepisach stosuje się termin „bezpieczeństwo jądrowe i ochrona radiologiczna” – bj i or uwzględniający oba te aspekty.

<sup>2</sup> Ustawa z dnia 29 listopada 2000 r. – Prawo atomowe – tekst jednolity Dz.U. 2017 poz. 576.

<sup>3</sup> Kompetencja: zaprezentowana zdolność przełożenia wiedzy, umiejętności oraz postawy na praktyczne działanie w celu wykonania pracy zgodnie z ustaloną normą.

<sup>4</sup> Inspektor dozoru jądrowego (ang. *nuclear regulatory inspector*) – inspektor zarówno zastosowań źródeł promieniowania (insp.d.j. I stopnia), jak i obiektów jądrowych (insp.d.j. II stopnia) – zatrudniony w państwowym urzędzie dozoru bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, jakim w Polsce jest PAA.

<sup>5</sup> Inspektor Ochrony Radiologicznej (ang. *Radiation Protection Expert* lub *Radiation Protection Officer*) - specjalista ochrony radiologicznej zatrudniony przez posiadacza zezwolenia na działalność ze źródłami promieniowania lub przez operatora obiektu jądrowego (wtedy musi mieć kompetencje także w zakresie bezpieczeństwa obiektów jądrowych).

Działając na podstawie ustawy Prawo atomowe z dnia 29.11.2000 r. (z późniejszymi zmianami), PAA:

- wykonuje funkcje dozoru bezpieczeństwa (*safety*), w szczególności – bezpieczeństwa:
  - **jądrowego** – obiektów i materiałów jądrowych (*nuclear safety*)
  - **radiacyjnego** – działalności ze źródłami promienienia (*radiation safety*)
  - **transportu** źródeł, wypalonego paliwa i odpadów (*transport safety*) oraz
  - **odpadów promieniotwórczych** (*waste safety*)
- nadzoruje i kontroluje w określonym prawem zakresie w czterech powyższych obszarach **ochronę fizyczną** (*security*)
- nadzoruje i kontroluje funkcjonowanie w kraju globalnego systemu **zabezpieczeń** przed proliferacją (*safeguards*).

Prezes Państwowej Agencji Atomistyki jest w Polsce centralnym organem administracji państwowej wykonującym te zadania – zwane „dozorem jądrowym” – przy pomocy **inspektorów dozoru jądrowego i pracowników wyspecjalizowanych komórek organizacyjnych Agencji**. Przy realizacji swoich zadań Prezes PAA korzysta również z **ekspertów zewnętrznych** powołanych w skład Rady ds. Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej oraz **komisji egzaminacyjnych**.

W artykule opisano cele szkolenia rozwijane i stosowane w urzędach dozoru jądrowego, opierając się na tzw. modelu kompetencyjnym z uwzględnieniem doświadczeń krajowych.

## Cele szkolenia na potrzeby dozoru jądrowego

Celem każdego szkolenia jest uzyskanie przez szkolonego **kompetencji** w określonym zakresie, potrzebnym do efektywnego wykonywania powierzonych mu **zadań** na jego **stanowisku** pracy. Zakres wymaganych kompetencji pracowników określonej instytucji uwarunkowany jest **funkcjami**, których wypełnianie jest oczekiwane od tej instytucji. Opracowanie programu szkoleń dla określonej instytucji opiera się na analizie uwzględniającej stanowiska, zadania oraz kompetencje potrzebne do ich wykonywania (*job/task/competency analysis*). Takie podejście – zwane **modelem kompetencyjnym** – pozwala na wypracowanie skutecznej strategii **rekrutacji pracowników** oraz **ich wyszkolenia**, opartej na identyfikacji i zapełnianiu luk, a następnie zapewnienie podnoszenia kwalifikacji, planowania indywidualnych ścieżek kariery oraz profesjonalnego rozwoju.

## Model kompetencyjny

Używany tu termin „**kompetencje**” oznacza grupę powiązanych ze sobą pojęć: **wiedzy** (*knowledge*), **umiejętności** (*skills*) i **postaw** (*attitude*) – KSA potrzebnych do wykonania określonej pracy.

Wiedza reprezentuje **zasób i głębię informacji** przyswojonych i zachowanych w umyśle pracownika, które pozwalają mu rozwiązywać różne problemy z uwzględnieniem zmieniających się lub niespodziewanych sytuacji.

**Umiejętności** to demonstrowane **zdolności i fachowość w wykonywaniu zadań** stosownie do wymaganych standardów i zgodnie z oczekiwaniami oceniającego.

**Postawa**<sup>6</sup> to podejście polegające na akceptacji i stosowaniu w praktyce postępowania zapewniającego **wykonanie pracy** czy zadania z **należyłą starannością**.

Tak zdefiniowanych kompetencji nie należy utożsamiać wprost z opisami stanowiska pracy lub zakresu zadań – termin ten należy rozumieć raczej jako cechy mentalne i fizyczne oraz zachowania pracownika w odniesieniu do działalności wykonywanej na tym stanowisku pracy czy w odniesieniu do określonych zadań. Model kompetencyjny<sup>7</sup> grupuje kompetencje, jakie powinni posiadać pracownicy dozoru, w następujących czterech kategoriach:

1. Podstawy prawne i procedury dozоровe
2. Dyscypliny techniczne
3. Dozоровe praktyki postępowania
4. Efektywność pracy indywidualnej i w zespołach.

**Podstawy prawne i procedury** – obejmują akty prawne i przepisy wykonawcze regulujące działalność dozoru jądrowego, statut i regulamin organizacyjny urzędu oraz procedury i instrukcje postępowania, wytyczne dozоровe, dokumentację związaną z wydawaniem zezwoleń i nadawaniem uprawnień, procedury postępowania administracyjnego, w szczególności związane z egzekwowaniem i stosowaniem sankcji.

**Dyscypliny techniczne** dotyczą podstaw nadzorowanych technologii, ich praktycznych zastosowań oraz dziedzin specjalistycznych.

**Praktyki postępowania** obejmują techniki prowadzenia analiz bezpieczeństwa, wykonywania inspekcji, audytów i dochodzeń w trybie postępowania administracyjnego.

**Efektywność** pracy indywidualnej i w zespołach obejmuje problematykę analitycznego myślenia, rozwiązywania problemów i podejmowania decyzji, efektywności pracy własnej, umiejętności komunikowania się, pracy zespołowej oraz zarządzania.

<sup>6</sup> Postawa (ang. *attitude*) to uczucia, opinie, sposób myślenia, percepcje, wartości, zachowanie oraz zainteresowania pracownika, które pozwalają mu podjąć pracę lub wykonać zadanie zgodnie z jego optymalnymi możliwościami.

<sup>7</sup> Tzw. czterokwadrantowy model kompetencyjny wg metodologii zalecanej przez Międzynarodową Agencję Energii Atomowej (MAEA), opisanej m.in. w IAEA-TECDOC-1254 [1].



## Kategorie kompetencji w dozorcze jądrowym

Niżej pogrupowano kompetencje niezbędne w urzędzie dozoru jądrowego według wyżej wymienionych 4 kategorii, z uwzględnieniem związanych z nimi wiedzy, umiejętności i postaw (KSA).

### 1. Podstawy prawne i procedury dozоровe

Wymagane wiedza (K), umiejętności (S) i postawy (A) dotyczą znajomości przepisów, polityki dozоровej oraz zasad stosowania procedur i wytycznych dozоровych przy postępowaniu z dokumentacją dotyczącą procesów autoryzacji, stosownych wymagań, które muszą być spełnione oraz uprawnień i obowiązków personelu prowadzącego takie postępowania.

**1.1. Kompetencje w zakresie podstaw prawnych** – to zdolność czytania, rozumienia, interpretacji i stosowania odpowiednich dokumentów ustalających wymagania prawne związane z wydawaniem zezwoleń, uprawnieniami pracowników dozoru oraz istniejącymi ograniczeniami w tym zakresie. Są to:

docenienie znaczenia (A) oraz znajomość i zrozumienie (K):

- praw wszystkich interesariuszy, na których mają bezpośredni lub pośredni wpływ postanowienia ram prawnych dozoru jądrowego
- przepisów lokalnych dotyczących zastosowań technologii jądrowych w miejscu lokalizacji
- współzależności zachodzących pomiędzy przepisami prawnymi, wytycznymi dozoru oraz dokumentacją dotyczącą zezwoleń,

a także:

- znajomość i zrozumienie (K) ustaw i przepisów wykonawczych mających zastosowanie do licencjonowanego obiektu jądrowego
- znajomość i zrozumienie (K) wymagań dozoru w odniesieniu do obiektów jądrowych i wykazanie doświadczenia w ich stosowaniu (S) w ramach ograniczeń wynikających z interpretacji prawnych i dokumentowanych doświadczeń
- wykazanie zdolności (S) interpretacji tekstu przepisów prawnych do zastosowań w danej dziedzinie, a także odniesienia wymagań prawnych do rutynowych sytuacji.

**1.2. Kompetencje w zakresie procedur dozоровych** – to zdolność prowadzenia prac (S) w zgodzie z zasadami, przepisami i ustalonym w urzędzie dozoru trybem postępowania w celu osiągnięcia konkretnych celów dozоровych. Są to:

- znajomość i rozumienie (K) odpowiednich polityk, procedur, wytycznych i dokumentów związanych z wydawaniem zezwoleń mających zastosowanie w toku realizacji konkretnych zadań dozоровych określonych w podstawach prawnych
- świadomość (A) zakresu, misji i celów działania urzędu dozoru, sposobów wdrażania działań zapew-

niających osiągnięcie celów krótko- i długoterminowych oraz strategicznych celów dozoru, a także zasad dobrego dozоровania, oznaczających, że urząd prowadzi swoje działania w sposób niezależny, otwarty, efektywny, przejrzysty, solidny i uczciwy

- świadomość (A) obowiązku realizacji wniosku o zezwolenie w sposób rygorystyczny i terminowo oraz konieczności włączenia wszystkich interesariuszy, a w szczególności wnioskodawcy o zezwolenie w proces licencjonowania zgodnie z przepisami prawa i praktyką wypracowaną w urzędzie dozoru jądrowego
- wykazanie zdolności (S) wykorzystania informacji i danych zebranych z kilku różnych źródeł do wytworzenia dokumentu, który zawiera rekomendacje dla podejmujących dozоровe decyzje.

**1.3. Kompetencje w zakresie przepisów i wytycznych dozоровych** – to zdolność (S) napisania przepisów i wytycznych, łącznie z dokumentami określającymi polityki urzędu oraz procedury zawierające opis praktycznych kroków zapewniających: spełnienie wymagań dozоровych przez posiadacza zezwolenia i formalne potwierdzenie tego faktu przez personel dozoru. Są to:

- docenianie (A) i rozumienie wymagań i implikacji wynikających z międzynarodowych i krajowych norm bezpieczeństwa
- zwracanie uwagi na wymagania (A) bezpieczeństwa stosowane w innych krajach
- wykazanie biegłości (S) w pisaniu wymagań dozоровych, obowiązujących zasad i przepisów oraz wytycznych dozоровych,

a także wykazanie zdolności (S):

- zrozumienia aspektów bezpieczeństwa związanych z każdym konkretnym wnioskiem (*safety case*), tzn. celów bezpieczeństwa i kryteriów akceptacji mających zastosowanie do odpowiednich obiektów lub urządzeń
- określenia wymagań co do formatu i zawartości wniosku o wydanie zezwolenia
- określenia technicznych wymogów bezpieczeństwa dla lokalizacji, projektowania, budowy, odbiorów i rozruchu, eksploatacji, likwidacji oraz postępowania z odpadami promieniotwórczymi dla odpowiednich obiektów lub urządzeń
- zidentyfikowania luk i potwierdzenia potrzeb wytworzenia nowych przepisów i wytycznych dozоровych
- przedstawienia wymagań prawnych w formie łatwo zrozumiałego tekstu praktycznych wskazówek postępowania
- pisania przepisów i wytycznych w zgodzie z ustalonymi formatami i formalnymi stylami tekstowymi przewidzianymi dla tego typu dokumentów
- do identyfikacji potrzeb co do stworzenia nowego lub modyfikacji istniejącego dokumentu oraz do zapewnienia jego zgodności z dokumentem źródłowym pod względem terminologii i formatu.



**1.4. Kompetencje w zakresie autoryzacji i dokumentów związanych** – to zdolność (S) zapewnienia, by zezwolenie i związana z nim dokumentacja były zgodne pod względem formatu i treści z wymaganiami dozoru. Wymagania te mogą być związane z koncepcjami *safety case* lub *safety envelope* stosowanymi przez niektóre urzędy dozoru i definiowanymi zwykle w zezwoleniu i w łączącej się z nim dokumentacji bezpieczeństwa. Są to:

- rozumienie (K) wymagań dotyczących formatu i treści zezwoleń dla obiektów lub urządzeń
- znajomość i rozumienie (K) możliwych opcji zezwolenia,
- wykazanie zdolności (S) uwzględnienia rekomendacji dotyczących zezwolenia i włączenia ich do treści zezwolenia lub do treści towarzyszących mu warunków
- zwrócenie uwagi (A) i rozumienie, jak wymagania zezwolenia i towarzyszące im warunki zezwolenia mogą być przedstawione w postaci obwiedni bezpieczeństwa dla eksploatacji (*safety envelope*), która będzie wskazaniem do prowadzenia dozorowych inspekcji u wnioskodawcy w przyszłości
- zwracanie należytej uwagi, docenianie znaczenia (A) i rozumienie dokumentacji bezpieczeństwa towarzyszącej wnioskowi o wydanie zezwolenia oraz innej odnośnej dokumentacji przedłożonej przez wnioskodawcę.

**1.5. Kompetencje w zakresie procesu egzekwowania** – to zdolność zapewnienia pomocnych rekomendacji działań wymuszających, zgodnych z polityką organów dozoru jądrowego. Kompetencje te obejmują: znajomość i rozumienie (K):

- polityki i wytycznych egzekwowania oraz rozumienie zdarzeń lub problemów, których dotyczy egzekwowanie, a także problemów związanych (np. danych o stanie bezpieczeństwa obiektu)
- procedur dozorowych,

wykazanie zdolności (S):

- analizy i oceny, czy i jak przepisy i wspomagająca dokumentacja odnoszą się do określonej sytuacji
- identyfikacji w trybie inspekcji sytuacji niezgodności,
- rozróżniania pomiędzy niewielkimi a istotnymi naruszeniami prawa
- oceny działań korygujących zaproponowanych przez posiadacza zezwolenia i rozstrzygnięcia, czy spowodują one usunięcie niezgodności z prawem będącej powodem wdrożenia procedury egzekwowania
- wykazanie zdolności (S) stymulowania działań korygujących na drodze dyskusji i perswazji,

a także:

- świadomość istnienia (A) i rozumienie ustaw, przepisów i orzecznictwa zabezpieczającego interes indywidualnych osób
- zwrócenie uwagi i docenienie (A) znaczenia lokalnego prawa karnego i praktyk jego stosowania

- wykazanie zdolności (S) współpracy z lokalnymi podmiotami egzekwowania prawa.

## 2. Dyscypliny techniczne

Wymagane wiedza, umiejętności i postawy dotyczą różnych dziedzin i obszarów technologii istotnych z punktu widzenia całościowego zakresu odpowiedzialności dozoru jądrowego.

**2.1. Kompetencje w zakresie podstaw nadzorowanych technologii** to rozumienie naukowych i technicznych podstaw określonej dziedziny na poziomie uniwersyteckim.

Wobec braku krajowych doświadczeń w szkoleniu w zakresie reaktorów energetycznych zamieszczono listę dziedzin opartą na doświadczeniach urzędów dozoru krajów z rozwiniętą energetyką jądrową (z analizy sytuacji krajowej może wynikać potrzeba jej modyfikacji):

- inżynieria jądrowa
- fizyka jądrowa
- inżynieria chemiczna
- materiałoznawstwo
- inżynieria mechaniczna
- inżynieria lądowa
- nauki o ziemi
- inżynieria środowiska
- inżynieria elektryczna
- informatyka.

Z punktu widzenia urzędu dozoru w odniesieniu do kandydata do realizacji w dozorze zadań w zakresie dyscyplin technicznych wymagane jest:

- poznanie i rozumienie (K) jednej z wyżej wymienionych dziedzin naukowych na podstawowym poziomie uniwersyteckim, niekoniecznie jednak w odniesieniu do problemów, sytuacji i zastosowań w technologiach jądrowych, lub
- poznanie i rozumienie (K) jednej z wyżej wymienionych dziedzin technicznych na podstawowym poziomie politechnicznym, niekoniecznie jednak w odniesieniu do problemów, sytuacji i zastosowań w technologiach jądrowych.

**2.2. Kompetencje w zakresie praktycznych zastosowań** to dodatkowa znajomość (K) i zdolność stosowania (S) inżynierskich i naukowych koncepcji w odniesieniu do technologii jądrowych.

Przykładowe typowe dziedziny, w których większość urzędów dozoru zapewnia odpowiednie szkolenie to:

- technologia reaktorów
- technologia jądrowego cyklu paliwowego
- techniki inżynierskie i problemy technologiczne
- ochrona radiologiczna w odniesieniu do obiektów jądrowych i przemysłowych zastosowań promieniowania jonizującego,
- technologia bezpieczeństwa jądrowego z analizami bezpieczeństwa i ryzyka.

Z punktu widzenia urzędu dozоровego wymagane jest poznanie i rozumienie (K):

- rozwiązań projektowych i działania systemów oraz elementów konstrukcji i wyposażenia dozоровanych obiektów w zakresie istotnym z punktu widzenia dozoru jądrowego
- technik inżynierskich i problemów technologicznych istotnych w dozоровanych obiektach
- zasad ochrony radiologicznej w obiektach jądrowych oraz wykazanie zdolności ich stosowania (S)
- rozwiązań projektowych i zastosowań w praktyce przemysłowej źródeł promieniowania w zakresie istotnym z punktu widzenia dozoru jądrowego
- technik i narzędzi oceny bezpieczeństwa i ryzyka oraz przyjętych sposobów ich stosowania w zakresie dozoru jądrowego.

**2.3. Kompetencje w zakresie dziedzin specjalistycznych** to znajomość (K) i wykazana zdolność (S) zdefiniowania i rozwiązywania problemów w wybranej dziedzinie specjalistycznej (przykładową listę takich dziedzin na podstawie doświadczeń urzędów dozoru jądrowego w krajach posiadających programy jądrowe podano niżej, w zależności od potrzeb może być ona rozszerzona):

- automatyka i sterowanie
- analizy krytyczności
- kontrola materiałów jądrowych
- niezawodność oprogramowania
- ochrona przeciwpożarowa
- inżynieria wydajności pracy/czynnik ludzki
- wytrzymałość materiałów
- chemia korozji
- termodynamika przepływów
- ochrona przed promieniowaniem.

Z punktu widzenia urzędu dozoru wymagana jest:

- dogłębna znajomość (K) dziedziny naukowej lub jej specjalistycznego obszaru zapewniająca wystarczającą wiedzę ekspercką, by rozwiązywać problemy techniczne w zakresie dozoru jądrowego
- wykazanie zdolności do stosowania (S) wiedzy w zakresie wybranej dziedziny naukowej lub specjalności na poziomie niezbędnym do uznania w urzędzie dozoru (i być może także w skali międzynarodowej) za eksperta w tej dziedzinie lub specjalności.

### 3. Dozоровe praktyki postępowania

Wymagane wiedza (K), umiejętności (S) i postawy (A) dotyczą praktyk postępowania dozoru w celu wypełnienia swoich funkcji i misji.

**3.1. Kompetencje w zakresie techniki prowadzenia analiz bezpieczeństwa** to zdolność (S) obiektywnej analizy i wykorzystania informacji istotnych dla bezpieczeństwa do wypracowania przydatnych konkluzji dozоровych.

Z punktu widzenia urzędu dozoru wymagana jest:

- znajomość i rozumienie (K) sprawozdań pokontrolnych, procedur dozоровej oceny, koncepcji bezpie-

czeństwa jądrowego (obrony w głąb itd.), koncepcji PSA i PRA

- wykazanie zdolności (S) analizowania i syntezy informacji technicznych, oceny programów lub problemów technicznych, formułowania rekomendacji wspartych wiarygodną informacją
- uznanie znaczenia (A) i rozumienie aktualnej polityki dozoru (wrażliwych punktów i priorytetów) i przestrzeganie zasady obiektywizmu i niezależności.

**3.2. Kompetencje w zakresie inspekcji** to zdolność (S) niezależnego gromadzenia informacji na podstawie obiektywnego przeglądu dokumentacji, obserwacji i bezpośrednich wywiadów oraz określania akceptowalności takiej informacji w konfrontacji z przyjętymi kryteriami.

Z punktu widzenia urzędu dozoru wymagana jest znajomość i rozumienie (K):

- procedur prowadzenia kontroli i technik inspekcyjnych
- przemysłowych norm i kodeksów postępowania
- przepisów i wytycznych dozоровych
- polityk i standardów kontroli obiektów
- informacji technicznych związanych z konkretnym obiektem lub konkretną działalnością
- koncepcji analiz i ocen PSA/PRA
- technik analizy zdarzeń inicjujących
- dokumentów, poradników i materiałów referencyjnych związanych z wydawaniem zezwoleń
- harmonogramów prac kontrolowanego posiadacza zezwolenia
- poprzednich protokołów pokontrolnych, wystąpień pokontrolnych, raportów o zdarzeniach, samoocen, dokumentów reagowania na generalne zalecenia i raportów stron trzecich
- informacji o aktualnym stanie bezpieczeństwa
- procedur dozоровych wystąpień pokontrolnych
- wytycznych przygotowywania protokołów pokontrolnych
- procedur kontroli informacji (postępowania z projektami dokumentów, wystąpień itp.),

a także wykazanie zdolności (S):

- oceny znaczenia dla dozoru ustaleń z kontroli
- prowadzenia wywiadów (przesłuchań)
- rozwiązywania problemów
- wyciągania wniosków z obserwacji
- planowania i przygotowywania kontroli
- wykrywania i reagowania na nadzwyczajne lub nie-normalne sytuacje

oraz uznanie i rozumienie (A):

- potrzeby krytycznego myślenia i kwestionującego podejścia
- potrzeby obiektywizmu i niezależności.

**3.3. Kompetencje w zakresie audytów<sup>8</sup>** to zdolność (S) prowadzenia przeglądu dokumentacji i/lub programów pod kątem ich zgodności z ustalonymi wymaganiami i procedurami oraz formułowania na ich podstawie zaleceń odpowiednich działań naprawczych.

Z punktu widzenia urzędu dozoru wymagana jest znajomość i rozumienie (K):

- procesów audytu oraz obowiązujących norm i procedur
- aspektów technicznych będących przedmiotem audytu,

a także wykazanie zdolności (S):

- przeglądu i analizy dokumentacji pod kątem obowiązujących norm i procedur
- komunikowania się, informowania, instruowania, perswadowania i zachęcania.

**3.4. Kompetencje w zakresie dochodzeń w trybie postępowania administracyjnego** to zdolność (S) dochodzenia przyczyn zdarzeń w związku z powiadomieniami, incydentami lub informacjami powziętymi w toku kontroli i/lub prowadzenia ocen i zbierania dowodów w celu podjęcia właściwych dozorowych decyzji administracyjnych.

Z punktu widzenia urzędu dozoru wymagane jest wykazanie zdolności (S):

- wyjaśniania i interpretacji procedur, które mają zastosowanie do prowadzenia dochodzeń
- decydowania na podstawie otrzymanych informacji, kiedy dochodzenie jest właściwe
- oceny informacji i okoliczności oraz decydowania, kiedy kontrola powinna przyjąć charakter dochodzenia w trybie postępowania administracyjnego
- doboru strategii odpowiedniej do okoliczności oraz doradzania środków ograniczających bezpośrednio ryzyko
- zbierania informacji i podejmowania decyzji wynikających z wymagań prawa
- badania dla potrzeb dozorowych skarg, zdarzeń, przypadków utraty zdrowia i wypadków w organizacjach zewnętrznych
- prowadzenia do celów dozoru dochodzeń w sprawach wypadków w miejscu pracy, przypadków utraty zdrowia i incydentów w organizacjach zewnętrznych
- gromadzenia i oceny dowodów dotyczących organizacji zewnętrznych w celu określenia przyczyn utraty zdrowia/wypadków/incydentów/skarg oraz wskazania właściwych sankcji lub jakichkolwiek innych działań wymaganych przez urząd dozoru lub inne uprawnione organy
- informowania uprawnionych osób, rzeczników bezpieczeństwa, pracowników oraz innych właściwych

osób o wynikach dochodzenia i działaniach proponowanych lub wymaganych

- doprowadzenia w organizacjach zewnętrznych do właściwego zmniejszenia zagrożeń podczas wykonywania prac, w zgodności z obowiązującymi przepisami bezpieczeństwa i ochrony zdrowia,
- a także znajomość i rozumienie (K) ustalonych procedur prowadzenia dochodzeń.

#### 4. Efektywność pracy indywidualnej i w zespołach

Wymagane wiedza, umiejętności i postawy dotyczą efektywności wykonywania zadań dozorowych przez personel urzędu dozoru zarówno indywidualnie, jak i podczas prac w zespołach. Wymagane kompetencje obejmują: analityczne myślenie, rozwiązywanie problemów i podejmowanie decyzji, skuteczność osobistą, komunikowanie się, pracę zespołową oraz zarządzanie.

**4.1. Kompetencje w zakresie analitycznego myślenia, rozwiązywania problemów i podejmowania decyzji** obejmują wykazanie zdolności (S):

- oceny i należytego uwzględniania czynników wewnętrznych i zewnętrznych oraz przewidywania skutków podejmowania decyzji
- uwzględnienia współzależności różnych części problemu złożonego i umiejętność uwzględnienia ich wpływu na możliwe rozwiązania
- kwestionowania konwencjonalnych prawd i ustalonych praktyk postępowania w celu ich ulepszeń
- szybkiego rozwiązywania problemów, gdy tylko się pojawiają, i uzasadniania prezentowanych opcji ich rozwiązania
- gromadzenia informacji oraz polegania na profesjonalnym osądzie i doświadczeniu w celu dochodzenia do trafnych wniosków
- porównywania rozwiązań i dokonywania wyborów opartych na pełnej i realistycznej ocenie sytuacji
- zidentyfikowania kluczowych kwestii, analizowania i porównywania danych z różnych źródeł oraz wyjaśniania związków przyczynowo-skutkowych
- szybkiej zmiany podejścia do problemu pod kątem różnych jego aspektów i łatwego rozróżniania pomiędzy istotnymi i nieistotnymi szczegółami
- określenia przyczyn źródeł oporu i poparcia dla rekomendowanych opcji rozwiązań oraz formułowania rekomendacji i scenariuszy dla danych strategii w celu budowania sojuszy
- oceny sytuacji w celu określenia, czy priorytetem jest rozwiązanie nowego problemu, czy wydanie decyzji opartej na ocenie bieżącej sytuacji, czy też zapobieganie sytuacjom, które mogą zaistnieć w przyszłości
- postępowania zgodnie z uznanym systematycznym podejściem w rozwiązywaniu problemów, obejmującym

<sup>8</sup> Audyt (ang. *audit*): udokumentowana czynność, którą przeprowadza się, aby ustalić w drodze dochodzenia, badania i oceny obiektywnych dowodów odpowiedniość i przestrzeganie ustalonych procedur, instrukcji, specyfikacji, kodów, norm, programów administracyjnych bądź operacyjnych oraz innych stosownych dokumentów, a także aby określić skuteczność ich zastosowania.

jącym określenie i sprecyzowanie istoty i zakresu problemu, z rozpoznaniem wszystkich możliwych przyczyn, sprawdzeniem przyczyn najbardziej prawdopodobnych na podstawie opisu problemu oraz określenia właściwej przyczyny i podjęcia stosownej decyzji

- wyjaśniania i uzgodnienia wniosków lub celów działania
- analiz ryzyka i korzyści przy wyborze najlepszego rozwiązania
- wyboru alternatywy
- rozpoznawania przyczyn najbardziej prawdopodobnych problemów
- rozpoznawania opłacalnych działań zapobiegawczych
- rozpoznawania działań zapasowych (warunkowych) na wypadek takiej potrzeby
- wbudowania do planów działania elementów determinujących podjęcie działania zapasowego (warunkowego).

**4.2. Kompetencje w zakresie osobistej skuteczności** to zdolności w zakresie informatyki, planowania i organizacji pracy oraz samozarządzania.

Kompetencje w zakresie **informatyki** polegają na posługiwaniu się technologią w celu tworzenia, gromadzenia, wykorzystywania, komunikowania i/lub dzielenia się informacjami i obejmują wykazanie zdolności (S):

- skutecznego korzystania ze standardowych pakietów oprogramowania komputerowego oraz specjalnych programów softwareowych, które stały się częścią procesów funkcjonowania organu dozorowego
- zapisywania, przechowywania oraz odzyskiwania informacji za pomocą środków elektronicznych
- wykorzystywania i łączenia informacji elektronicznych dzięki odpowiednim pakietom oprogramowania.

Kompetencje w zakresie **planowania i organizacji pracy** polegają na skutecznej i efektywnej koordynacji zadań, aby osiągnąć pożądany cel i obejmują wykazanie zdolności (S):

- ustalania priorytetów i organizacji pracy w celu doświadczenia ustalonych terminów, zgodnie z wymogami organu dozorowego
- dostosowania harmonogramów i korygowania priorytetów w stosunku do pojawiających się zmian
- osiągnięcia wysokiej jakości pracy, która jest wykonywana punktualnie, całościowo i dokładnie
- przekształcania własnych błędów w okazję do uczenia się i poprawy
- wprowadzania korekty w odpowiedzi na opinie zwrotne i krytykę
- przyjmowanie konstruktywnej krytyki
- posługiwania się technikami zarządzania czasem w celu organizacji płynności pracy, ustalania priorytetów oraz wykonywania odpowiednich, kolejnych czynności

- poszukiwania sposobów samooceny oraz analizowania swoich silnych i słabych stron
- znajdowania prostszych, szybszych i tańszych sposobów realizacji zadań i osiągnięcia celów.

Kompetencje w zakresie **samozarządzania** polegają na samodzielnej pracy, wydawaniu sądów oraz okazywaniu elastyczności w realizacji działań, zwłaszcza w sytuacjach trudnych czy pełnych wyzwań i obejmują wykazanie zdolności (S):

- rozumienia organizacyjnych norm i oczekiwań
- podejmowania realistycznych zobowiązań, z uwzględnieniem obciążenia pracą i własnych możliwości, oraz realizacji zobowiązań już wcześniej podjętych
- zachowania optymizmu (A) mimo zmagania się z przeciwnościami oraz postawy polegającej na dostrzeganiu pozytywów w trudnych sytuacjach
- dokumentowania ważnych informacji i prowadzenia odpowiedniej ewidencji
- rozpoznawania własnych silnych i słabych stron oraz wykorzystywania ich do realizacji działań, uwzględniając przy tym potrzebę osobistego rozwoju i szkolenia
- dostosowania własnego zachowania, tak by radzić sobie z wysoce stresującymi sytuacjami oraz utrzymywania długotrwałego wysiłku umysłowego w celu osiągnięcia celów
- okazywania pewności siebie i własnych przekonań podczas przekazywania różnym grupom interesu trudnych bądź niepopularnych decyzji
- zapewniania, że skutki decyzji są zrozumiałe i jasne dla wszystkich
- analizowania bezpośrednich czynników środowiskowych mających wpływ na proces decyzyjny
- oceny i rozwiązywania trudności, które się pojawiają
- pomagania pracownikom, tak by mogli dostrzec pozytywy w sytuacjach trudnych i nieprzyjemnych
- osiągnięcia realistycznych porozumień ze stronami odnośnie do oczekiwań i rozwiązań
- dostosowania własnego zachowania, tak by uszanować wrażliwe kwestie i czułe punkty innych osób
- podejmowania prób zrozumienia okoliczności i potrzeb innych osób z ich perspektywy z jednoczesnym zaprezentowaniem zdolności przedkładania zdrowia, bezpieczeństwa oraz ochrony nad wszelkie inne sprawy
- prowadzenia konsultacji z różnymi grupami interesu w sytuacji, gdy konieczne jest podjęcie krytycznych decyzji mających wpływ na bezpieczeństwo
- wykorzystywania organizacyjnych technik zarządzania czasem
- punktualnego i rzetelnego przekazywania informacji innym osobom
- komunikowania się za pomocą metod, w sposób i w tempie zapewniającym, że odbiorcy rozumieją



- analizy i oceny własnych wyników w odpowiednich odstępach czasu, opierając się na aktualnych i przewidywanych wymogach pracy
- opracowywania, wdrażania i regularnego aktualizowania planów własnego rozwoju osobistego i zawodowego.

**4.3. Kompetencje w zakresie umiejętności komunikowania się** polegają na zaangażowaniu w skuteczny dialog, reprezentację i interakcję z innymi osobami (tj. posiadaczami zezwoleń, kolegami, społeczeństwem) poprzez uważne słuchanie, mówienie, pisanie lub wygłaszanie przemówień. Polegają na rozumieniu prawdziwych interesów ludzi oraz przekazywaniu znaczących i jasnych komunikatów i obejmują wykazanie powiązanych ze sobą zdolności (S):

- przekonującego zaprezentowania siebie jako profesjonalisty
- komunikowania się z pozycji autorytetu oraz zachowania niezachwianej postawy w sytuacji konfrontacji, z jednoczesnym spokojnym i racjonalnym udzielaniem wyjaśnień, mających na celu osiągnięcie pożądanych skutków
- zdobywania informacji i zainicjowania dialogu poprzez skuteczne umożliwienie określenia potrzeb, zainteresowań i oczekiwań różnych grup
- klarownego wyjaśniania i wyrażania stanowiska organu dozоровego w sposób, który budzi zaangażowanie
- wykorzystywania zrozumienia ukrytych zainteresowań, problemów i motywacji innych osób w celu zdobycia i zatrzymania ich poparcia dla inicjatyw i stanowisk organu dozоровego
- interpretowania sprzecznych bądź konkurencyjnych komunikatów
- udzielania rzeczowych odpowiedzi, które są zgodne ze stanowiskiem i poglądami organu dozоровego
- przyznania, że nie zna się odpowiedzi, gdy taka sytuacja wystąpi
- dalszego rozpoznania sprawy i udzielenia odpowiedzi tak szybko, jak tylko to będzie możliwe
- jasnego i stanowczego przekazywania złożonych lub prostych komunikatów bardzo zróżnicowanym grupom odbiorców oraz udzielania odpowiedzi, które w świadomy sposób uwzględniają wrażliwe kwestie i zainteresowania odbiorców
- przekonywania odbiorców, łącznie z tymi, którzy mogą opierać się lub nie posiadać żadnych informacji na temat przekazywanego komunikatu
- właściwego odpowiadania na pytania zadawane na miejscu, posługując się własną wiedzą, w sytuacji gdy nie jest możliwe skorzystanie z wcześniej przygotowanych odpowiedzi
- skutecznego korzystania i utrzymywania formalnych i nieformalnych powiązań wewnątrz organu dozоровego i poza nim w celu zdobywania wiedzy, poszu-

kiwania rozwiązań problemów lub budowania poparcia dla inicjatyw

- tworzenia jasnych, spójnych i pojemnych sprawozdań pisemnych, stosownie do potrzeb czytelnika
- zachowania spójności w przekazywanych informacjach i odpowiedziach, tak by budować i utrzymywać zaufanie.

**4.4. Kompetencje w zakresie pracy zespołowej** polegają na podejmowaniu współpracy z innymi osobami w celu osiągnięcia wspólnych celów i obejmują wykazanie zdolności (S):

- budowania skutecznych relacji zawodowych z innymi osobami na wszystkich poziomach, wewnątrz zakładu pracy i poza nim
- wnoszenia czynnego wkładu oraz uczestnictwa w realizacji celów zespołowych
- okazywania pozytywnego nastawienia do śmiałości zwracania się o pomoc ze strony członków zespołu, jak również oferowanie im pomocy
- przekazywania innym swojej indywidualnej wiedzy specjalistycznej oraz doświadczeń w celu osiągnięcia zamierzeń
- zachowania lojalności wobec celów zespołowych, nawet wtedy, gdy własne pomysły nie znajdują uznania
- okazywania elastyczności w odpowiedzi na pojawiające się zmiany
- skupiania wysiłków zespołowych zarówno na procesie, jak i na pożądanym celu
- okazywania zaufania do zespołu przy odchodzeniu od ściśle kontrolowanych procesów w celu umożliwienia zespołom przejścia inicjatywy i wzięcia odpowiedzialności za wyniki.

**4.5. Kompetencje w zakresie zarządzania** to kompetencje przywódcze, negocjacyjne oraz związane z zarządzaniem projektami.

Kompetencje **przywódcze** polegają na dawaniu przykładu poprzez stosowanie w praktyce zasad tolerancji, obiektywności, otwartości oraz sprawiedliwości w kontaktach z kolegami i podwładnymi i obejmują wykazanie powiązanych ze sobą zdolności (S):

- przekazania na czas konstruktywnego stanowiska, gdy jest ono potrzebne
- wyjaśniania logicznych przesłanek konieczności wykonania zadania w określony sposób, a tam, gdzie je trudno określić, podejmowanie dalszych poszukiwań racjonalnego uzasadnienia
- bycia przystępnym i otwartym na sugestie innych osób
- wspierania innych osób w rozwiązywaniu ich problemów poprzez wskazywanie opcji rozwiązań
- uczenia się na przeszłych doświadczeniach/błędach i gotowość pomocy (A) innym w uczeniu się na tych doświadczeniach
- kompilacji wniosków i korzystania z opinii zwrotnych oraz sprawozdań na temat postępów i wyniesionych lekcji, aby zapewnić realizację zobowiązań



- okazywania wiary w zdolności innych oraz dostosowania poziomu egzekwowania własnych uprawnień i zakresu udzielanego wsparcia, stosownie do uwarunkowań indywidualnych i sytuacyjnych
- motywowania innych poprzez ciągłe informowanie ich o zmianach bądź nowych kierunkach w realizacji projektu, jak również zapewnienia w razie potrzeby odpowiedniego przeszkolenia na stanowisku pracy
- udzielania konstruktywnej ustnej krytyki w celu utrzymania motywacji na spotkaniach zespołowych
- rozumienia zadania i uwzględnienia oczekiwań innych zaangażowanych osób.

Kompetencje **negocjacyjne** dotyczą postępowania z różnymi grupami interesu w celu wypracowania konsensusu w zakresie strategii lub programu działań zmierzających do poprawy bezpieczeństwa i obejmują wykazanie następujących zdolności (S):

- zademonstrowania maksimum dobrej woli oraz współpracy z odpowiednimi partnerami
- zbadania informacji z różnych perspektyw oraz opracowania podejścia, które jest akceptowalne w ramach ograniczeń organizacyjnych
- wypracowania alternatywnych stanowisk, które mogą być również akceptowalne z uwzględnieniem stanowiska innych grup interesu
- jasnego przedstawienia stanowiska podczas negocjacji w sposób, który budzi zaangażowanie
- rozwiązywania sporu poprzez umożliwienie otwartej dyskusji z jednoczesnym zapewnieniem, że zostały zaproponowane wzajemnie korzystne rozwiązania
- zrozumienia granic posiadanych uprawnień
- analizowania bezpośrednich czynników zewnętrznych mających wpływ na przebieg i wynik negocjacji.

Kompetencje **zarządzania projektem** dotyczą wykonania w skoordynowany sposób zbioru złożonych zadań, aby zawczasu określić termin, zakres i budżet projektu i obejmują wykazanie zdolności (S):

- definiowania projektów oraz przygotowania specyfikacji business planu
- ustalania głównych decydujących czynników projektu oraz spodziewanych wyników, a także kryteriów sukcesu
- weryfikacji i oceny wyników na podstawie założonych wartości
- przestrzegania odpowiednich polityk i regulacji
- rozpoznawania potencjalnych problemów łącznie z alokacją zasobów oraz zamiennych strategii służących rozstrzygnięciu
- opracowania dokładnego, kompletnego i punktualnego sprawozdania na temat stanu projektu
- przeprowadzenia skutecznych negocjacji z uwzględnieniem priorytetów programowych

- posługiwania się właściwymi narzędziami zarządzania projektem
- wnoszenia indywidualnej wiedzy specjalistycznej i doświadczeń w celu osiągnięcia zamierzeń projektu;
- określania tematów pożądanej współpracy
- czerpania korzyści z doświadczeń innych
- przekazywania innym osobom informacji na temat własnych przydatnych doświadczeń.

## Główne funkcje dozoru jądrowego

Program szkolenia urzędu dozoru jądrowego musi uwzględniać konieczność istnienia w nim kompetencji niezbędnych do wykonywania przede wszystkim jego podstawowych, głównych funkcji dozorowych, a także funkcji wspomagających. Mowa tu o funkcjach eksperckich (nadzorczo-kontrolnych), funkcje administracyjne (np. techniki zarządzania) i publiczne dozoru (jak np. komunikacja społeczna) nie są przedmiotem niniejszego artykułu<sup>9</sup>.

Zgodnie z wymaganiami bezpieczeństwa MAEA cztery główne funkcje dozoru to: **autoryzacja, przeglądy i oceny, kontrola i egzekwowanie** oraz **opracowywanie przepisów i wytycznych dozorowych**. Funkcje dodatkowe (wspomagające) to przygotowanie na wypadek awarii, badania i rozwój oraz współpraca międzynarodowa. Niżej wyspecyfikowano kompetencje konieczne do wykonywania ww. czterech głównych funkcji, które zresztą są istotne także dla wykonywania funkcji dodatkowych.

**Autoryzacja** (*authorisation*) – polega na wydawaniu pisemnych zezwoleń – dla prowadzących działalność (*activities*) ze źródłami promieniowania lub dla operatorów obiektów (*facilities*) – dotyczących wykonywania określonych działalności związanych z tymi źródłami lub obiektami. Autoryzacja obejmuje np. licencjonowanie, certyfikowanie<sup>10</sup>, rejestrowanie. Jest to podstawowy mechanizm łączący ramy prawne systemu regulacyjnego (dozorowego) z zakresami odpowiedzialności dwóch głównych partnerów w tym systemie, czyli w przypadku **obiektów jądrowych: regulatora** (organu dozoru) i **operatora** (jednostki eksploatującej), a w przypadku **działalności ze źródłami – regulatora** (organu dozoru) i **jednostki organizacyjnej** prowadzącej taką działalność.

**Przegląd i ocena** (*assessment*) – jest funkcją ciągłą, o szczególnym znaczeniu w przypadku obiektów jądrowych (choć bardzo ważną także w przypadku działalności ze źródłami promieniowania), umożliwiającą organowi dozoru określenie, czy informacje przekazane przez operatora świadczą, iż przestrzega on w ciągu całego istnienia (cyklu życia) obiektu jądrowego cele i zasady bezpieczeństwa (*safety*) oraz spełnia kryteria bezpieczeństwa wymagane przez dozór jądrowy. Funkcja ta obejmuje ustanowienie i utrzymywanie satysfakcjonujących relacji między urzę-

<sup>9</sup> Zob. artykuł Pauliny Szycko na temat polityki komunikacyjnej PAA w Biuletynie nr 4(98)2014.

<sup>10</sup> Certyfikacja - formalne oświadczenie lub formalny dokument poświadczający fakt, poziom osiągniętych wyników lub spełnienie wymogów.

dem dozoru a operatorem. Obejmuje przegląd i ocenę dokumentacji bezpieczeństwa (bardzo obszernej w przypadku obiektów jądrowych w porównaniu z dokumentacją towarzyszącą wnioskowi o zezwolenia dotyczące działalności ze źródłami) z wykorzystaniem informacji technicznych i fachowej oceny w celu wypracowania decyzji dotyczących ochrony zdrowia i bezpieczeństwa pracowników, ogółu ludności i środowiska, a także fizycznego bezpieczeństwa (*security*) obiektu jądrowego.

**Kontrola i egzekwowanie wymagań** (*inspection and enforcement*)

- **kontrola** jest funkcją ciągłą polegającą na prowadzeniu przez urząd dozoru inspekcji w celu upewnienia się, iż operator/użytkownik źródeł promieniowania postępuje zgodnie z warunkami określonymi w zezwoleniach lub wynikającymi z obowiązujących przepisów prawa. Kontrola prowadzona jest, by sprawdzić w sposób niezależny operatora/użytkownika oraz stan eksploatowanego przez niego obiektu/prowadzonej działalności oraz by osiągnąć wysoki stopień przekonania, że cele bezpieczeństwa określone lub zaakceptowane przez urząd dozoru są przestrzegane. Przekonanie takie osiąga się, jeśli można potwierdzić, że operator/użytkownik działa zgodnie z odpowiednimi przepisami ustawowymi, przepisami rozporządzeń, warunkami zezwolenia, kodeksami, wytycznymi, specyfikacjami technicznymi oraz sprawdzonymi praktykami postępowania; ma silny i efektywny system zarządzania, dobrą kulturę bezpieczeństwa i efektywny system samooceny; osiąga i utrzymuje odpowiednią jakość i wydajność oczekiwaną przez urząd dozoru w odniesieniu do działalności wpływających na bezpieczeństwo, jak również – w odniesieniu do stanu systemów oraz elementów konstrukcji i wyposażenia; ma wystarczającą liczbę personelu o kwalifikacjach odpowiednich do sprawnego i bezpiecznego wykonywania jego obowiązków oraz na bieżąco ocenia i usuwa odstępstwa i naprawia sytuacje odbiegające od normy.
- **egzekwowanie** jest funkcją, w ramach której organy dozoru jądrowego stosują sankcje w odniesieniu do operatora/użytkownika w celu skorygowania, a w razie potrzeby także ukarania przypadków nieprzestrzegania konkretnych wymogów, np. odstępstwa od warunków określonych w zezwoleniu.

**Opracowywanie przepisów i wytycznych dozоровych** (*regulation and guidelines*) – jest funkcją, w ramach której urząd dozoru jądrowego tworzy nowe przepisy i wytyczne lub dokonuje zmian w już istniejących. Rozporządzenia są zazwyczaj zbiorami obowiązujących wymogów prawnych stanowiących rozszerzenie i wyjaśnienie zasadniczych wymagań dozоровych zawartych w tekście odpowiedniej ustawy. Wytyczne są dokumentami tworzonymi w urzędzie dozoru, określającymi jego politykę i praktyczne wskazania, jak spełnić wymagania dozоровe (zawarte

w przepisach i warunkach zezwoleń). Aby rozporządzenia oraz wytyczne dozоровe należycie spełniły swoją rolę, urząd dozoru, zanim zostaną wydane, poddaje zwykle ich projekty procesowi konsultacji i uzgodnień ze wszystkimi zainteresowanymi.

### Dodatkowe funkcje wspomagające

**Przygotowanie na wypadek awarii** (*emergency preparedness*) jest funkcją, w której ramach urząd dozoru zapewnia, by operatorzy (jednostki eksploatujące obiekty jądrowe) mieli odpowiednie plany postępowania na wypadek zdarzeń radiacyjnych. Rola urzędu dozoru jądrowego jest różna w różnych krajach. W Polsce urząd dozoru musi mieć kompetencje, by działać w ramach ogólnokrajowej struktury, śledząc (dzięki monitoringowi radiacyjnemu) stan ochrony radiologicznej ludzi i środowiska w sposób ciągły w warunkach normalnych i jego zmiany w warunkach rozwoju awarii i zapewniając fachowe doradztwo i wsparcie dla innych uczestników postępowania w ramach reagowania awaryjnego i likwidacji skutków awarii.

**Prace badawcze i rozwojowe** (*research and development*) to funkcja, w której ramach urząd dozoru samodzielnie prowadzi lub zleca na zewnątrz niezależne badania/ekspertyzy/pomiary, aby potwierdzić określone hipotezy. Prace te mają mieć charakter potwierdzający pewne wnioski płynące z analizy zaszczości, jak też badania hipotetycznych sytuacji, które jeszcze nie wystąpiły. Mogą one dotyczyć zarówno doraźnych, jak i długoterminowych potrzeb dozoru.

**Współpraca międzynarodowa** (*international cooperation*) jest funkcją polegającą na zawieraniu przez urząd dozoru porozumień i ustalaniu mechanizmów wymiany informacji dotyczących bezpieczeństwa (w tym wczesnego powiadamiania na wypadek awarii i reagowania), pozwalających na wypełnienie zobowiązań i rozwijanie współpracy w zakresie bezpieczeństwa. Współpraca może obejmować wymianę informacji, wzajemną pomoc w działalności dozоровej, szkolenie personelu, spotkania na określone tematy oraz inne działania będące przedmiotem wspólnego zainteresowania. Odrębną funkcją jest współpraca w zakresie kontroli zabezpieczeń (*safeguards*) materiałów jądrowych wynikająca z NPT.

### Kategorie kompetencji istotne dla realizacji funkcji dozоровych

Pierwszym przybliżeniem w tworzeniu programu szkoleń dla urzędu dozoru jądrowego jest określenie, które z czterech opisanych wcześniej kategorii kompetencji potrzebne są do realizacji każdej z omówionych głównych i wspomagających funkcji eksperckich dozoru jądrowego. Przykład takiego przyporządkowania kompetencji do

głównych funkcji dozoru (wg IAEA-TECDOC-1254)<sup>11</sup> ilustruje tabela 1, a do funkcji wspomagających – tabela 2.

Analiza tabel może być wykorzystana nie tylko do tworzenia **programu szkoleń** w urzędzie dozoru, ale też m.in. do konstruowania **struktury organizacyjnej** urzędu dozoru. Nie ulega wątpliwości, że musi być w nim silny i dobrze zarządzany departament prowadzący kontrole i egzekwowanie, zatrudniający inspektorów. Warunkiem skutecznych kontroli jest m.in. dobra znajomość **technologii kontrolowanych działalności** mogących prowadzić do narażenia na promieniowanie jonizujące. We wczesnym okresie powstawania organizacji dozorowych (lata 70.–80. ub. wieku) w wielu krajach nadzorem i kontrolą nad działalnością ze źródłami promieniowania zajmowały się inne urzędy niż urzędy dozoru nad bezpieczeństwem obiektów jądrowych. Trend do scalania tych urzędów obserwowany od lat 90. ub. wieku doprowadził do istnienia obecnie w większości krajów o rozwiniętych programach

jądrowych, podobnie jak w Polsce, jednego urzędu dozoru bezpieczeństwa jądrowego dla działalności ze źródłami i dla obiektów jądrowych. Ze względu na znaczne różnice technologii i związanych z tym technik kontroli **zastosowań źródeł** promieniowania i **obiektów** jądrowych ich inspektorów zatrudnia się w dwóch różnych departamentach urzędu dozoru. W PAA – w departamentach odpowiednio DOR<sup>12</sup> i DBJ<sup>13</sup>. Z tabeli 1 wynika, że logiczne jest obarczenie inspektorów dozoru w obu tych departamentach również obowiązkami związanymi z **autoryzacją**, a także – zatrudnienie w każdym z tych departamentów prawników – specjalistów prawa administracyjnego (w związku z funkcją **egzekwowania i autoryzacji** współpracujących blisko z inspektorami), niezależnie od potrzeby istnienia silnego departamentu prawnego realizującego funkcję **opracowywania przepisów i wytycznych dozoru** (nadal jednak, co należy mocno podkreślić, w ścisłej współpracy z inspektorami dozoru – realizującymi

**Tabela 1.** Zakresy kompetencji istotne dla realizacji głównych funkcji dozorowych

	Autoryzacja	Przegląd i ocena	Kontrola i egzekwowanie wymagań	Opracowywanie przepisów i wytycznych dozorowych
<b>K1. Podstawy prawne i procedury dozorowe</b>				
1.1 Podstawy prawne	x		x	x
1.2 Procedury dozorowe	x	x	x	x
1.3 Przepisy i wytyczne	x	x	x	x
1.4 Autoryzacja, dokumenty	x	x	x	x
1.5 Egzekwowanie	x		x	
<b>K2. Dyscypliny techniczne</b>				
2.1 Podstawy technologii	x	x	x	x
2.2 Zastosowania praktyczne		x	x	
2.3 Dziedziny specjalistyczne		x		
<b>K3. Dozorowe praktyki postępowania</b>				
3.1 Techniki analiz bezp.	x	x	x	x
3.2 Techniki inspekcji			x	
3.3 Techniki audytów			x	
3.4 Techniki postęp.administr.			x	
<b>K4. Efektywność indywidualna i w zespołach</b>				
4.1 Analizowanie, decyzje	x	x	x	
4.2 Efektywność osobista	x	x	x	x
4.3 Komunikowanie się	x		x	x
4.4 Praca zespołowa	x	x	x	x
4.5 Zarządzanie	x			

<sup>11</sup> *Training the staff of the regulatory body for nuclear facilities: A competency framework* (dokument techniczny MAEA).

<sup>12</sup> Departament Ochrony Radiologicznej.

<sup>13</sup> Departament Bezpieczeństwa Jądrowego.

**Tabela 2.** Zakresy kompetencji istotne dla realizacji wspomagających funkcji dozorowych

	Przygotowanie i reagowanie na zdarzenia radiacyjne	Współpraca międzynarodowa	Badania i rozwój
<b>K1. Podstawy prawne i procedury dozorowe</b>			
1.1 Podstawy prawne	x	x	
1.2 Procedury dozorowe		x	
1.3 Przepisy i wytyczne	x	x	
1.4 Autoryzacja, dokumenty	x	x	
1.5 Egzekwowanie			
<b>K2. Dyscypliny techniczne</b>			
2.1 Podstawy technologii	x	x	x
2.2 Zastosowania	x	x	x
2.3 Dziedziny specjalistyczne			
<b>K3. Dozorowe praktyki postępowania</b>			
3.1 Techniki analiz bezp.		x	x
3.2 Techniki inspekcji		x	
3.3 Techniki audytów		x	
3.4 Techniki postępow. administr.		x	
<b>K4. Efektywność indywidualna i w zespołach</b>			
4.1 Analizowanie, decyzje	x	x	x
4.2 Efektywność osobista	x	x	x
4.3 Komunikowanie się	x	x	
4.4 Praca zespołowa	x	x	x
4.5 Zarządzanie		x	

funkcje **kontroli i egzekwowania** oraz **autoryzacji**). Inspektorzy dozoru jądrowego realizują także funkcję **przeglądu i oceny bezpieczeństwa**. W przypadku obiektów jądrowych jest ona bardzo złożona, wymaga biegłości w stosowaniu kodów obliczeniowych modelujących matematycznie obiekt jądrowy i zachodzące w nim zjawiska zarówno podczas stanów eksploatacyjnych, jak i awaryjnych z pewnymi kategoriami awarii nadprojektowych włącznie. Zatem istnienie w DBJ silnej grupy analityków-obliczeniowców współpracujących ściśle z inspektorami dozoru jest niezbędne.

Z analizy kolumny 3 dotyczącej funkcji „Współpraca międzynarodowa” wynika oczywisty wniosek, że **od uczestników tej współpracy wymaga się kompetencji** niewiele różniących się od kompetencji **inspektora dozoru jądrowego**. Prowadzi to do wniosku iż również tę funkcję – realizacji współpracy międzynarodowej – teoretycznie można byłoby przypisać w PAA departamentom realizującym funkcje eksperckie tj. DOR i DBJ oraz CEZAR, zapewniając jedynie sprawną organizację wyjazdów i obsługę przyjazdów delegacji zagranicznych przez odpowiednie komórki urzędu realizujące funkcje administracyjne – w PAA jest to BDG (koordynacja, logistyka i obsługa kontaktów krajowych i zagranicznych) oraz DEB (finanse

i rozliczenia delegacji). Względny właściwej **koordynacji** wyjazdów, także pod względem merytorycznym, uzasadniają jednak istnienie w PAA specjalistycznej komórki za to odpowiedzialnej o charakterze analityczno-koordynacyjnym, zatrudniającej odpowiednio przeszkolonych ekspertów jaką jest Wydział Współpracy Międzynarodowej i Strategii GP. Nie zmienia to faktu, iż efektywna międzynarodowa współpraca dozorowa jest nie do pomyślenia bez istotnego zaangażowania w nią pracowników realizujących podstawowe funkcje dozorowe, tj. DBJ i DOR, a także – pracowników CEZAR i DP.

Realizacja szkoleń w zakresie kategorii kompetencji wzmacniających **efektywność indywidualną i w zespołach** jest istotna nie tylko dla wszystkich funkcji **eksperskich** w obu tabelach, ale także dla funkcji **publicznych** oraz **administracyjnych**, które są domeną Dyrektora Generalnego PAA. Jego służby od wielu lat dbają o zapewnienie szerokiej gamy szkoleń pracownikom PAA w tym zakresie. Nie powinno to jednak przysłaniać znaczenia należytej dbałości przede wszystkim o szkolenia wzmacniające kompetencje w zakresie dyscyplin technicznych, dozorowych praktyk postępowania oraz ich podstaw prawnych i procedur.



## Wnioski

Przedstawiony wyżej model analizy niezbędnych kompetencji do wykonywania funkcji eksperckich dozoru jądrowego oparty jest na pewnych uśrednionych doświadczeniach wielu państw i wymaga dostosowania do sytuacji konkretnego kraju. Analizowane tabele, jakkolwiek pozwalają na wyciąganie pewnych wniosków dotyczących optymalizacji struktury organizacyjnej dozoru do wykonywania głównych funkcji dozorowych, w zakresie funkcji wspomagających, takich jak np. **przygotowanie i reagowanie na zdarzenia radiacyjne** czy **badania i rozwój**, silnie uwarunkowane są lokalną sytuacją danego kraju i historią rozwoju jego programu jądrowego. Nie w każdym kraju, tak jak w Polsce, centrum ds. zdarzeń radiacyjnych odgrywa rolę szeregu punktów kontaktowych, działających w reżimie 24 godziny na dobę, 7 dni w tygodniu, co powoduje konieczność dyżurów i zatrudnienia stosownej liczby pracowników w CEZAR, o odpowiednio wysokich kwalifikacjach eksperckich. Powoduje to obciążenie ich obowiązkami nie tylko w zakresie reagowania kryzysowego, ale także w zakresie systemów monitoringu radiologicznego środowiska.

Istotnym wnioskiem jest spostrzeżenie, że **podstawową kategorią pracowników, od których zależy wypełnienie głównych funkcji dozoru jądrowego PAA, są inspektorzy dozoru jądrowego**. Zasadniczą formą szkolenia kandydatów na inspektorów są kilkumiesięczne praktyki - w jednostkach organizacyjnych prowadzących działalności ze źródłami promieniowania oraz w obiektach jądrowych i obiektach postępowania z odpadami promieniotwórczymi i wypalonym paliwem jądrowym, a także szkolenie stanowiskowe (*on-the-job training*) w komórkach merytorycznych PAA, w tym udział w kontrolach pod okiem doświadczonego opiekuna (*tutoring*) – inspektora dozoru jądrowego DOR lub DBJ. To on weryfikuje na bieżąco poziom kompetencji kandydata i decyduje, kiedy jest on gotów do zgłoszenia go do egzaminu przed Komisją Egzaminacyjną, złożoną z doświadczonych inspektorów dozoru jądrowego i uznanych ekspertów, powołaną przez Prezesa PAA. Od tej chwili na przygotowanie się do

egzaminu pozostawiony jest kandydatowi okres jednego miesiąca, przeznaczony na intensywne samodzielne studium własne wiedzy teoretycznej, stanowiącej podstawę wykonywanych działań praktycznych na stanowisku inspektora dozoru jądrowego.

Niemniej istotnym wnioskiem jest uświadomienie ogromnego znaczenia, jakie ma, dla wypełnienia jednej z czterech głównych funkcji dozoru w odniesieniu do obiektów jądrowych – **analiz i ocen bezpieczeństwa**, istnienie w dozorze grupy analityków–ekspertów kompetentnych w stosowaniu kodów obliczeniowych modelujących obiekty i zachodzące w nich procesy. Bez takich narzędzi nie jest możliwe wykonanie wiarygodnych, profesjonalnych ocen bezpieczeństwa obiektu energetyki jądrowej jako podstawy odpowiedzialnych decyzji Prezesa PAA o udzielaniu stosownych zezwoleń dla takiego obiektu.

Wyzwaniem było dostosowanie ram prawnych, programów szkoleń i struktury organizacyjnej oraz zatrudnienia w PAA do wymagań związanych z pełnieniem roli dozoru dla obiektów energetyki jądrowej, obejmujące m.in. przeprowadzenie z zastosowaniem metodologii SARCoN<sup>14</sup> pełnej analizy stanowisk, procesów i kompetencji, włącznie z identyfikacją luk wymagających wypełnienia, jednak jest to zdaniem autora temat na odrębny artykuł.

## Notka o autorze

**Mgr inż. Maciej Jurkowski** jest emerytowanym wiceprezesem Państwowej Agencji Atomistyki, byłym Głównym Inspektorem Dozoru Jądrowego w latach 2008–2014.

## Literatura

1. IAEA-TECDOC-1254, Training the staff of the regulatory body for nuclear facilities: a competency framework. IAEA, Vienna, 2001.
2. IAEA-TECDOC-1757, Methodology for the Systematic Assessment of the Regulatory Competence Needs (SARCoN) for Regulatory Bodies of Nuclear Installations. IAEA, Vienna, 2015.
3. Safety Reports Series No. 79, Managing Regulatory Body Competence. IAEA, Vienna, 2013.

<sup>14</sup>Systematic Assessment of Regulatory Competence Needs for Regulatory Bodies of Nuclear Facilities – metodologia opisana w IAEA-TECDOC-1757.



# Deterministyczne analizy cieplno-przepływowo- na przykładzie awarii SBLOCA dla reaktora AP600

Paweł Domitr, Mateusz Włostowski  
Państwowa Agencja Atomistyki

## Wstęp

W poprzednim numerze Biuletynu opisane zostały polskie wymagania prawne dotyczące awarii projektowych, omówiono kody obliczeniowe posiadane przez PAA oraz wybrane zagadnienia związane z wykonywaniem obliczeń deterministycznych [1]. Celem poniższego artykułu jest przedstawienie ogólnej metody wykonywania analiz bezpieczeństwa, z zastosowaniem kodów komputerowych RELAP5 oraz MELCOR. Wykonanie analizy bezpieczeństwa poprzedzone jest długim procesem, w którym można wyróżnić szereg bardzo ważnych etapów. Po wyborze przedmiotu analizy, czyli obiektu jądrowego, należy zebrać jak najwięcej danych go dotyczących. Na podstawie tych danych tworzy się nodalizację obiektu, którą następnie odwzorowuje się, stosując kody obliczeniowe. Proces ten przedstawiono w rozdziale dotyczącym modelowania reaktora. Mając gotowy model obiektu, można przejść do obliczeń stanu ustalonego, gdzie następuje pierwsza weryfikacja modelu. Następnie opracowuje się scenariusz analizowanej awarii i wykonuje obliczenia z wykorzystaniem kodów obliczeniowych. Wyniki obliczeń podlegają procesowi kwalifikacji i dopiero tak zweryfikowane mogą zostać wykorzystane jako źródło wykonania analizy bezpieczeństwa w odniesieniu do kryteriów akceptacji. Wszystkie etapy opisanego wyżej procesu zostaną przedstawione w artykule na przykładzie analizy awarii SBLOCA (*Small Break Loss of Coolant Accident*) dla reaktora AP600. Reaktor ten został wybrany ze względu na dostępność dokumentów go opisujących, związanych z procesem certyfikacji przeprowadzonej przez amerykański dozór jądrowym US NRC. Większość danych pochodzi z DCD<sup>1</sup> [2].

<sup>1</sup> DCD (*Design Control Document*) – dokument sterowania projektem.

## Opis reaktora AP600

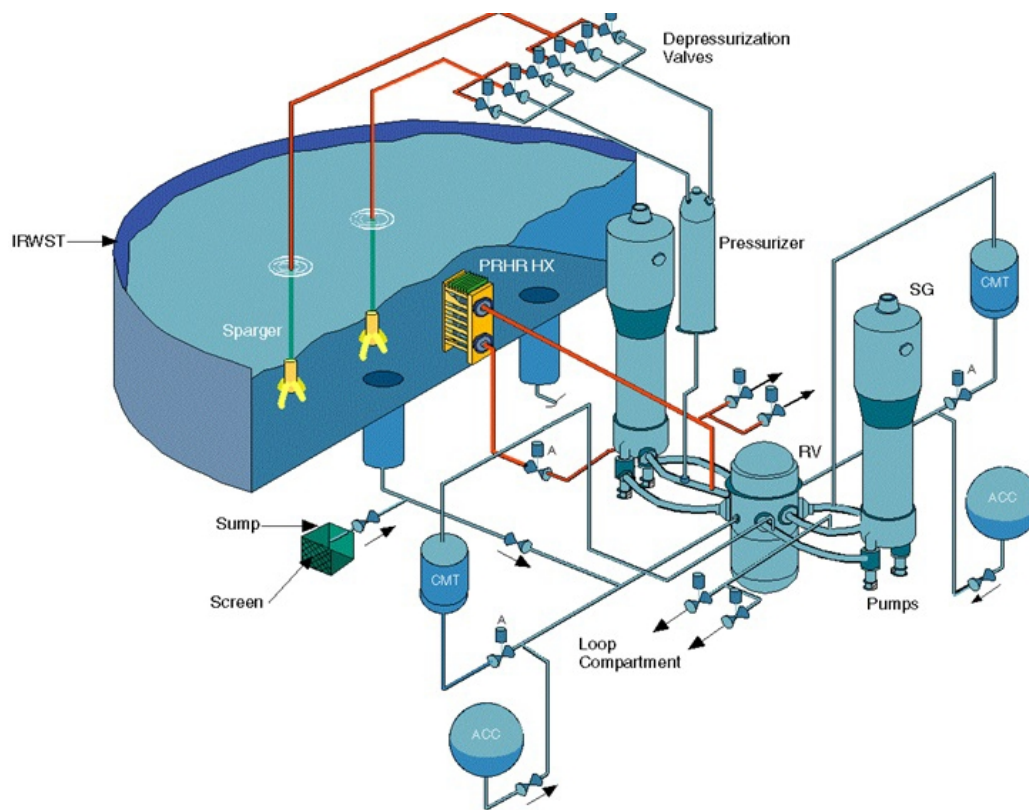
Reaktor AP600 został zaprojektowany przez firmę Westinghouse. AP600 jest reaktorem wodnym ciśnieniowym o nominalnej mocy cieplnej około 1940 MW, posiadającym pierwotną i wtórną obudowę bezpieczeństwa, z dwoma wytwornicami pary i czterema pompami cyrkulacyjnymi znajdującymi się bezpośrednio pod wytwornicami pary. Cechą charakterystyczną tego reaktora jest wykorzystanie pasywnych systemów bezpieczeństwa. Bezpieczeństwo reaktora w wypadku awarii opiera się więc głównie na maksymalnym wykorzystaniu przepływu grawitacyjnego, kondensacji, naturalnej cyrkulacji, bez konieczności stosowania dodatkowych pomp, zaworów czy generatorów diesla. Zminimalizowana i uproszczona dzięki temu została liczba działań wymaganych do wykonania przez operatora w wypadku awarii.

Główne funkcje, jakie spełniają systemy bezpieczeństwa reaktora AP600, to:

- awaryjne zalewanie rdzenia, uwzględniając również wtrysk wody z dodatkiem boru,
- automatyczne obniżanie ciśnienia w obiegu,
- odbiór ciepła powyłączeniowego,
- chłodzenie obudowy bezpieczeństwa.

Schemat rozmieszczenia oraz podłączenia systemów bezpieczeństwa do komponentów obiegu pierwotnego zaprezentowano na rysunku 1, a ich funkcje opisano niżej.

- Najważniejsze systemy bezpieczeństwa oraz ich funkcje:
1. CMT (*Core makeup tank*) – pasywny system uzupełniania wody w obiegu pierwotnym zastępujący występujący w większości reaktorów typu PWR układ wtrysku wysokociśnieniowego. Zbudowany jest z dwóch identycznych zbiorników i rurociągów łączących je z obiegiem chłodzenia reaktora. Każdy zbiornik o pojemności



Rys. 1. Systemy bezpieczeństwa reaktora AP600.

56,7 m<sup>3</sup> wypełniony jest wodą z domieszką boru. System CMT zaprojektowany jest do działania głównie podczas zaniku zasilania pomp cyrkulacyjnych i małych krótkotrwałych wycieków. System wymaga otwarcia zaworu.

2. Akumulatory – AP600 wyposażony jest w dwa zbiorniki o pojemności 56 m<sup>3</sup> wypełnione wodą z domieszką boru oraz sprężonym azotem. Zapewniają przepływ chłodziwa o wysokim wydatku w momencie, gdy ciśnienie w obiegu pierwotnym spada poniżej 4,8 MPa. Zaprojektowane są więc głównie na działanie w przypadku awarii, w których następuje znaczny spadek ciśnienia w obiegu pierwotnym, np. podczas rozerwań rurociągów.
3. ADS (*Automatic Depressurization System*) poziom 1–3 – szereg zaworów mających za zadanie redukcję ciśnienia w obiegu pierwotnym, aby w ten sposób pozwolić na uruchomienie pasywnych systemów wtrysku wody chłodzącej. Pierwszy stopień ADS – zawory otwierają się, gdy poziom wody w CMT spadnie poniżej 67,5%, stopień drugi i trzeci – kolejne zawory otwierają się z ustalonym opóźnieniem po otwarciu ADS 1 (odpowiednio 70 i 120 sekund). Zawory są zwielokrotnione i umieszczone na rurociągu łączącym stabilizator ciśnienia ze zbiornikiem IRWST (*In-containment Refueling Water Storage Tank*).
4. ADS poziom 4 – zestaw dwóch par zaworów wybuchowych pełniących funkcję drugiego stopnia redukcji ciśnienia w obiegu chłodzenia. Zawory otwierają się w momencie, gdy poziom wody w zbiorniku CMT

osiągnie 20%. Zawory umieszczone są na rurociągach podłączonych do gorących gałęzi, a para wodna uwalniana jest wprost do obudowy bezpieczeństwa.

5. PRHR (*Passive Residual Heat Removal System*) – wymiennik ciepła pełniący funkcję pasywnego systemu odbioru ciepła powyłaczeniowego z obiegu chłodzenia reaktora, działający z zastosowaniem naturalnej cyrkulacji. Wymiennik ciepła jest zbudowany z 671 rurek w kształcie litery C o średnicy wewnętrznej 15,7 mm i umiejscowiony w zbiorniku IRWST. Projekt PRHR oraz pojemność zbiornika IRWST wystarczają do całkowitego odbioru ciepła powyłaczeniowego nawet w wypadku, gdy obie wytwornice pary nie wypełniają swoich funkcji.
6. IRWST (*In-containment Refueling Water Storage Tank*) – zbiornik o pojemności minimalnej 2108 m<sup>3</sup> wody, odgrywający rolę ujęcia ciepła dla PRHR, a także zbiornika do systemu wtrysku niskociśnieniowego w celu długotrwałego chłodzenia rdzenia reaktora.
7. PCS (*Passive Containment Cooling system*) – pasywny system chłodzenia obudowy bezpieczeństwa w postaci zbiornika z wodą o maksymalnej pojemności 2195 m<sup>3</sup> umieszczonego na szczycie wtórnej obudowy bezpieczeństwa. Rurociąg wylotowy ze zbiornika rozlewa wodę po zewnętrznej części stalowej pierwotnej obudowy bezpieczeństwa. PCS zapewnia chłodzenie obudowy przez 72 h bez konieczności uzupełniania wody w zbiorniku. Przepływ wody jest pasywnie regulowany w celu zmniejszenia wydatku przepływu w czasie.

## Opis modeli reaktora AP600 opracowanych w kodach RELAP5 oraz MELCOR

Na podstawie ogólnodostępnych danych na temat reaktora AP600 opracowano wstępną nodalizację reaktora, którą zaczęto odwzorowywać, stosując kody RELAP5 oraz MELCOR przy wykorzystaniu środowiska graficznego SNAP [3]. Ze względu na istotne różnice w strukturze, zastosowaniu oraz możliwościach kodów obliczeniowych RELAP5 i MELCOR, podejście do modelowania musiało się różnić, jednak starano się przyjmować podobne założenia oraz zachować spójną strukturę modeli.

Model reaktora AP600 w MELCOR zbudowany został z zastosowaniem środowiska graficznego SNAP. Zbudowany jest z 216 objętości kontrolnych, 330 ścieżek przepływu oraz 271 struktur cieplnych. Stworzony model AP600 obejmuje następujące systemy i elementy:

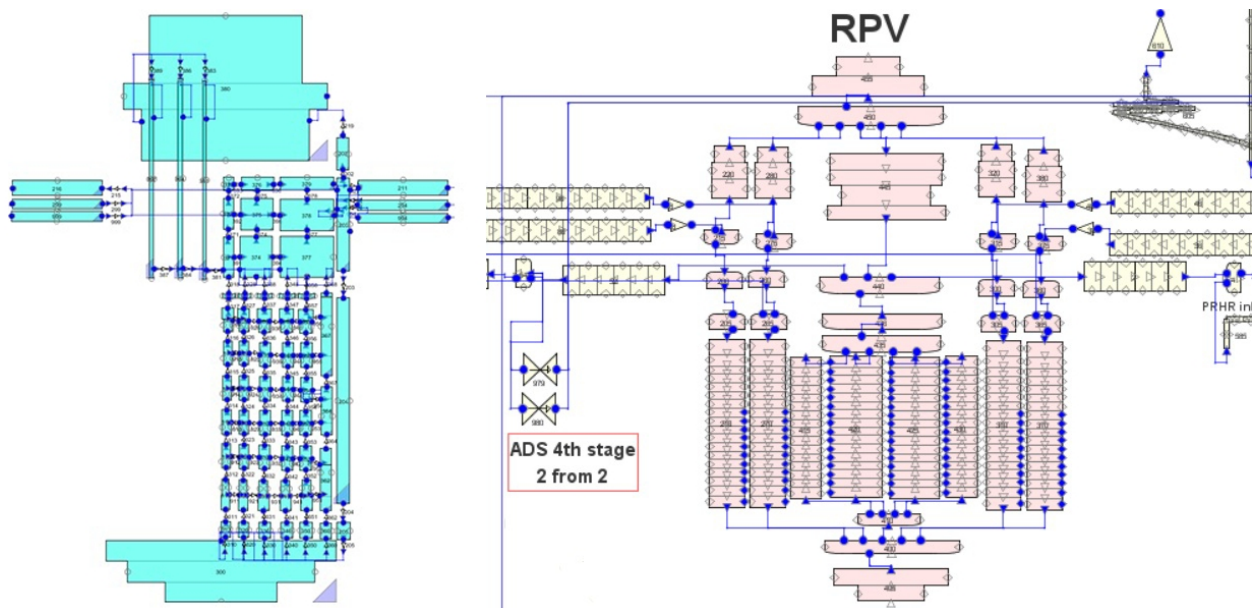
- Zbiornik ciśnieniowy reaktora wraz z rdzeniem modelowany jest za pomocą czterech pakietów obliczeniowych wymieniających między sobą informacje, są to CVH, FL, HS i COR.

Część ciepło-przepływowa zbiornika zbudowana jest z 68 objętości kontrolnych połączonych 84 ścieżkami przepływu. Woda, wpływając za pomocą czterech objętości króćców wlotowych, dostaje się do połączonych szeregowo objętości szczeliny opadowej, a następnie poprzez komorę mieszania trafia do rdzenia reaktora (około 92,5% przepływu) lub objętości bypass (około 6,2%), a stąd do 9 objętości kontrolnych górnej komory mieszania. Część wody ze szczeliny opadowej trafia bezpośrednio do górnej komory mieszania (około 0,3%) lub do kopuły reaktora (około 1%), pozwalając na jej chłodzenie. Na rysunku 2 zaprezentowano porównanie nodalizacji zbiornika reaktora w kodzie MELCOR i RELAP5.

Rdzeń AP600 zbudowany ze 145 kaset paliwowych, które w modelu podzielono na 5 pierścieni, liczących od środka odpowiednio 21, 24, 32, 32 i 36 kaset paliwowych przypisanych do nich, co zaprezentowano na rysunku 3. Dla każdego pierścienia nodalizacji przypisano zgodnie z ich rozłożeniem w rdzeniu zestawy prętów sterujących oraz średnią wartość mocy.

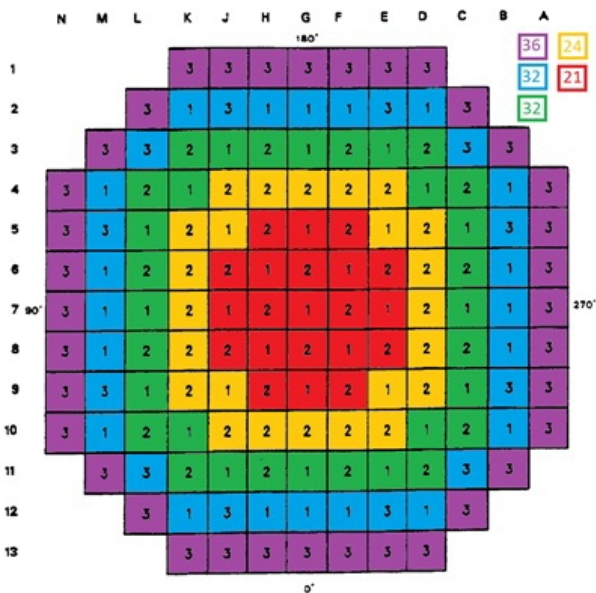
Elementy pełniące funkcję magazynów ciepła i nie odgrywające zasadniczej roli przy topnieniu rdzenia i produkcji wodoru z metalowych elementów zbiornika podczas awarii modelowane są w pakiecie HS. W ten sposób modelowane są: część cylindryczna zbiornika i górna kopuła, kosz reaktora oraz wszystkie elementy ponad górną płytą rdzenia, a także ona sama. W celu zamodelowania tych elementów stworzono 53 struktury cieplne połączone z właściwymi komórkami pakietu CVH.

- Dwie wytwornice pary, z których każda składa się z 22 objętości kontrolnych obiegu pierwotnego oraz 5 objętości kontrolnych obiegu wtórnego. Obieg pierwotny wytwornicy pary połączony jest z obiegiem wtórnym za pomocą 18 struktur cieplnych, które pozwalają na wymianę ciepła pomiędzy nimi. Ponadto za pomocą 8 struktur cieplnych symulujących korpus wytwornicy pary ma ona możliwość wymiany ciepła z obudową bezpieczeństwa. Każda z wytwornic wyposażona jest w trzy zawory bezpieczeństwa i jeden zawór upustowy, które modelowane są oddzielnymi ścieżkami przepływowymi.
- Pompy cyrkulacyjne zamodelowano za pomocą czterech ścieżek przepływu umieszczonych na zimnych rurociągach obiegu chłodzenia reaktora. W zbudowanym modelu reaktora praca pompy symulowana jest za pomocą funkcji kontrolnych uwzględniających: zasilanie pompy przez silnik lub jego brak, zawartość pary wodnej w pompowanym chłodziwie, kierunek przepły-



Rys. 2. Porównanie nodalizacji zbiornika reaktora w kodzie MELCOR i RELAP5.





Rys. 3. Przekrój poprzeczny przez rdzeń reaktora z podziałem kaset paliwowych na pierścieniu pakietu COR.

wu chłodziwa przez pompę i wartość pompowanego wydatku chłodziwa. Dzięki tak rozbudowanej charakterystyce możliwe jest odzwierciedlenie zachowania systemu w dynamicznych warunkach, np. awarii dużego rozerwania obiegu pierwotnego.

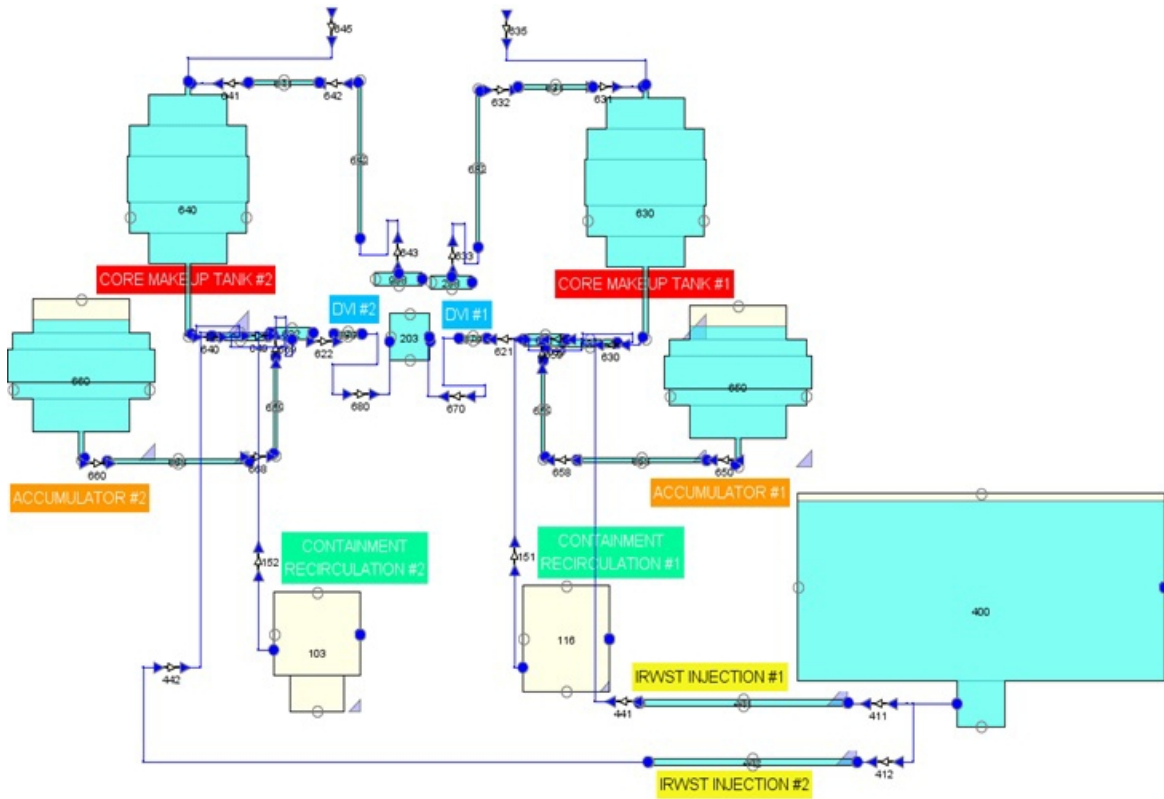
24 objętości kontrolne połączone 30 ścieżkami przepływowymi tworzą rurociągi pierwotnego obiegu chłodzenia reaktora. Ponadto metalowe ścianki rurociągów zostały zamodelowane za pomocą 27 struktur cieplnych, które łączą ze sobą objętości kontrolne rurociągów i obudowy bezpieczeństwa, pozwalając na wymianę ciepła pomiędzy nimi. Ponadto na potrzeby różnych scenariuszy awaryjnych dodano kilka ścieżek przepływu symulujących różnego typu rozerwania.

- Stabilizator ciśnienia zbudowany jest z sześciu objętości kontrolnych ułożonych szeregowo, z których dwie skrajne odpowiadają za dolną i górną część półsferyczną stabilizatora. Całkowita objętość zbiornika stabilizatora wynosi  $45,3 \text{ m}^3$ , którą w większości zajmuje woda w stanie nasycenia, a pozostałą górną część – nasyconą parą wodną. Poza zbiornikiem stabilizatora ciśnienia zamodelowano także rurociąg łączący go z rurociągiem gorącym obiegu pierwotnego, grzałki nurnikowe (modelowane są za pomocą struktury cieplnej) i system spryskiwaczy. Grzałki i spryskiwacze są wykorzystywane w celu utrzymania zadanego ciśnienia w stabilizatorze.
- Obudowa bezpieczeństwa reaktora AP600 zbudowana jest ze szczelnej pierwotnej obudowy bezpieczeństwa i wtórnej – otwartej obudowy bezpieczeństwa. Pierwotna obudowa ma objętość netto około 49 tysięcy  $\text{m}^3$  i została podzielona na 18 objętości kontrolnych połączonych 39 ścieżkami przepływu. Wtórna obudowa bezpieczeństwa składa się z 13 objętości kontrolnych połączonych 15 ścieżkami przepływu. Przez wtórna obudowę bezpieczeństwa przepływa powietrze, które chłó-

dząc metalowy zbiornik pierwotnej obudowy, wypływa przez otwór w górnej części obudowy wtórnej. Dzięki temu możliwe jest chłodzenie gazów znajdujących się w pierwotnej obudowie bezpieczeństwa. Wtórna obudowa została zbudowana w taki sposób, aby przepływ powietrza przez nią był napędzany siłą naturalnej konwekcji.

- Model sterowania pracą reaktora w stanie ustalonym (zasilanie wytwornicy pary, poziom wody w wytwornicy pary, praca grzałek i spryskiwaczy stabilizatora ciśnienia, praca głównych pomp obiegu chłodzenia itp.) oraz sterowania systemami bezpieczeństwa reaktora zbudowany jest z 457 funkcji kontrolnych i 54 funkcji tablicowych.
- Systemy bezpieczeństwa obejmujące:
  - każdy z akumulatorów wody chłodzącej, modelowany za pomocą jednej objętości kontrolnej akumulatora i dwóch objętości kontrolnych rurociągu łączącego go z rurociągiem DVI;
  - każdy z dwóch modelowanych zbiorników CMT, zbudowany z jednej objętości kontrolnej zbiornika oraz dwóch objętości kontrolnych rurociągu wlotowego (połączonego z zimnym rurociągiem) i jednej objętości rurociągu wylotowego. Ponadto wprowadzono po jednej ścieżce przepływu łączącej każdy zbiornik CMT z górną częścią stabilizatora ciśnienia;
  - wtrysk wody ze zbiornika IRWST, modelowany za pomocą dwóch rurociągów zbudowanych z jednej objętości kontrolnej i dwóch ścieżek przepływu każdy. Zbiornik IRWST ma bezpośrednie połączenie z obudową bezpieczeństwa za pomocą dwóch ścieżek przepływu (zaworów bezpieczeństwa), z których każda ma swoje indywidualne parametry otwarcia i zamknięcia. Ponadto istnieje połączenie IRWST z obudową bezpieczeństwa, którym woda z obudowy spływa do zbiornika, oraz drugie połączenie służące do usuwania nadmiaru wody z IRWST do niższych obszarów obudowy bezpieczeństwa;
  - recyrkulację z obudowy bezpieczeństwa, modelowaną dwoma ścieżkami przepływu łączącymi odpowiednie objętości kontrolne obudowy bezpieczeństwa z rurociągiem DVI;
  - dwa rurociągi DVI, do których podłączone są wszystkie systemy wtrysku bezpieczeństwa (tj. akumulatory, CMT, IRWST, recyrkulacja z obudowy), zbudowane z dwóch objętości kontrolnych oraz dwóch ścieżek przepływu każdy;
  - zawory ADS poziomów 1–3 zamodelowane ścieżkami przepływu, podobnie jak cztery zawory ADS-4;
  - zbiornik systemu PCCS, który jest jedną objętością kontrolną, umieszczoną na szczycie wtórnej obudowy bezpieczeństwa zamodelowanej jedną objętością kontrolną, połączoną strukturami cieplnymi z wtórna obudową bezpieczeństwa i ze środowiskiem. Spryskiwacz pobierający wodę z tego zbiornika i rozlewający





Rys. 4. Nodalizacja systemów bezpieczeństwa reaktora AP600 w kodzie MELCOR.

wodę na metalowej obudowie bezpieczeństwa został zamodelowany za pomocą opcji „Film Source” w pakiecie HS.

Model reaktora AP600 opracowany z zastosowaniem kodu RELAP5 składa się z następujących głównych komponentów i systemów:

- Zbiornika reaktora składającego się ze szczeliny opadowej podzielonej na cztery części, dolnej i górnej komory mieszania, trzech kanałów paliwowych oraz kanału bypass. Elementy te są reprezentowane przez rurociągi oraz łączniki. Rdzeń reaktora został podzielony na pięć obszarów reprezentujących 145 kaset paliwowych, każdy obszar był reprezentowany przez strukturę cieplną w kodzie RELAP5. W obszarze peryferyjnym zgrupowano 64 kasety, w średnim 56, w gorącym 24, oddzielnie zamodelowano najgorętszą kasetę i najgorętszy pręt. Dodatkowo za pomocą struktur cieplnych zamodelowano płyty rdzenia, kosz reaktora oraz ścianki zbiornika. Na rysunku 2 zaprezentowano porównanie nodalizacji zbiornika reaktora w kodzie MELCOR i RELAP5.
- Dwóch wytwornic pary z podziałem na u-rurki, sekcję opadową, sekcję odparowującą wodę, osuszacze i separatory pary. Aby odpowiednio zamodelować wymianę ciepła między pierwotnym i wtórnym obiegiem, zastosowano dedykowane struktury cieplne. Zamodelowano również linie wody zasilającej i główny rurociąg parowy wraz ze zrzutowymi zaworami bezpieczeństwa oraz zaworem odcinającym i uproszczonym modelem turbiny.
- Dwóch gorących i czterech chłodnych gałęzi obiegu pierwotnego wraz z pompami cyrkulacyjnymi. Modelując główne pętle obiegu chłodzenia, zastosowano dużą liczbę łączników, co pozwoliło na elastyczność w podłączaniu innych komponentów, a co za tym idzie, w modelowaniu różnych scenariuszy awarii. Model uwzględnia również stabilizator ciśnienia wraz z rurociągiem stabilizatora, grzałkami, zaworami upustowymi, systemem spryskiwaczy oraz systemem automatycznego obniżenia ciśnienia (ADS).
- Uproszczonego modelu obudowy bezpieczeństwa, umożliwiającego prostą cyrkulację powietrza i podłączenie do basenu IRWST.
- Systemu sterowania i kontroli wraz z sygnałami wyzwalającymi. System składa się z 207 sygnałów wyzwalających, 109 bloków kontrolnych, 10 funkcji tablicowych i ponad 700 różnych zmiennych.
- Systemów bezpieczeństwa CMT, IRWST, PRHR, ADS i zbiorników akumulatorów, wraz z zestawem zaworów oraz liniami DVI. Do modelowania zbiorników akumulatorów zastosowano dedykowane komponenty ACCUM, natomiast reszta systemów była modelowana z zastosowaniem rurociągów oraz łączników. Straty, spadki ciśnienia w rurociągach, a także geometria rurociągów, ze względu na brak wystarczającej ilości danych, zostały założone z zastosowaniem dostępnych równań, literatury tematycznej oraz doświadczenia w modelowaniu podobnych systemów.

## Stan ustalony

Pierwszym krokiem w ocenie poprawności opracowywanej nodalizacji i modelu z wykorzystaniem kodu obliczeniowego jest sprawdzenie poprawności geometrycznej komponentów modelu. Etap ten zostanie szerzej opisany w jednym z kolejnych numerów Biuletynu PAA dotyczącym analiz reaktora AP1000.

Drugim krokiem w ocenie poprawności opracowanego modelu jest wykonanie obliczeń dla stanu ustalonego. Ogólnie stanem ustalonym określa się warunki panujące w obiekcie jądrowym podczas normalnej eksploatacji, także wartości parametrów fizycznych w stanie ustalonym można uznać za typowe warunki pracy. Takie warunki najczęściej określa się mianem nominalnego stanu ustalonego. W analizach bezpieczeństwa wykorzystuje się również „konserwatywne” (przedawaryjne) warunki stanu ustalonego, przyjmując takie wartości parametrów pracy, które mogą niekorzystnie wpływać na rozwój analizowanej awarii, zgodnie z omówionym w [1] podejściem konserwatywnym. W analizie stanu ustalonego porównuje się zmierzone/założone wartości parametrów fizycznych, istotnych z punktu widzenia eksploatacji obiektu z wartościami tych parametrów, uzyskanymi w wyniku przeprowadzonych obliczeń. Dla reaktora AP600 porównania takiego dokonano w tabeli 1, prezentując wartości konserwatywnego stanu ustalonego (będącego stanem przedawaryjnym dla analizowanej awarii SBLOCA) w porównaniu z rezultatami obliczeń uzyskanymi z zastosowaniem kodów RELAP5 oraz MELCOR. Wykonując obliczenia, przyjmuje się, że uzyskane wartości parametrów powinny pozostawać stałe (zmiany wartości międzyszczytowej <1%) przez co najmniej 100 sekund obliczeń stanu ustalonego [4], aby sprawdzić nie tylko poprawność wartości parametrów fizycznych, jak również ich stabilność. Osiągnięcie tak stabilnego stanu ustalonego jest więc bardzo istotnym krokiem w trakcie tworzenia modelu, ponieważ uzyskuje

się pewność, że obserwowane podczas symulowanych stanów nieustalonych zmiany wartości parametrów nie są powodowane przez błędy i niestabilności generowane na etapie stanu ustalonego (na przykład spadek ciśnienia w systemie można przypisać wypływowi masy przez rozerwanie, a nie niezdolnością modelu do utrzymania ciśnienia na stabilnym poziomie). Kwestia bardziej dokładnego kwalifikowania stanu ustalonego zostanie szerzej omówiona w jednym z kolejnych numerów Biuletynu PAA, uwzględniając przebieg spadku ciśnienia wzdłuż pętli chłodzenia reaktora i bardziej dogłębną ocenę zmian wartości poszczególnych parametrów w czasie trwania stanu ustalonego.

Obliczenia stanu ustalonego podlegają procesowi kwalifikacji poprzez ocenę uzyskanych rozbieżności wyników obliczeń od zakładanych wartości parametrów fizycznych. Dla każdego parametru należy określić akceptowalną wartość uzyskanego błędu i na tej podstawie ocenić poprawność wyników obliczeń stanu ustalonego. Dla 9 spośród 10 parametrów przedstawionych w tabeli 1 błąd nie przekracza 2%, co jest bardzo dobrym wynikiem [5]. Ciśnienie wylotowe pary jest osiągnięte z 4–5% niedokładnością. Powodem uzyskanej rozbieżności jest brak informacji, czy wartość referencyjna mierzona jest w rurociągu parowym, czy na wyjściu z separatorów pary. Mając świadomość niepewności danych wejściowych, uznano uzyskany błąd za akceptowalny, także zakwalifikowane obliczenia stanu ustalonego mogą stanowić bazę do wykonania obliczeń dla wybranego scenariusza awarii.

## Awaria SB-LOCA w reaktorze AP600

Awaria SBLOCA została wybrana ze względu na to, że podczas małego rozerwania spadek ciśnienia w obiegu pierwotnym następuje stosunkowo powoli, przebieg awarii jest łatwiejszy do śledzenia, pozwalając na jednoznaczną

**Tabela 1.** Porównanie wartości parametrów fizycznych w konserwatywnym stanie ustalonym dla danych projektanta i obliczeń z zastosowaniem kodów RELAP5 i MELCOR

Parametr	Jednostka	Dane DCD	RELAP5	Błąd	MELCOR	Błąd
1 Moc rdzenia reaktora (102% nominalnej)	MW	1971,66	1971,66	0	1971,66	0
2 Ciśnienie w stabilizatorze	MPa	15,51	15,54	0,2%	15,52	<0,1%
3 Ciśnienie wylotowe pary		5,47	5,18	5,2%	5,25	4%
4 Temperatura na wlocie do zbiornika	K	549,1	549,3	,1%	549,1	0
5 Temperatura na wylocie ze zbiornika		588,7	588,9	,1%	588,76	<0,1%
6 Temperatura wody zasilającej		497,0	497,3	,1%	497,0	0
7 Wydatek przepływu przez zbiornik reaktora	kg/s	9212,9	9085,9	1,4%	9217	<0,1%
8 Wydatek przepływu wody zasilającej		531,1	539,0	1,5%	541,3	1,9%
9 Poziom wody w wytwornicy pary	m	13,46	13,4	0,4%	13,46	0
10 Masa chłodziwa w obiegu pierwotnym	kg	160 118	158 500	1,0%	160 791	0,4%

identyfikację momentu zadziałania każdego z pasywnych systemów bezpieczeństwa i wpływu każdego z systemów na przebieg awarii.

### Założenia dla wybranego scenariusza

Analiza awarii SBLOCA prowadzona jest według przyjętych wcześniej założeń konserwatywnych, które pogarszają warunki przebiegu awarii, co opisano w artykule [1]. **Dwucalowe** rozszczelnienie obiegu pierwotnego zostało umieszczone na spodzie rurociągu zimnego na pętli z wymiennikiem ciepła PRHR. Jako kryterium pojedynczego uszkodzenia przyjęto niesprawność jednego zaworu ADS poziomu 4A. Moc cieplna generowana w rdzeniu wynosi 102% nominalnej mocy, tj. 1971,7 MW, a blok pracuje z wytwornicami pary, w których 10% rurek jest zatkanych. Przepływ chłodziwa przez zbiornik reaktora jest zredukowany z około 9850 kg/s do około 9213. Istotne jest założenie uruchomienia systemów bezpieczeństwa od sygnałów ciśnieniowych stabilizatora, mimo że wcześniej pojawia się sygnały wyzwajające pochodzące od innych czujników. Sygnał powodujący wyłączenie reaktora to osiągnięcie poziomu 12,41 MPa w stabilizatorze ciśnienia, natomiast sygnał powodujący pojawienie się sygnału „S” (uruchamiającego poszczególne systemy bezpieczeństwa) wyzwala jest przy ciśnieniu w stabilizatorze ciśnienia na poziomie 11,72 MPa. Po pojawieniu się sygnału faktyczne uruchomienie systemów bezpieczeństwa i urządzeń następuje z przyjętym konserwatywnym opóźnieniem podanym w tabeli 2. Kolejnymi konserwatywnymi założeniami są czasy potrzebne na pełne otwarcie lub zamknięcie danego zaworu systemu bezpieczeństwa, które także podano w tabeli 2.

### Przebieg awarii

Pierwszym etapem kwalifikacji modelu oraz obliczeń na etapie symulacji stanów nieustalonych jest sprawdzenie poprawności sekwencji zdarzeń przebiegu awarii. Oczywiście jest to możliwe jedynie w momencie wykonywania obliczeń dla ośrodka eksperymentalnego, gdzie dostępne są wyniki testu lub gdy dokonuje się porównania między

dwoma niezależnymi obliczeniami. W tym przypadku w tabeli 3 porównujemy wyniki obliczeń wykonanych w PAA z wynikami obliczeń projektanta wykonanymi w kodzie LOFRAN, stąd należy pamiętać, że różnice w wynikach są oczekiwane.

W wyniku rozszczelnienia obiegu pierwotnego w ciągu pierwszych 100 sekund następuje dość gwałtowne obniżenie ciśnienia i ubytek wody w obiegu, co powoduje wyzwolenie sygnału wyłączającego reaktor, a także sygnału „S” (sygnał wyzwajający uruchomienie systemów bezpieczeństwa i reakcje urządzeń). Następnym sygnałem „S” będzie otwarcie zaworów na zbiornikach CMT i wymienniku PRHR oraz wyłączenie pomp głównych i zamknięcie zaworu izolacyjnego rurociągu parowego zgodnie z opóźnieniami podanymi w tabeli 2. Opóźnienie obserwowane w rezultatach RELAP5 i MELCOR w porównaniu do wyników DCD nie jest duże, wynika głównie z innych modeli przepływu krytycznego stosowanego w różnych kodach obliczeniowych, co wpływa na tempo wypływu chłodziwa przez rozszczelnienie i w konsekwencji zmiany ciśnienia. Między 100 a 1000 sekundą wtrysk ze zbiorników CMT powoduje uzupełnianie wody w obiegu, co spowalnia tempo spadku ciśnienia. W tym samym czasie zwiększa się udział pary wodnej w rurociągach obiegu pierwotnego, co powoduje szybsze opróżnianie zbiorników CMT. Gdy poziom wody w zbiorniku CMT osiągnie 67,5%, zaczną się otwierać kolejno zawory ADS od 1 do 3. Otwarcie pierwszych zaworów ADS spowoduje znaczny spadek ciśnienia i uruchomienie wtrysku wody z akumulatorów, chwilowo wstrzymując uzupełnianie wody ze zbiorników CMT. Około 1500 sekundy zbiorniki akumulatorów są opróżnione, a przepływ przez rozerwanie maleje, ponieważ ciśnienie w obiegu zbliża się do wartości ciśnienia w obudowie. Dalsze opróżnianie zbiorników CMT powoduje osiągnięcie poziomu 20% ich napełnienia i uruchomienie zaworów ADS-4 poziomu A, a następnie po 30 sekundach poziomu B. Powoduje to niemal całkowite zrównanie się ciśnienia panującego w obiegu chłodzenia i w obudowie bezpieczeństwa. Od tego czasu długotrwałe chłodzenie zapewnianie jest poprzez wtrysk z IRWST. Temperatury w rdzeniu podczas całego przebiegu awarii nie stwarzają zagrożenia przepaleniem paliwa lub koszulki.

**Tabela 2.** Zestawienie opóźnień sygnałów i czasów otwarcia lub zamknięcia powiązanych z nimi zaworów

Działanie	Opóźnienie [s]	Uwagi	Czas otwierania/zamykania zaworu [s]
Wyłączenie reaktora	2,4	Po pojawieniu się sygnału wyłączenia reaktora	–
Otwieranie zaworu CMT	21,2	Po pojawieniu się sygnału „S”	40
Otwieranie zaworu PRHR	21,2	Po pojawieniu się sygnału „S”	10
Zamykanie zaworu zasilającego	5	Po pojawieniu się sygnału „S”	5
Zamykanie zaworu na rurociągu parowym	1	Po pojawieniu się sygnału wyłączenia reaktora	5
Wyłączanie pompy obiegu pierwotnego	16,2	Po pojawieniu się sygnału „S”	–

**Tabela 3.** Sekwencja zdarzeń dla awarii SBLOCA w reaktorze AP600

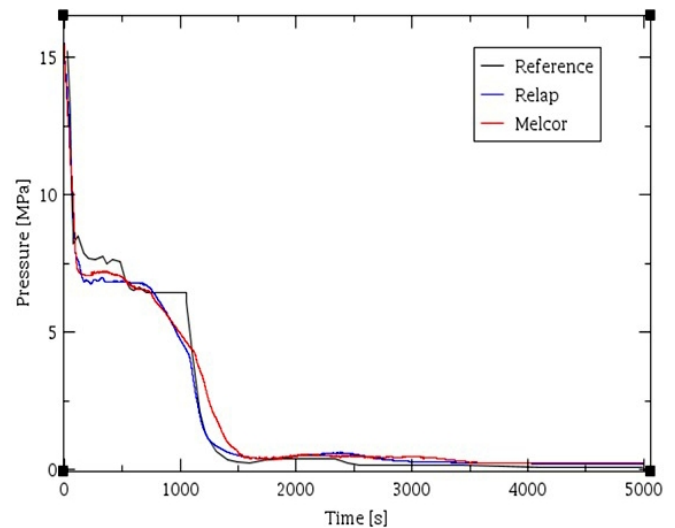
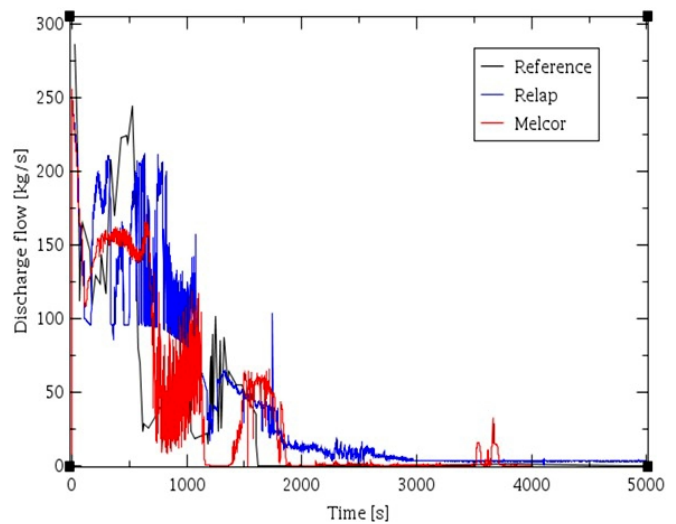
	DCD [s]	RELAP5 [s]	MELCOR [s]
Rozszczelnienie	0	0	0
Sygnał wyłączenia reaktora	33,5	49,6	41,3
Zamknięcie zaworu MSIV	34,5	50,6	42,3
Wyzwolenie sygnału „S”	39,7	53,8	48,1
Odcięcie wody zasilającej	44,7	58,8	53,1
Wyzwolenie sygnału wyłączenia pomp	55,9	68,8	64,3
Otwarcie zaworu ADS 1	1032	1054	1117,3
Wtrysk wody z akumulatora	1095	1069	1017,6
Otwarcie zaworu ADS 2	1102	1124	1187,3
Otwarcie zaworu ADS 3	1222	1244	1307,3
Opróżnienie akumulatora	1470	1475	1724,2
Otwarcie zaworu ADS 4	2422	2052	2586,5
Opróżnienie zbiorników CMT	2810	2500	2616,5
Otwarcie wtrysku z IRWST	bd.	bd.	3604

### Analiza wyników

Bardzo ważnym elementem kwalifikacji i oceny wyników obliczeń dla wybranego scenariusza awarii jest porównanie przebiegów parametrów fizycznych. W obecnym przypadku możliwe było dokonanie porównania rezultatów obliczeń PAA z wynikami z DCD [2]. W rzeczywistych analizach bezpieczeństwa elektrowni jądrowych stosuje się inne podejście do wyników referencyjnych (poprzez tzw. skalowanie ośrodków eksperymentalnych), które jednak nie jest przedmiotem obecnego artykułu.

Do porównania wybrano cztery parametry, które w największym stopniu opisują i reprezentują zachowanie systemów w trakcie awarii SBLOCA. Na rysunku 5 [6] zaprezentowano przebieg zmian ciśnienia w obiegu pierwotnym. Wyniki uzyskane w PAA z zastosowaniem dwóch różnych kodów są bardzo zbliżone pod względem jakościowym, nie odbiegają również od rezultatów obliczeń zaprezentowanych w DCD [2]. Wszelkie fazy zmian przebiegu ciśnienia są obserwowalne w podobnym czasie. Mniej raptowny spadek ciśnienia, niż obserwowany w obliczeniach referencyjnych widoczny na rysunku 5 w czasie pomiędzy około 700–1000 sekund, wynika m.in. z różnic obserwowanych w wypływie przez rozerwanie – większy objętościowy wydatek przepływu przez rozerwanie prowadzi do szybszego spadku ciśnienia w obiegu.

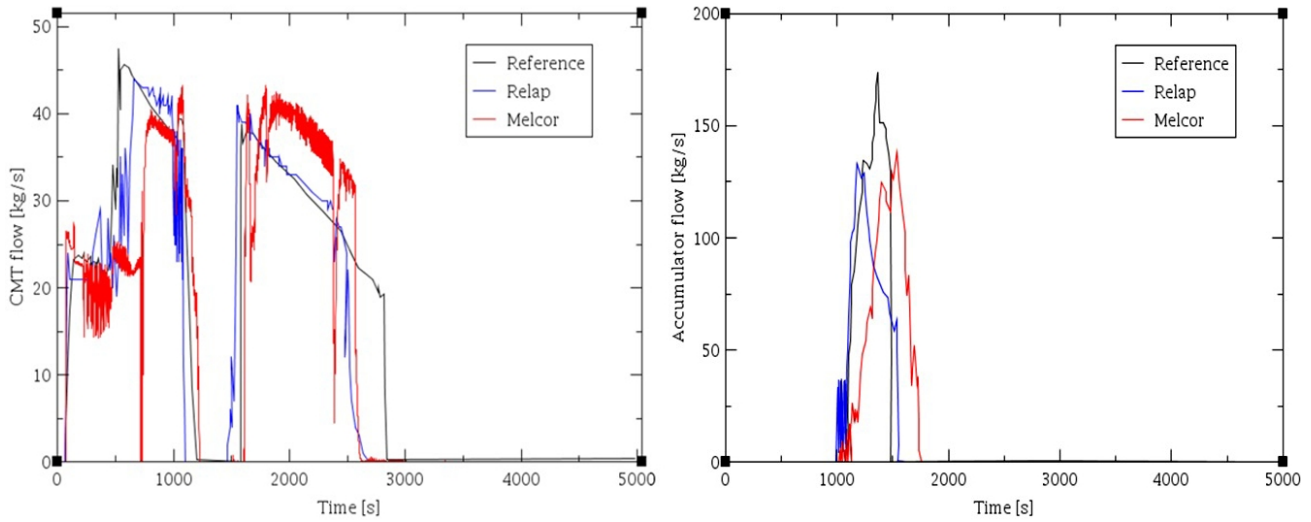
Na rysunku 6 [6] zaprezentowano przebieg zmian wypływu chłodziwa przez rozerwanie. Można zaobserwować duże fluktuacje w wynikach uzyskanych z zastosowaniem kodów RELAP5 i MELCOR, dodatkowo przez pierwsze 1000 sekund wartości odbiegają od wyników DCD. Może


**Rys. 5.** Przebieg zmian ciśnienia w obiegu pierwotnym dla obliczeń referencyjnych, RELAP5 oraz MELCOR.

**Rys. 6.** Przebieg zmian wypływu chłodziwa przez rozerwanie dla obliczeń referencyjnych, RELAP5 oraz MELCOR.

to wynikać z różnic w modelach przepływu krytycznego, modelowania rozerwania i dynamicznych zmian struktur przepływu w warunkach przepływu pomiędzy dwufazowym a przechłodzonym cieczą. Po otwarciu zaworu ADS 1, kiedy obserwowany jest wypływ dwufazowy przez rozerwanie, fluktuacje maleją, a obliczone wartości są bardziej zgodne z wynikami przedstawionymi w DCD.

Na rysunku 7 [6] zaprezentowano przebieg zmian wtrysku wody ze zbiorników CMT i akumulatorów. Pierwszy wtrysk ze zbiorników CMT został przewidziany w bardzo podobny sposób we wszystkich badanych obliczeniach. W momencie rozpoczęcia wtrysku z akumulatorów, przepływ z CMT zostaje zatrzymany, co zostało poprawnie przewidziane w obliczeniach PAA. Obliczenia RELAP5 i MELCOR nie doszacowały maksymalnej wartości wypływu wody borowanej z akumulatorów, dodatkowo całkowita wartość wypływu z akumulatorów w obliczeniach PAA jest mniejsza niż w obliczeniach DCD, pomimo że





Rys. 7. Przebieg zmian wtysku z CMT (po lewej) i akumulatorów (po prawej) dla obliczeń referencyjnych, RELAP5 oraz MELCOR.

całkowita objętość wody w akumulatorach jest taka sama. Różnica w wypływach może być spowodowana założeniem dotyczącym strat ciśnienia na rurociągach, jak również rozbieżnościami w modelowaniu rurociągów systemów bezpieczeństwa i linii DVI. Po opróżnieniu akumulatorów ponownie następuje wtysk wody z CMT. W obliczeniach RELAP5 i MELCOR zbiorniki CMT opróżniają się szybciej ze względu na brak fazy napełniania zbiornika CMT na tym etapie awarii (RELAP5) oraz większą wartość wtysku ze zbiorników (MELCOR). Biorąc pod uwagę duże niepewności wprowadzone przy modelowaniu systemów bezpieczeństwa, uzyskane rezultaty są zadowalające.

Na rysunku 8 [6] zaprezentowano przebieg zmian masy chłodziwa w obiegu pierwotnym. Obliczenia wykonane z zastosowaniem kodu MELCOR wykazują bardzo dobrą zgodność w porównaniu z wynikami DCD, choć możliwe do zaobserwowania jest pewne przesunięcie czasowe, które powiązane jest z różnicami w wypływie z CMT i momentem otwarcia zaworu ADS 1. Obliczenia z zastosowaniem kodu RELAP5 do około 2500 sekund są porów-

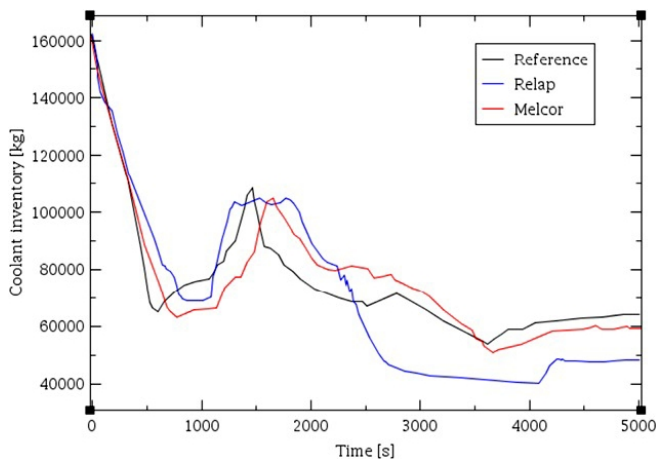
nywalne, choć w mniejszym stopniu niż obliczenia MELCOR. Po opróżnieniu zbiorników CMT następuje jednak gwałtowny ubytek chłodziwa w systemie, co spowodowane jest niepoprawnym działaniem systemu IRWST, który powinien zapewniać długoterminowe chłodzenie. Przyczyną tego są trudności w modelowaniu wypływu chłodziwa przez zawory ADS-4, a to z kolei ma ogromny wpływ na tempo odprężenia obiegu pierwotnego i tym samym uruchomienie wtysku z IRWST. Dlatego też jako kryterium pojedynczego uszkodzenia wybrano niesprawność jednego z ADS-4A. Jest to dobry przykład pokazujący, w jaki sposób można zidentyfikować niedoskonałości w opracowanym modelu.

Obliczenia pozwoliły na porównanie wyników uzyskanych z zastosowaniem kodu cieplno-przepływowego RELAP5 i kodu do awarii ciężkich MELCOR z wynikami uzyskanymi z wykorzystaniem kodu LOFTRAN w DCD [2]. Na podstawie otrzymanych rezultatów można mieć większą pewność, że wyniki analiz cieplno-przepływowych uzyskiwane w kodzie MELCOR podczas analiz ciężkich awarii mogą być wiarygodne. Wykonane analizy pozwoliły również zwrócić uwagę na problemy z modelowaniem pasywnych systemów bezpieczeństwa, gdzie założenia dotyczące strat, spadków ciśnień oraz geometrii rurociągów mają znaczący wpływ na uzyskiwane wyniki.

**Wnioski w kontekście kryteriów akceptacji**

Biorąc pod uwagę kryteria akceptacji dla awarii projektowych określone w załączniku nr 1 Rozporządzenia [7] podane w [1], można dokonać wstępnej oceny otrzymanych wyników pod kątem wypełnienia polskich wymagań. Odnosząc się do tych kryteriów i nie analizując, do jakiej kategorii awarii projektowej należy SBLOCA dla reaktora AP600 (brak takiej analizy), dokonano wstępnej oceny otrzymanych wyników:

- Nie doszło do uszkodzenia 10% koszulek elementów paliwowych w wyniku działania temperatury, natomiast



Rys. 8. Przebieg zmian masy chłodziwa w obiegu pierwotnym dla obliczeń referencyjnych, RELAP5 oraz MELCOR.

obliczenia przeprowadzone przez PAA nie dostarczyły informacji, czy nie dojdzie do mechanicznego uszkodzenia koszulek paliwowych w wyniku działania powstałych w czasie rozerwania sił dynamicznych. Obliczenia takie mogłyby zostać przeprowadzone, bazując na zaprezentowanych tu wynikach. Analiza taka jest szczególnie istotna w kontekście awarii LBLOCA (*Large Brake Loss Of Coolant Accident*).

- Uzyskane w wyniku obliczeń temperatury koszulki oraz paliwa wskazują, że parametry paliwa pozostały najprawdopodobniej w granicach dopuszczalnych dla określonego paliwa, ale ze względu na brak specyfikacji paliwa nie prowadzono tej analizy.
- Rdzeń utrzymał geometrię umożliwiającą efektywne chłodzenia (ze względu na brak uszkodzenia paliwa), ale nie zostało to potwierdzone obliczeniami wytrzymałościowymi, które mogłyby wskazać na mechaniczne uszkodzenia pewnych elementów wewnętrznych zbiornika. Analiza taka jest szczególnie istotna w kontekście awarii LBLOCA (*Large Brake Loss Of Coolant Accident*).
- Ze względu na obliczone wartości ciśnienia i temperatury w obudowie oraz brak uwolnienia znaczących ilości substancji promieniotwórczych do obudowy bezpieczeństwa zachowała ona swoje funkcje, ale wniosek ten powinien zostać podparty bardziej dokładną analizą uwzględniającą warunki pracy systemów oraz elementów konstrukcji i wyposażenia.
- Skutki radiologiczne nie były analizowane, ale ze względu na brak uszkodzenia koszulek elementów paliwowych nie doszło do uwolnienia do obudowy substancji promieniotwórczych znajdujących się w paliwie, a obudowa pozostała szczelna. Można więc wnioskować,

że nie będzie konieczności podejmowania jakichkolwiek działań interwencyjnych poza granicami obszaru ograniczonego użytkowania.

### Notka o autorach

**Mgr inż. Paweł Domitr** – starszy specjalista w Wydziale Analiz Obiektów Jądrowych, Departament Bezpieczeństwa Jądrowego Państwowej Agencji Atomistyki.

**Mgr inż. Mateusz Włostowski** – specjalista w Wydziale Analiz Obiektów Jądrowych, Departament Bezpieczeństwa Jądrowego Państwowej Agencji Atomistyki.

### Literatura

1. P. Domitr, M. Włostowski, „Deterministyczne analizy cieplno-przepływowe awarii projektowych w reaktorach energetycznych”. *Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna* 3/2017.
2. „AP600 Design Control Document”. Westinghouse Electric Company LLC. 1999.
3. „Symbolic Nuclear Analysis Package User’s Manual”. Applied Programing Technology. USA. 2012
4. A. Petruzzi, F. D’Auria, W. Giannotti, “Description of the Procedure to Qualify the Nodalization and to Analyze the Code Results”, DIMNP NT 557(05), Pisa 2005.
5. A. Petruzzi, F. D’Auria, “Thermal-Hydraulic System Codes in Nuclear Reactor Safety and Qualification Procedures”, Hindawi Publishing Corporation Science and Technology of Nuclear Installations, Volume 2008, Article ID 460795 (2008).
6. P. Domitr, M. Malicki, M. Włostowski, M. Dąbrowski, „RELAP/MELCOR LOCA comparison of accident progression in AP600 like model”, NURETH-17 Conference proceedings, 2017.
7. Rozporządzenie Rady Ministrów w sprawie zakresu i sposobu przeprowadzania analiz bezpieczeństwa przeprowadzanych przed wystąpieniem z wnioskiem o wydanie zezwolenia na budowę obiektu jądrowego, oraz zakresu wstępnego raportu bezpieczeństwa dla obiektu jądrowego (Dz. U. z 2012 r. poz. 1043).

# Zakłady przerobu wypalonego paliwa

Krzysztof Rzymkowski

*Stowarzyszenie Ekologów na rzecz Energii Nuklearnej – SEREN*

## Wstęp

Wzrost zapotrzebowania na energię elektryczną, przy jednoczesnym dążeniu do jak najwydajniejszego wykorzystania naturalnych surowców i ochrony środowiska przy jej wytwarzaniu, wymaga poszukiwania najlepszych rozwiązań. Konieczność oszczędzania naturalnych zasobów materiałów używanych w energetyce – głównie węgla, gazu, ropy spowodowała zainicjowanie próby wykorzystania do wytwarzania energii elektrycznej energii słonecznej, wiatru, a nawet pływów morskich.

Jednym z najmniej szkodzących środowisku i najekonomiczniejszych sposobów wytwarzania energii elektrycznej jest energetyka jądrowa. Rozwój energetyki jądrowej jest utrudniony, ponieważ każda działalność dotycząca techniki jądrowej wywołuje negatywne emocje i jest kojarzona zwykle z tragicznymi skutkami użycia broni jądrowej, a także wyolbrzymianymi skutkami awarii jądrowych. Dodatkowym powodem lęków jest również promieniowanie związane z techniką jądrową – dominują tu obawy związane z transportem paliwa, składowaniem odpadów oraz, nierzadko, z samą obecnością obiektu jądrowego na danym terenie. Niemalże obawy budzi kwestia postępowania z wypalonym paliwem jądrowym.

W artykule przedstawiono podstawowe informacje o technologii przerobu paliwa, jej rozwoju i modyfikacjach, o organizacji zakładów przerobu i międzynarodowych inicjatywach dotyczących **bezpieczeństwa** i **nieprolifracji**.

## Cykl paliwowy

Obecnie energetyka jądrowa opiera się na możliwie jak najwydajniejszym wykorzystaniu uranu jako źródła energii. Uran jest pierwiastkiem powszechnie występującym w skorupie ziemskiej. Charakterystyczną cechą energetyki jądrowej jest cykl paliwowy polegający na zamkniętym obiegu paliwa uranowego, przetwarzanego (poddanego **przerobowi**) po jego wykorzystaniu w reaktorze do posta-

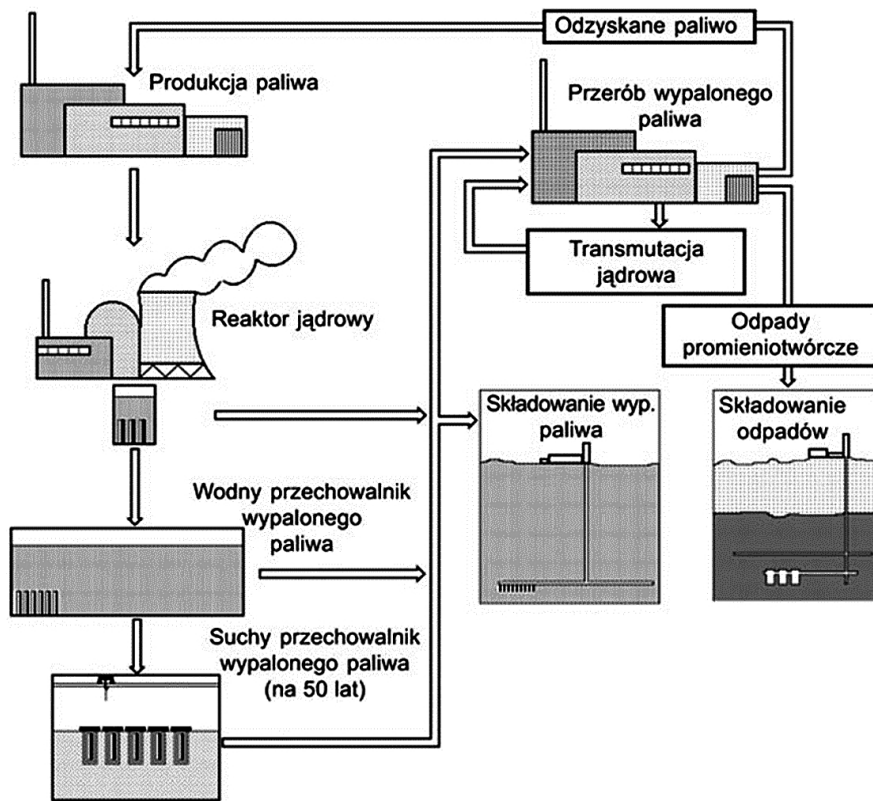
ci umożliwiającą powtórne wykorzystanie jego elementów do wytwarzania energii elektrycznej. Pełny cykl paliwowy stanowi ciąg operacji obejmujących wydobywanie uranu, jego wzbogacanie, produkcję paliwa i jego wykorzystanie w elektrowni, przechowywanie wypalonego paliwa, **przerób**, składowanie odpadów. Cykl ten jest realizowany w niezależnych zakładach tworzących przemysł jądrowy.

Są dwa rodzaje cyklu paliwowego: zamknięty i otwarty. Różnica między zamkniętym i otwartym cyklem paliwowym polega na sposobie wykorzystania paliwa po jego użyciu w reaktorze:

- w **cyklu zamkniętym** paliwo jest poddawane **przerobowi** (recyklingowi),
- w **cyklu otwartym** wypalone paliwo traktuje się jako odpad.

Wypalone w reaktorze paliwo jest wysokoradioaktywne i przed dalszym przetwarzaniem w zakładach przerobu paliwa (tzw. cykl zamknięty) musi być „schładzane” (co nie odnosi się tylko do chłodzenia termicznego). Schładzanie polega na wieloletnim przechowywaniu w basenie wypalonego paliwa. W tym czasie krótkożyłowe promieniotwórcze izotopy ulegają znacznej redukcji, co ułatwia transport i dalszą obróbkę wypalonego paliwa. Paliwo pracujące w reaktorze ulega również bardzo znacznemu rozgrzaniu. Wysoką temperaturę może ono utrzymywać przez długi okres – określa się, że nawet po upływie 10 lat 1 tona wypalonego paliwa nadal wydziela około 1 kW ciepła. W związku z tym przed poddaniem go dalszym procesom musi ono zostać wychłodzone w sensie fizycznym. **Przechowalniki tymczasowe** przeznaczone do schładzania wypalonego paliwa są najczęściej lokalizowane w pobliżu reaktora lub w innych miejscach na terenie elektrowni.

Alternatywą jest przechowywanie całych zestawów paliwowych w magazynach wypalonego paliwa (tzw. cykl otwarty) – z założeniem, iż tak przechowywane paliwo nie będzie już wykorzystywane. Oczekuje ono przez wiele lat na **składowanie ostateczne** w tzw. składowiskach geologicznych (przy czym np. wyrobiska kopalniane nie są brane pod uwagę).



Rys. 1. Otwarty i zamknięty cykl paliwowy – z zakładem przerobu wypalonego paliwa (źródło: <https://www.google.pl/search?q=jądrowy+cykl+paliwowy+rysunek>; pokazana na schemacie pętla transmutacji jądrowej mającej na celu przetwarzanie długożyjących lantanowców na izotopy krótkożyjące nie jest przedmiotem niniejszego artykułu).

W cyklu zamkniętym w procesie przerobu paliwa odzyskiwane są przede wszystkim dwa pierwiastki – **uran** i **pluton**, które mogą być następnie użyte do produkcji nowego paliwa. W takim wypadku około 97% wypalonego paliwa wraca do elektrowni, a tylko 3% stanowi **odpady wysokoaktywne**. Proces przerobu umożliwia również wyodrębnienie innych użytecznych pierwiastków, np. metali ziem rzadkich,  $Cs^{137}$ ,  $Te^{99}$  (otrzymywany praktycznie tylko tą drogą),  $Sr^{90}$ . Są one zagęszczane i magazynowane. Odpady wysokoaktywne są **składowane** w specjalnie wyznaczonych i przystosowanych do tego magazynach centralnych dla całego kraju.

Należy podkreślić, że wpływ zjawiska promieniowania w czasie normalnej pracy zakładów związanych z energią jądrową jest pomijalny – pomiary tego promieniowania w ich pobliżu nie wykazują istotnej zmiany w stosunku do naturalnego promieniowania tła. Większy wpływ na środowisko mają natomiast inne czynniki, wspólne dla wszystkich gałęzi związanych z energią, np. budowa nowego obiektu wymaga przygotowania obszaru o powierzchni kilku  $km^2$ , włączając w to powstanie nowych dróg, budynków, przystosowanie zbiorników wodnych, tam, ujęć wodnych. Powoduje to zwiększenie natężenia ruchu na istniejących już drogach, hałasu, wycinkę drzew, migrację zwierząt itp. Dodatkowym utrudnieniem może być konieczność prowadzenia badań archeologicznych i innych prac pomocniczych.

## Odzyskiwanie niewykorzystanych pierwiastków w procesie przerobu

Pierwsze prace związane z przerobem paliwa były ściśle związane z opracowywaniem technologii pozyskiwania plutonu potrzebnego do budowy broni jądrowej. Pluton został wykryty w czasie eksperymentów przeprowadzanych na Uniwersytecie Kalifornijskim w Berkeley w latach 1940–1941 w wyniku bombardowania tarczy uranowej deuterem. Badając właściwości chemiczne i fizyczne nowo odkrytego pierwiastka, zwrócono uwagę na możliwość uwalniania ogromnej energii jądrowej. Zapotrzebowanie na materiał jądrowy, który mógłby być wykorzystany do budowy broni jądrowej, spowodowało uruchomienie prac pozwalających wyodrębnić użyteczny do tego celu pluton. Początkowo niewielkie jego ilości uzyskiwano z **użyciem cyklotronu**. W 1943 roku zaproponowano różne metody **wydziałania  $Pu^{239}$  z wypalonego paliwa** uranowego. Do produkcji paliwa wykorzystywano uran naturalny i aby osiągnąć możliwie dużą ilość plutonu, proces wypalania paliwa był skrócony. Mimo to jego ilość była niewielka. W Narodowym Laboratorium w Oak Ridge (*Oak Ridge National Laboratory* – ORNL) w Stanach Zjednoczonych opracowano i przetestowano **metodę przemysłowej ekstrakcji plutonu w tzw. procesie fosforano-bismutowym** polegającym na wielokrotnym wytrącaniu, oczyszczeniu i destylacji. Wypalone paliwo uranowe było rozpusz-



czane w kwasie azotowym. Następnie dodawano kwas siarkowy powstrzymujący wytrącanie się uranu oraz fosforan bizmutu reagujący z plutonem. Z powstałego fosforanu plutonu po szeregu dalszych procesach wyodrębniano pluton. Opracowana metoda pozwalała na uzyskanie znacznej większej ilości plutonu niż z użyciem cyklotronu. Wykorzystano ją w 1943 roku w ośrodku badań jądrowych Hanford (Stan Waszyngton) (rys. 2), w ramach projektu Manhattan (*Manhattan Project*) budowy bomby jądrowej. Wadą tej metody jest niewydolność odzyskiwania uranu.



Rys. 2. Ośrodek badań jądrowych Hanford.

Dążąc do ulepszenia metody odzyskiwanych izotopów, zwiększenia jej wydajności, dokładności, zmniejszenia ilości zanieczyszczeń w 1949 roku w Narodowym Laboratorium w Oak Ridge, wykorzystano **metodę ekstrakcji rozpuszczalnikowej** opracowaną przez H.H. Andersona i L.B. Aspreya z Metalurgicznego Laboratorium Uniwersytetu Chicago w ramach projektu Manhattan.

Przerób paliwa umożliwia nie tylko odzyskanie pierwiastków, które mogą być powtórnie wykorzystane w reaktorze, ale również pozwala na wyizolowanie innych odpadów powstałych przy demontażu zestawów paliwowych.

Przerób paliwa pozwalający na wydzielenie użytecznych do produkcji nowego paliwa elementów jest przeprowadzany w następujących etapach:

- wydobycie materiału jądrowego z zestawów paliwowych (pozbycie się elementów konstrukcyjnych, koszulek cyrkonowych itd.),
- odseparowanie użytecznych do dalszych celów izotopów od innych, traktowanych jako odpady,
- wyselekcjonowanie grup izotopów wykorzystywanych do produkcji paliwa,
- oczyszczenie i wytworzenie potrzebnych związków chemicznych zawierających izotopy umożliwiające powstanie reakcji łańcuchowej,
- oddzielenie i przygotowanie (zagęszczanie) do składowania produktów odpadowych.

## Metody przerobu paliwa

**Ekstrakcja rozpuszczalnikowa** (*solvent extraction*) polega na wyodrębnianiu składnika lub kilku składników z ich mieszaniny. Ekstrakcja rozpuszczalnikowa, zwana również ekstrakcją ciecz–ciecz, polega na wyodrębnianiu składników z mieszaniny cieczy. Tego typu proces stanowi podstawę większości współczesnych metod odzyskiwania uranu, plutonu i innych pierwiastków z wypalonego paliwa jądrowego.

W uproszczeniu w ekstrakcji rozpuszczalnikowej biorą udział dwie niemieszające się wzajemnie ciecze (tzn. jedna nie rozpuszcza się w drugiej). Może to być np. woda stanowiąca tzw. rozpuszczalnik pierwotny i jakiś rozpuszczalnik organiczny, tzw. rozpuszczalnik wtórny (ekstrahent). Rozpuszczalnik wtórny powinien posiadać właściwość selektywnego pochłaniania wyodrębnianej substancji rozpuszczanej. Do roztworu obu zmieszanych cieczy dodaje się substancję zawierającą materiały, które mają być wyodrębnione. W wyniku zachodzących reakcji po osiągnięciu stanu równowagi rozpuszczalnik pierwotny będzie zawierał mniej wyodrębnianej substancji (tzw. rafinat) w porównaniu do ilości pochłoniętej substancji zawartej w rozpuszczalniku wtórnym (ekstrahencie). Po oddzieleniu ekstrahentu, za pomocą specjalistycznych separatorów, wyodrębnianie rozpuszczonej substancji można przeprowadzać różnymi metodami, np. drogą destylacji. Efektywność procesu zależy od wielu czynników, przede wszystkim od rodzaju rozpuszczalników, wzajemnej powierzchni wymiany (rozpuszczalniki są niemieszające się), temperatury, wielokrotności powtarzania niektórych operacji, dodawania substancji przyspieszających wymianę jonową itd.

Ze względu na różne właściwości chemiczne uranu i plutonu podobne procesy są wykorzystywane do ich wzajemnej separacji.

Proces ekstrakcji rozpuszczalnikowej wykorzystywany w zakładach przerobu paliwa jest procesem ciągłym przeprowadzanym w aparatach kolumnowych, w których wzajemna powierzchnia wymiany substancji zawartej w obu rozpuszczalnikach zależy od wymiarów (głównie wysokości) kolumny i czasu przepływu cieczy przez kolumnę. Najczęściej ciecze biorące udział w reakcji są doprowadzane do dwóch przeciwnych końców kolumny, tworząc w jej wnętrzu dwa strumienie płynące w przeciwnych kierunkach. Wykorzystuje się siły grawitacji, wprowadzając cięższy roztwór od góry. Lżejszy roztwór rozproszony do postaci kropeł wprowadzany jest od dołu. W celu zapobieżenia łączeniu się kropeł, co jest szczególnie istotne przy wysokich kolumnach, stosowane są dodatkowe mechaniczne urządzenia rozpraszające ułatwiające dodatkowo wzajemne mieszanie cieczy. Innym często stosowanym rozwiązaniem jest wywoływanie pulsacji w kolumnie sprężonym powietrzem.

Do ekstrakcji rozpuszczalnikowej stosowane są również urządzenia o odmiennej konstrukcji. Takim urządzeniem

jest zbiornik z mieszałem, w którym dokonuje się mieszanie, a po jego zakończeniu następuje separacja albo bezpośrednio w zbiorniku, albo po wyprowadzeniu mieszaniny w oddzielnym separatorze. Jeszcze innym rozwiązaniem jest zastosowanie wirówki, której zaletą jest znaczne skrócenie czasu mieszania składników ekstrakcji, co jest szczególnie istotne przy wyodrębnianiu uranu i plutonu z wysokoaktywnych związków mieszanin, w których użyto substancji organicznych ulegających degradacji pod wpływem promieniowania.

Zastosowana po raz pierwszy w Narodowym Laboratorium Oak Ridge metoda ekstrakcji rozpuszczalnikowej znana pod nazwą PUREX (*Plutonium and Uranium Recovery by Extraction*) jest jedną z najważniejszych i najszerzej stosowanych do dziś metod **odzyskiwania uranu i plutonu** z wypalonego paliwa jądrowego i jest powszechnie uznanym standardem. Jej istotną zaletą z punktu widzenia układu o nierozprzestrzenianiu broni jądrowej umożliwiającą jej rozpowszechnienie jest fakt, że odzyskany tą metodą pluton zawiera zbyt dużo izotopu Pu<sup>240</sup>, co uniemożliwia jego użycie do produkcji broni jądrowej.

W wyniku modyfikacji procesu PUREX powstało szereg jego wariantów umożliwiających precyzyjniejsze odzyskiwanie różnych izotopów, głównie w celu ułatwienia gospodarki odpadami radioaktywnymi, zmniejszenia ich objętości, selekcji pod względem poziomu promieniowania. Precyzyjne wydzielenie niektórych izotopów pozwala uzyskać większą czystość materiału przeznaczonego do produkcji nowego paliwa.

**UREX** (*Uranium Extraction*) jest zmodyfikowanym procesem PUREX przystosowanym przede wszystkim do **odzyskiwania uranu z pominięciem plutonu**. Zmiana polega na dodaniu środków redukujących w pierwszym stopniu ekstrakcji. Proces pozwala wydobyć z wypalonego paliwa około 99,9% uranu i 95% technetu, separując oba izotopy od innych produktów rozpadu i aktywności. (Dodanie w procesie kwasu aceto hydroksamowego – AHA obniża znacznie możliwość ekstrakcji plutonu i neptunu, zmniejszając możliwość ich użycia do produkcji broni jądrowej.)

Innym pochodnym procesu PUREX jest **TRUEX** (*Transuranic Extraction*). Jego najważniejszym przeznaczeniem jest **wyodrębnianie metali transuranowych**, głównie ameryku (Am) i kiuru (Cm), w celu obniżenia promieniowania w odpadach radioaktywnych.

Kolejnym procesem alternatywnym do TRUEX jest **DIAMEX** (*Diamide Extraction*) pozwalający **uniknąć powstawania odpadów zawierających węgiel, wodór, azot czy tlen**, które przy spalaniu tworzą związki mogące być przyczyną tzw. kwaśnych deszczy.

Proces **SANEX** (*Selective Actinide Extraction*), będący uzupełnieniem TRUEX i DIAMEX, umożliwia **usuwanie lantanowców i niektórych aktywności w procesie PUREX** szczególnie z tych partii odzyskanego materiału, która jest przygotowywana do produkcji nowego paliwa,

ponieważ te pierwiastki mogą obniżyć jego wydajność. Proces jest w trakcie badań.

Opracowany w Rosji i Czechach proces **UNEX** (*Universal Extraction*) jest procesem uniwersalnym **usuwającym większość zbędnych**, a czasem szkodliwych dla nowego paliwa **pierwiastków** pozostałych w końcowym etapie odzyskiwania uranu i plutonu z wypalonego paliwa.

Mimo wielu zalet stosowanych obecnie metod ekstrakcji opartych na procesie PUREX prowadzone są rozległe badania nad innymi sposobami wykorzystującymi np. wymianę jonową, metody wysokotemperaturowe. Innym kierunkiem poszukiwań jest znalezienie takich metod przerobu wypalonego paliwa, by mogło być ono przetwarzane na terenie elektrowni, unikając w ten sposób problemów związanych z transportem. Problem lepszego wykorzystania paliwa i jego przerobu jest ściśle powiązany z konstrukcją reaktorów IV generacji.

Bardzo wiele państw, rozbudowując swoją energetykę jądrową, zdecydowało się na budowę własnych zakładów przerobu paliwa. Niektóre z nich zaczęły budowę od małych pilotujących zakładów, jak np. w Japonii TRP (*Tokai Reprocessing Plant*), z zamiarem wybudowania w miarę narastających potrzeb dużych zakładów przemysłowych. W 1993 roku w Japonii w Prefekturze Aomori rozpoczęto budowę zakładów przerobu, której zakończenie i uruchomienie przewidziano na koniec 2014 roku.

Obecnie w wielu krajach o rozwiniętej energetyce jądrowej pracuje około 10 zakładów przerobu paliwa, głównie we Francji, Indiach, Rosji, Wielkiej Brytanii, Japonii, Chinach, Pakistanie. Część z nich wykorzystywana jest do celów militarnych (Indie, Pakistan, Rosja, Francja). W ostatnich latach wiele zakładów zostało wyłączonych i nawet zlikwidowanych: Niemcy, Belgia Włochy, Stany Zjednoczone, Hiszpania, Taiwan. Powodem rezygnacji było odejście od rozwijania energetyki jądrowej (Włochy, Niemcy), niedoszacowanie wpływu na środowisko (Hiszpania), zastosowanie otwartego cyklu paliwowego (Stany Zjednoczone), względy polityczne (Taiwan, Belgia). Należy podkreślić, że **przerób paliwa jest procesem kosztownym i staje się opłacalny dopiero przy bardzo rozwiniętej energetyce jądrowej** (np. Japonia, Francja). Przerób paliwa może być czasem wymuszony względami polityki zbrojeniowej (Indie, Pakistan).

## Zakłady przerobu paliwa

Wymagania dotyczące ochrony środowiska przy projektowaniu kompleksu przemysłowego, jakim są zakłady przerobu, muszą uwzględniać prawdopodobieństwo wystąpienia zjawisk destrukcyjnych (silnych wiatrów, opadów, trzęsień ziemi), rozkład cieków wodnych, sposoby dostarczania energii, składowanie odpadów toksycznych oraz spełnianie warunki bezpieczeństwa stosowane w przemyśle chemicznym.



Zakłady przerobu paliwa są zakładami chemicznymi stosującymi wyrafinowane technologie. Ich lokalizacja nie jest ograniczona żadnymi specjalnymi wymaganiami, ale ze względu na specyfikę używanych materiałów zalecane jest stosowanie kryteriów bezpieczeństwa podobnych jak w zakładach azotowych lub rafineriach. Zagrożenie stanowi tu nie poziom ewentualnego promieniowania ulatniających się w czasie awarii substancji, ale ich toksyczność.

Wszystkie procesy produkcyjne w zakładach przerobu paliwa są przeprowadzane w hermetyzowanych pomieszczeniach, w których wymiana powietrza dokonywana jest przez zespoły urządzeń filtrujących. Wszystkie pomieszczenia w zakładach przemysłu jądrowego są wzajemnie izolowane i monitorowane przez systemy czujników gazowych, detektorów promieniowania, ciśnienia, temperatury oraz cały system obserwacyjno-rejestrujący (kamery) kontrolujący nie tylko procesy technologiczne, ale i pracowników. Każde wejście i wyjście z jednego pomieszczenia do innego jest poprzedzone sprawdzeniem, czy pracownik lub przenoszony przedmiot nie jest zanieczyszczony odpadami promieniotwórczymi. Wszystkie procesy w zakładach przerobu paliwa są zautomatyzowane i bardzo ściśle monitorowane (w tym przez zespoły międzynarodowe). Monitorowanie ma celu nie tylko kontrolę techniczną, ale ma również zabezpieczać przed nieuprawnionymi działaniami dążącymi do pozyskiwania plutonu i uranu do zastosowań militarnych.

Zakład przerobu paliwa jest dużym zakładem przemysłowym zajmującym znaczną powierzchnię przekraczającą nawet 10 km<sup>2</sup>. W rzeczywistości na tym terenie znajduje się kilka zakładów. Najbardziej rozbudowany, mieszczący się w jednym budynku jest zakład, w którym przeprowadzany jest proces przerobu, nazywany często budynkiem przerobu. Wynika to między innymi z chęci ograniczenia transportu wysokoaktywnych materiałów jądrowych na terenie obiektu. Materiał – wypalone paliwo jest dostarczane z przechowalników elektrowni jądrowej do magazynu w budynku przerobu. Następnie po wstępnym przygotowaniu jest poddawane rozległej obróbce chemicznej, w wyniku czego powstają produkty w płynnej postaci wymagające dalszych procesów (roztwory zawierające uran, pluton i odpady). W budynku przerobu znajduje się również laboratorium analityczne i oczywiście sterownia. Materiał z elektrowni dostarczany jest w specjalnych pojemnikach – kontenerach wymagających do ich przenoszenia dźwigów. Kontenery muszą być opróżniane w basenie będącym magazynem paliwa. Po rozładowaniu muszą być one dekontaminowane. Kolejnym etapem jest demontaż kaset paliwowych, który jest przeprowadzany za pomocą zdalnie sterowanych przyrządów. W następnym etapie pręty paliwowe z kaset są rozdrabniane i rozpuszczane w kwasie azotowym. Operacje są przeprowadzane automatycznie. W obu etapach powstają odpady stałe, które są transportowane do innego pomieszczenia przeznaczonego do ich przygotowania do transportu

i składowania w przechowalnikach odpadów wysokoaktywnych. Odpady stałe są ładowane do specjalnych pojemników i kontenerów transportowych. Przed opuszczeniem budynku muszą być poddane dekontaminacji. Pomieszczenie jest izolowane (podobnie jak i kolejne pomieszczenia, w których przeprowadzany jest proces ekstrakcji), by promieniowanie jądrowe było wytlumione i nie wpływało na podniesienie tła na zewnątrz. Powstałe w procesie roztwory są poddawane dalszym procesom polegającym na filtracji, oczyszczaniu, wytrącaniu, zagęszczaniu aż do uzyskania uranu i plutonu w postaci tlenków. Odpady płynne są oczyszczane, odparowywane, zagęszczane tak, by jak najbardziej zmniejszyć ich objętość. Początkowe stadia procesu ekstrakcji są wykonywane przez urządzenia automatyczne lub sterowane zdalnie. W końcowej fazie poziom promieniowania jest na tyle niski, że nie są stosowane specjalne zabezpieczenia. Wszystkie przeprowadzane czynności są kontrolowane w sterowni. Wszystkie działania w strefie podwyższonego promieniowania wymagają zdalnego sterowania i automatycznej kontroli oraz stałej obserwacji. Część procesu, gdzie poziom promieniowania nie jest wysoki, może być kontrolowana bezpośrednio. Wszystkie pomieszczenia i ważniejsze ich części są monitorowane przez systemy TV, mierniki promieniowania, temperatury, ciśnienia i nawet wilgotności. W laboratorium analitycznym jest kilka niezależnych wyspecjalizowanych działów przeprowadzających na bieżąco kontrolę zgodności z przyjętymi standardami, analizy i kontrolę jakości – dokładność i precyzję metod analitycznych. Podział prac w laboratorium uwzględnia poziom promieniowania i związane z tym problemy pozyskiwania próbek do analizy i pomiarów. Budynek przerobu jest największym budynkiem wymagającym dużej przestrzeni ze względu na rozmiar stosowanej aparatury, używania wielu dźwigów, zabezpieczenia przed promieniowaniem itd.

W budynku pomocniczym powiązany z budynkiem przerobu jest dział unieszkodliwiania gazów i odzyskiwania rozpuszczalników używanych w procesie ekstrakcji.

Innym ważnym laboratorium mieszczącym się na terenie zakładu przerobu jest laboratorium kontroli środo-



Rys. 3. Zakłady przerobu paliwa Rokkasho Japonia (JNFL).

wiska, którego zadaniem jest śledzenie wpływu działalności zakładu na środowisko w jego pobliżu i na jego terenie ze szczególnym uwzględnieniem poziomu promieniowania i zanieczyszczeń chemicznych. Pozwala to również wykrywać ewentualne wycieki płynów, uwolnienie gazów itp.

W zakładach przerobu paliwa, ze względu na bardzo wysoki poziom promieniowania przetwarzanych materiałów, zwraca się szczególną uwagę na bezpieczeństwo pracy. Wysoki poziom promieniowania wymusza konieczność stosowania kilku barier chroniących pracowników przed bezpośrednim kontaktem z przerabianym materiałem. Wszystkie procesy są wykonywane automatycznie przez zdalnie sterowane urządzenia, które muszą być niezawodne, przystosowane do długotrwałej pracy ciągłej i odporne na różne rodzaje promieniowania. Są to unikatowe konstrukcje opracowane specjalnie na potrzeby danego zakładu przerobu i dostosowane do rodzaju przerabianego paliwa. Nawet jeśli procesy przerobu są identyczne w dwóch budowanych zakładach, urządzenia są projektowane i wykonywane niezależnie. Przed uruchomieniem przeprowadzane są rozliczne testy, co często powoduje opóźnienia ostatecznego terminu rozpoczęcia przerobu. Przy budowie muszą być uwzględnione nie tylko elementy dotyczące samego procesu przerobu, ale również kompleksy różnych systemów zabezpieczeń, np. przed atakami terrorystycznymi, nielegalnym uprowadzeniem materiałów, zabezpieczeń awaryjnych itd. Odrębnym bardzo ważnym problemem jest zaprojektowanie sposobu prowadzenia okresowych przeglądów technicznych, wymiany uszkodzonych elementów itp. Przewidywane są różne rozwiązania: operacje wykonywane zdalnie przez urządzenia automatyczne bez udziału ludzi w strefie podwyższonego promieniowania, przegląd (wymiana) bezpośrednia przez pracowników, co wymaga dodatkowych zabezpieczeń, dekontaminacji, usunięcia potencjalnych źródeł promieniowania lub stosowania takich urządzeń, które nie wymagają konserwacji i napraw. Muszą to być urządzenia niezwykle niezawodne lub takie, które można wymienić w całości, zastępując je nowymi. W celu zapewnienia większej niezawodności część urządzeń biorących bezpośredni udział w procesie jest dublowana, zapewniając możliwość natychmiastowego wyeliminowania uszkodzonego fragmentu procesu bez jego przerywania. Ponadto żadna substancja, mająca według obecnej wiedzy szkodliwy wpływ na środowisko, nie powinna się ulatniać i przenikać do środowiska w większym stopniu, niż to dopuszczają wymogi krajowe i międzynarodowe. Promieniowanie jądrowe w pobliżu obiektów jądrowych, a nawet na ich terenie nie przekracza promieniowania tła.

W procesie przerobu paliwa powstają odpady: ciekłe, gazowe oraz stałe, wysoko-, średnio- bądź niskoaktywne.

Proces przerobu jest przystosowany do odzyskiwania odpadów ciekłych tak, by mogły być one częściowo zwrócone do technologicznego obiegu wewnętrznego, zmniejszając



Rys. 4. Przywóz wypalonego paliwa w pojemniku transportowym do zakładów Rokkasho Japonia (JNFL)

szając ogólny poziom aktywności ścieków. Niektóre ścieki (nisko- i średnioaktywne) są filtrowane w taki sposób, by wykorzystaną wodę można było uwolnić do otoczenia. Szczególną uwagę zwraca się na wychwytywanie trytu.

Każdy zakład przerobu posiada własne zakłady unieszkodliwiania odpadów wysoko- i niskoaktywnych, zakład dekontaminacji zużytych lub uszkodzonych urządzeń, składowisko odpadów stałych. Odpady powstające w procesie przerobu paliwa są najbardziej uciążliwymi i najbardziej promieniotwórczymi odpadami powstającymi w całym cyklu paliwowym. Opady wysokoaktywne pochodzące z pierwszej fazy przerobu mogą zawierać pluton i inne pierwiastki ciężkie, jak i fragmenty koszulek cyrkonowych. Odpady średnio- i niskoaktywne pochodzą z dalszych etapów technologicznych i również mogą zawierać pierwiastki ciężkie. Są one łączone z innymi ściekami pochodzącymi z basenów dekontaminacyjnych, pralni, przemywania filtrów i odparowywane lub po dodatkowym filtrowaniu uwalniane do środowiska. Odpady gazowe powstają w procesach odgazowywania w czasie cięcia rurek – koszulek cyrkonowych, które były prętami paliwowymi. Uwalniane w tym procesie jod i gazy szlachetne są odzyskiwane. Po przefiltrowaniu gazy odprowadza się do kominów. Najbardziej objętościowe w procesie przerobu są odpady stałe. Jest wiele technologii ich zabezpieczania. Najpopularniejsza polega na jak największym ich rozdrobnieniu, zmieszaniu ze sproszkowanym szkłem boro-krzemianowym i stopieniu, co zapobiega wymywaniu odpadów. Największym jednak problemem związanym ze składowaniem odpadów jest utylizacja zużytych skażonych narzędzi lub dużych urządzeń, używanych bezpośrednio w procesie technologicznym odzyskiwania plutonu.

Na terenie zakładów przerobu paliwa mieszczą się ponadto systemy wspomaganie technicznego oczyszczalni wody dla użytku zakładu, kompresory, pompownie, wieże chłodnicze, pralnia itp.



## Inicjatywy międzynarodowe GNEP-IFNEC

Jak już wspomniano, zakłady przerobu paliwa znajdują się w krajach o rozwiniętej energetyce jądrowej. W krajach wprowadzających energetykę jądrową rozważana jest budowa nowych. Aspekty ekonomiczne i konieczność ściślejszej kontroli materiałów nasuwają rozwiązanie polegające na ograniczeniu liczby zakładów przy takim wykorzystaniu już istniejących, by obsługiwały one potrzeby energetyki jądrowej w kilku krajach. Idea polega na tym, by po wykorzystaniu paliwa jądrowego wracało ono do producenta, który przekazywałby je do zakładów przerobu i prowadziłby jego rejestrację i kontrolę.

Propozycja takiego rozwiązania pod nazwą Światowe Partnerstwo Energii Jądrowej – GNEP (*Global Nuclear Energy Partnership*) była częścią prezydenckiego programu jądrowego ogłoszonego w lutym 2006 roku przez Departament Energii Stanów Zjednoczonych i maju 2007 roku powołano pod tą nazwą organizację międzynarodową. W październiku 2009 roku postanowiono przekształcić GNEP w nową organizację pod nazwą Międzynarodowe Ramy Współpracy w zakresie Energii Jądrowej (*International Framework for Nuclear Energy Cooperation*). Celem IFNEC jest zapewnienie bezpiecznego rozprzestrzeniania energetyki jądrowej, nie tylko poprzez kontrole materiałów jądrowych, ale również zapobieganie rozprzestrzenianiu technologii, które mogłyby być wykorzystywane do budowy broni jądrowej.

Innym celem IFNEC jest poprawa wydajności cyklu paliwowego. Niektóre ze stosowanych obecnie technologii nie w pełni wykorzystują paliwo jądrowe. Niewykorzystane materiały rozszczepialne pozostałe w wypalonym paliwie mogłyby być po przerobie nadal wykorzystywane, jako źródła energii. Obecnie technologie pozwalają na odzysk uranu i plutonu do powtórnego użycia w reaktorach lekkowodnych, natomiast nie istnieje możliwość przemysłowego odzysku aktynowców. Obecnie wykorzystywane technologie zostały opracowane na potrzeby wojskowe. Światowe zapasy plutonu nadającego się do zastosowań energetycznych przekraczające obecnie 240 ton są składowane i nie nadają się bezpośrednio do zastosowań militarnych. Uważa się jednak, że mogą być do nich użyte i wymagają stałych kontroli. Nowe technologie przerobu paliwa wprowadzające domieszkę innych pierwiastków (uranu, neptunu, ameryku, kiuru) spowodowałyby całkowitą nieprzydatność tego plutonu do budowy jądrowych środków wybuchowych. Zmiana technologii zmniejszyłaby ilość składowanego plutonu, jak również zmniejszyłaby ilość i objętość odpadów wysokoaktywnych.

Przywiązując ogromną wagę do przerobu paliwa, IFNEC proponuje szersze wprowadzenie zmodyfikowanych wersji stosowanej obecnie technologii PUREX. Ponieważ końcowe produkty tych nowych technologii zawierają różne produkty rozpadu („domieszki” aktynowców, lantanowców), nadają się one do produkcji paliwa

przeznaczonego do reaktorów powielających pozwalających na lepsze jego wykorzystanie przy wytwarzaniu energii elektrycznej.

W IFNEC powołano dwie grupy robocze:

I – Rozwoju Infrastruktury, zajmującą się szkoleniem, gospodarką (zarządzaniem) odpadami, budową małych reaktorów energetycznych, finansami oraz współpracą z organizacjami zrzeszającymi specjalistów z powyższych dziedzin.

II – Usług Paliwowych, opracowującą zasady systemu „wypożyczania” paliwa przez jego producenta producentom energii i zwrotu paliwa do przerobu wraz z jego kontrolą.

Cel działania I grupy nie budzi szczególnych emocji, ponieważ IFNEC proponuje szersze wprowadzenie zmodyfikowanych wersji stosowanej obecnie technologii PUREX. Ponieważ końcowe produkty tych nowych technologii zawierają różne produkty rozpadu („domieszki” aktynowców, lantanowców), nadają się one do produkcji paliwa przeznaczonego do reaktorów powielających pozwalających na lepsze jego wykorzystanie przy produkcji energii elektrycznej. Jest to kolejny element programu IFNEC popierający badania i rozwój nowych technologii reaktorowych, w tym prędkich reaktorów powielających (*Fast Breeder Reactors*).

Cel działania II grupy budzi dużo zastrzeżeń związanych z tym, do kogo mają należeć powstałe odpady. Czy jeżeli właścicielem jest:

1. użytkownik, tzn. państwo używające paliwo wyprodukowane w innym kraju i wysyłające je do przerobu w jeszcze innym kraju – to powstałe odpady muszą być przetransportowywane do użytkownika?
2. dostawca paliwa, tzn. kraj dostarczający paliwo do użytkownika – to powstałe odpady niezależnie od tego, kto przerabia paliwo, wracają do dostawcy?
3. kraj, w którym utworzono centralne składowisko z uwagi na najkorzystniejsze warunki np. geologiczne – do którego będą przesyłane odpady pochodzące z kilku zakładów przerobu z innych krajów?

Oprócz wielu problemów o charakterze politycznym powstaje np. zagadnienie zapewnienia bezpieczeństwa licznych i różnicowanych transportów (na ogół międzynarodowych) np. świeżego paliwa z zakładów produkcji do oddalonych elektrowni usytuowanych w innych krajach i zwrotny transport wypalonego paliwa do zakładów przerobu w innym państwie. Rośnie ryzyko aktów terroryzmu związanych z transportem, powstają problemy własności paliwa, odszkodowań itd.

Jednakże mimo tych różnych zastrzeżeń widoczna jest konieczność nawiązania form współpracy międzynarodowej np. ze względów ekonomicznych i ochrony środowiska.

## Międzynarodowy system zabezpieczeń – Safeguards

Opracowanie systemu zabezpieczeń dla tak rozbudowanego obiektu, jakim jest zakład przerobu paliwa, jest procesem wymagającym wielostronnych działań uwzględniających specyfikę procesu przerobu, np. brak bezpośredniego dostępu do materiału jądrowego, automatyzację procesów chemicznych, transport materiału na terenie obiektu, składowanie odpadów zawierających atrakcyjne materiały promieniotwórcze itp. Pewne zabezpieczenia, wymagane przez system, powinny powstać już trakcie projektu zakładu i jego budowy. Zakłady przerobu wypalonego paliwa ze względu na bardzo duże ilości materiału jądrowego nadającego się prawie natychmiast do budowy broni jądrowej są szczególnie narażone na różne działania prowadzące do nielegalnego jego pozyskania. Ponadto skomplikowane procesy technologiczne mogą ułatwić ukrycie nawet w krótkim czasie materiału jądrowego do wykorzystania w zastosowaniach militarnych. Dlatego opracowany system musi być bardzo szczelny i uwzględniać bardzo różnorodne możliwości ukrycia materiału jądrowego. Dotyczy to również ochrony fizycznej obiektu.

Opracowanie systemu zabezpieczeń jest dokonywane indywidualnie dla każdego obiektu. W krajach będących gwarantami Międzynarodowego Systemu Zabezpieczeń (Francji, Rosji, Wielkiej Brytanii, Stanach Zjednoczonych, Chinach), posiadających broń jądrową w czasie jego tworzenia, może obowiązywać umowa o zabezpieczeniach dobrowolnych (*Voluntary offer agreement* – VOA). Państwa te mogą zgłosić dobrowolnie materiały jądrowe lub obiekty jądrowe do kontroli przez MAEA na warunkach ogólnych Traktatu NPT. Państwo może wycofać zgłoszone materiały jądrowe, jak i obiekty spod kontroli MAEA. W innych krajach, w tym np. Indiach i Pakistanie, obowiązuje umowa o zabezpieczeniach ograniczonych określająca, jakie materiały jądrowe, niejądrowe (np. ciężka woda, rurki cyrkonowe), obiekty, urządzenia będą objęte systemem zabezpieczeń i nie będą wykorzystywane do celów militarnych – umowa o zabezpieczeniach rodzaju INFCIRC/153. W Niemczech, Belgii, Włoszech, Hiszpanii i Tajwanie zakłady przerobu są likwidowane.

Najbardziej rozbudowany system zabezpieczeń, stanowiący pewnego rodzaju rozwiązanie modelowe uwzględniające wszystkie zalecenia wynikające z dokumentu INFCIRC/153, z Protokołu Dodatkowego oraz ze zdobywanych na bieżąco doświadczeń wykrywających luki systemu, to system opracowany dla TRP (*Tokaimura Reprocessing Plant*) w Japonii. Zdobyte doświadczenia są wykorzystywane przy budowie nowego zakładu przerobu wypalonego paliwa w Rokkasho w Japonii.

Celem systemu zabezpieczeń w zakładzie przerobu wypalonego paliwa jest wykrycie przesunięcia 1 SQ materiału jądrowego w minimalnym przewidywanym przedziale czasu potrzebnym do wykonania jądrowego

urządzenia wybuchowego. Minimalny czas wykrycia jest miarą systemu zabezpieczeń, wykorzystywaną do określenia częstotliwości inspekcji i działań systemowych w obiektach i poza nimi w celu wykrycia nielegalnych przesunięć materiału. Czas międzyinspekcyjny zależy od kategorii materiału i dostępnego poziomu technologicznego w kraju. Znacząca ilość SQ (*Significant Quantity*) – to przybliżona ilość materiału rozszczepialnego, dla której nie można wykluczyć prawdopodobieństwa budowy jądrowego urządzenia wybuchowego z zastosowaniem różnych metod przetwarzania materiału (1 SQ Pu = 8 kg. 1 SQ uranu = 25 kg).

W celu wzmocnienia i uszczelnienia systemu, uwzględniającego wszystkie zalecenia międzynarodowe, wprowadzono w zakładzie TRP szereg dodatkowych działań. Jednym z elementów systemu zabezpieczeń jest ciągłość wiedzy o przepływie materiału jądrowego między kluczowymi punktami pomiarowymi – KPM (*Key Measurement Point*), w różnych rejonach bilansu materiałowego – MBA (*Material Balance Area*), tj. w obszarach na terenie obiektu, gdzie można określić ilość materiału jądrowego przy każdorazowym jego wprowadzeniu i wyprowadzeniu i w których można dokonać inwentaryzacji materiału przy spisie z natury. Rejonów bilansu materiałowego na terenie zakładu przerobu paliwa może być kilka. W systemie skoncentrowano się przede wszystkim na kontroli plutonu i uranu. W tym celu wprowadzono system monitorowania procesu, pomiary składu roztworów – SMS (*Solution Monitoring System*) oraz system weryfikacji inwentarza plutonu – PIMS (*Plutonium Inventory Measuring System*), zwiększając częstotliwość pobierania próbek do badań laboratoryjnych oraz wprowadzając bieżącą inwentaryzację materiałową nie tylko w każdym rejonie bilansu materiałowego, ale i całym zakładzie. Wymagało to rozbudowy i automatyzacji systemu monitorowania procesu – SMS i dostosowania go do pomiarów dużych objętości roztworów zawierających materiał jądrowy. Wymagało to również automatyzacji sposobów inwentaryzacji stanu materiałowego uwzględniającego na bieżąco zmiany ilości materiału.

Zautomatyzowano również system zbierania próbek do badań nieniszczących – NDA (*Non-destructive analysis*), w którym próbka po dokonaniu pomiaru wraca do ciągu technologicznego i badań laboratoryjnych, co wymagało utworzenia na terenie zakładu niezależnego laboratorium radiochemicznego, kontrolowanego przez inspektorów MAEA i Japońskie Centrum Kontroli Materiałów Jądrowych – JNMCC (*Japanese Nuclear Material Control Center*). Do celów technologicznych powstał ośrodek kontrolujący pracę 50 różnych automatycznych systemów pomiarowych, 70 systemów urządzeń obserwacyjno-rejestrujących i niezliczonej liczby różnych detektorów. Należy podkreślić, że TRP nie jest zbyt dużym zakładem przerobu paliwa i nie wystarcza na potrzeby japońskiej energetyki jądrowej. Dlatego powstaje Ośrodek Rokkasho. Przewi-

duże się w nim roczny przerób 800 ton uranu i 8 ton plutonu. W czasie pracy zakładu, mimo wielkiej automatyzacji zbierania danych i próby ich częściowej automatycznej analizy, wymagana jest całodobowa obecność kilku inspektów MAEA i inspektorów krajowych. Charakterystyczną cechą nowoczesnych systemów zabezpieczeń jest dążenie do zwiększenia dokładności pomiarów i wzmocnienia skuteczności zabezpieczeń. Dlatego należy się spodziewać, że w wyniku szybkiego postępu technologicznego w różnych dziedzinach, w szczególności w elektronice, nowe systemy zabezpieczeń w nowo budowanych

zakładach i w modernizowanych starych będą przesycane czujnikami i detektorami wyposażonymi w mikroprocesory, umożliwiając bardzo dokładne pomiary na każdym etapie procesu przerobu paliwa, a interpretacja wyników zostanie również zautomatyzowana.

## Notka o autorze

**Dr inż. Krzysztof Rzymkowski** – Sekretarz Generalny Stowarzyszenia Ekologów na rzecz Energetyki Jądrowej SEREN, emerytowany inspektor Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej.

## Literatura

1. G.W. Dixon, A. Carson, Reprocessing plant characteristics IAEA 1985.
2. Ekstrakcja [http://bcpw.bg.pw.edu.pl/Content/144/sgpp\\_II4.pdf](http://bcpw.bg.pw.edu.pl/Content/144/sgpp_II4.pdf)
3. Ekstrakcja <http://pl.wikipedia.org/wiki/Ekstrakcja>
4. Nuclear reprocessing [en.wikipedia.org/wiki Nuclear Reprocessing](http://en.wikipedia.org/wiki/Nuclear_Reprocessing)
5. Nuclear Reprocessing IAEA-TEDOC 1587 2008
6. G.T. Seaborg, The first nuclear reactor, the production of plutonium and its chemical extraction <http://www.iaea.org/Publications/.../04004701517su.pdf>
7. G. Jezierski, Energia jądrowa wczoraj i dziś, WNT, Warszawa 2005.
8. K. Rzymkowski, Międzynarodowa kontrola materiałów jądrowych EKOATOM 6 wrzesień 2012 [www.EKOATOM.com.pl](http://www.EKOATOM.com.pl)
9. K. Rzymkowski, Przerób wypalonego paliwa EKOATOM 13, czerwiec 2014 <http://www.SEREN.com.pl>.
10. P.C. Durst, R. Wallace, I. Therios, M.H. Ehinger, R. Bean, D.N. Kovacic, A. Dougan, K. Tolk, B. Boyer, Advanced Safeguards for New Reprocessing Facilities, June 2007, PNNL.

# Dochodzenie roszczeń z tytułu szkody jądrowej w świetle prawa międzynarodowego

Maciej Lemiesz  
Państwowa Agencja Atomistyki

## Wstęp

Instytucja odpowiedzialności za spowodowaną szkodę znana była już w starożytności, dając podwaliny współczesnemu prawu cywilnemu. Powszechną zasadą jest dochodzenie roszczeń odszkodowawczych i naprawa doznanej szkody na gruncie prawa cywilnego. Pewne odrębności od tej generalnej zasady zostały wprowadzone do reżimu odpowiedzialności za szkodę jądrową, której główne założenia zostały przybliżone wcześniej na łamach Biuletynu. Kwestie szczególnego charakteru szkody jądrowej determinują Konwencje paryska i wiedeńska o odpowiedzialności za szkodę jądrową, statuując, że szkodą jądrową nazywane jest następstwo wypadku jądrowego, które w konsekwencji doprowadza do uszczerbku majątkowego lub krzywdy na osobie o charakterze niemajątkowym. Z ogólnych zasad prawa cywilnego wynika, że naprawienie szkody może przyjąć dwojaki charakter: przywrócenie stanu pierwotnego (restytucję) bądź zapłatę określonej sumy pieniężnej, będącej odszkodowaniem, mającym na celu kompensację poniesionej straty. Restytucja naturalna wydaje się najlepszym sposobem naprawienia szkody, ponieważ podmiot zobowiązany do jej naprawienia ma obowiązek przywrócenia stanu rzeczy istniejącego przed wyrządzeniem szkody. Z racji nieodwracalnego charakteru szkody jądrowej taka metoda naprawy szkody jest niemożliwa. W związku z powyższym jedyną drogą naprawy szkody jest wypłata odszkodowania po uprzednim zakończeniu procedury dochodzenia roszczeń, w której osoba poszkodowana musi wykazać związek przyczynowy między wypadkiem jądrowym a poniesioną szkodą.

## Dochodzenie roszczeń

Obie konwencje o odpowiedzialności za szkody jądrowe nie przewidują specjalnej procedury dochodzenia roszczeń przez poszkodowanych, w tej materii ich brzmienie jest niemal identyczne. Dają one możliwość wprowadzenia specjalnej regulacji przez państwa-strony bądź wykorzystanie własnej procedury cywilnej, oferując swobodę we właściwym podziale odszkodowania, kształtowaniu jego formy, zakresu i charakteru<sup>1</sup>. Stosowanie konwencji i rozpatrywanie roszczeń powinno być pozbawione jakiegokolwiek dyskryminacji z uwagi na obywatelstwo, miejsce zamieszkania lub pobytu<sup>2</sup>.

Jurysdykcja krajowa przysługuje sądom państwa urzędującego, na którego terytorium wystąpił incydent jądrowy<sup>3</sup>. Konwencje wprowadzają zasadę, że jeden sąd rozpatruje wszystkie roszczenia wynikające z jednego wypadku jądrowego<sup>4</sup>, a jego właściwość miejscowa do rozpatrywania roszczeń jest determinowana przez miejsce wystąpienia wypadku oraz wewnętrzne prawodawstwo. W przypadku gdy zdarzenie jądrowe wystąpiło poza terytorium państwa-strony lub dokładne określenie miejsca zdarzenia nie jest możliwe (np. w przypadku incydentu powstałego podczas transportu), to jurysdykcja przysługuje państwu urzędującego osoby eksploatującej, która ponosi za to zdarzenie odpowiedzialność<sup>5</sup>. Jeżeli jednak z okoliczności zdarzenia wynika, iż jurysdykcję będzie miało więcej niż jedno państwo, konieczne będzie ustalenie sądu właściwego poprzez działania dyplomatyczne na drodze porozumienia<sup>6</sup> bądź wybór jurysdykcji państwa, które jest najbardziej dotknięte skutkami zdarzenia (*which*

<sup>1</sup> Art. VIII Konwencji wiedeńskiej, art. 11 Konwencji paryskiej.

<sup>2</sup> Art. XIII Konwencji wiedeńskiej, art. 14 Konwencji paryskiej.

<sup>3</sup> Art. XI Konwencji wiedeńskiej, art. 13 Konwencji paryskiej.

<sup>4</sup> Art. XI 4. Konwencji wiedeńskiej, art. 13 pkt h Konwencji paryskiej.

<sup>5</sup> Art. XI 2. Konwencji wiedeńskiej, art. 13 pkt c Konwencji paryskiej.

<sup>6</sup> Art. XI 3. Konwencji wiedeńskiej.



*is most closely related to and affected by the consequences of the accident*)<sup>7</sup>.

Legitymację czynną do wniesienia powództwa mają wszystkie osoby dotknięte szkodą jądrową, a także państwo w imieniu i na rzecz swoich obywateli, osób zamieszkałych lub mających siedzibę na jego terytorium, które na taką substytucję wyraziły zgodę<sup>8</sup>. Co za tym idzie, nie można powoływać się na immunitety jurysdykcyjne wynikające z prawa międzynarodowego lub wewnętrznego poza przypadkami środków egzekucyjnych<sup>9</sup>. Wypłata odszkodowania, odsetek, kosztów postępowania zasądzonych w wyniku postępowania oraz innych instrumentów asekuracyjnych powinna być dokonana w walucie państwa-strony, na którego terytorium szkoda została wyrządzona. Przekaz środków powinien być swobodny<sup>10</sup>.

Konwencja wiedeńska przewiduje ponadto możliwość wzruszenia orzeczeń (wyroków) nie podlegających zwykłej procedurze odwoławczej (ostateczne, niezaskarżalne). Mogą one zostać nadzwyczajnie zaskarżone tylko w przypadku, gdy orzeczenie uzyskano drogą oszustwa, strona przegrana nie miała możliwości przedstawienia swojego stanowiska, orzeczenie jest niezgodne z podstawowymi zasadami sprawiedliwości lub sprzeczne z polityką państwa-strony, na którego obszarze ma nastąpić uznanie tego orzeczenia<sup>11</sup>.

## Wspólne stosowanie Konwencji wiedeńskiej i paryskiej

Mimo to, iż postanowienia obu konwencji w zakresie dochodzenia roszczeń są niemal ze sobą tożsame, zostały one dodatkowo połączone odrębnym aktem prawnym, który nosi nazwę „Wspólnego Protokołu dotyczącego stosowania Konwencji wiedeńskiej i Konwencji paryskiej”<sup>12</sup>. Już w preambule zauważono, iż obie konwencje mają podobną treść, ale żadne z państw nie jest stroną obu systemów<sup>13</sup>, ponieważ w razie wypadku jądrowego mogłyby wynikać trudności w przypadku jednoczesnego stosowania obu konwencji, dlatego, aby wykluczyć ewentualne konflikty i rozszerzyć korzyści płynące z obu systemów, powołano do życia Wspólny Protokół, który wszelkie te niedogodności ma zniwelować.

<sup>7</sup> Art. 13 d) Konwencji paryskiej.

<sup>8</sup> Art. XI A Konwencji wiedeńskiej, art. 13 pkt g Konwencji paryskiej.

<sup>9</sup> Art. XIV Konwencji wiedeńskiej, art. 13 pkt j Konwencji paryskiej.

<sup>10</sup> Art. XV Konwencji wiedeńskiej, art. 12 Konwencji paryskiej.

<sup>11</sup> Art. XII Konwencji wiedeńskiej.

<sup>12</sup> Oryginalna nazwa umowy międzynarodowej to „*The 1988 Joint Protocol Relating to the Application of the Vienna Convention and the Paris Convention*”. W Polsce występuje pod nazwą Wspólnego Protokołu dotyczącego stosowania Konwencji wiedeńskiej i Konwencji paryskiej (o odpowiedzialności za szkody jądrowe) z dnia 21 września 1988 r. (Dz.U. z 1994, poz. 633). Konwencja ta dalej będzie zwana „Wspólnym Protokołem”.

<sup>13</sup> Przez krótki okres Słowenia była członkiem obu systemów, lecz wypowiedziała uczestnictwo w Konwencji wiedeńskiej.

<sup>14</sup> Art. I Wspólnego Protokołu.

<sup>15</sup> Art. II Wspólnego Protokołu.

<sup>16</sup> Art. III Wspólnego Protokołu.

Łącznemu stosowaniu podlegają Konwencja paryska i wiedeńska wraz z wszelkimi poprawkami, które również obowiązują strony Protokołu<sup>14</sup>. Ważne jest zaznaczenie, iż przepis ten mówi o „poprawkach” („*any amendment*”), wyłączając tym samym ze stosowania Konwencję brukselską (ponieważ stanowi odrębny traktat), która rozszerza zabezpieczenie finansowe dla poszkodowanych. Konwencja brukselska jest odrębną umową międzynarodową, która łączy tylko państwa-strony systemu paryskiego, nie jest ona „poprawką”, „uzupełnieniem”, „protokołem dodatkowym” do Konwencji paryskiej. Identyczny skutek odnoszony jest w stosunku do umowy *Supplementary Compensation Convention*, która weszła w życie w dniu 15 kwietnia 2016 r.

Wspólny Protokół rozszerza ochronę poszkodowanych na wszystkie państwa-strony, które ratyfikowały tę umowę, wprowadzając pewne reguły kolizyjne:

- (a) „*Osoba eksploatująca urządzenie jądrowe znajdujące się na terytorium strony Konwencji wiedeńskiej ponosi odpowiedzialność zgodnie z tą konwencją za szkodę na terytorium strony zarówno Konwencji paryskiej, jak i niniejszego protokołu,*
- (b) *Osoba eksploatująca urządzenie jądrowe znajdujące się na terytorium strony Konwencji paryskiej ponosi odpowiedzialność zgodnie z tą konwencją za szkodę na terytorium strony zarówno Konwencji wiedeńskiej, jak i niniejszego protokołu*”<sup>15</sup>.

Ponadto:

1. „*w razie wypadku jądrowego ma zastosowanie tylko jedna konwencja: Konwencja wiedeńska albo Konwencja paryska.*
2. *Jeśli w urządzeniu jądrowym nastąpi wypadek, to stosuje się tę konwencję, której stroną jest państwo, na którego terytorium znajduje się to urządzenie.*
3. *Jeśli wypadek nastąpi na zewnątrz urzędnia jądrowego i dotyczyć będzie transportowanego materiału jądrowego, stosuje się tę konwencję, której stroną jest państwo, na którego terytorium znajduje się urządzenie, a osoba eksploatująca je ponosi odpowiedzialność stosownie do artykułu II. 1 (b) i (c) Konwencji wiedeńskiej albo artykułu 4 (a) i (b) Konwencji paryskiej*”<sup>16</sup>.

Oraz:

1. „*Artykuły I do XV Konwencji wiedeńskiej mają zastosowanie do umawiających się stron niniejszego proto-*

*kołu, które są stronami Konwencji paryskiej, w taki sam sposób, jak między stronami Konwencji wiedeńskiej.*

2. *Artykuły 1 do 14 Konwencji paryskiej mają zastosowanie do umawiających się stron niniejszego protokołu, które są stronami Konwencji wiedeńskiej, w taki sam sposób jak między stronami Konwencji paryskiej*<sup>17</sup>.

W razie jakichkolwiek wątpliwości, jaki porządek prawny powinien być stosowany, Wspólny Protokół wprowadza zasadę, iż w razie wypadku stosowana jest jedna konwencja, właściwa ze względu na państwo położenia urządzenia jądrowego, które spowodowało szkodę (także w przypadku wystąpienia incydentu podczas transportu).

Uczestnictwo we Wspólnym Protokole rozszerza liczbę potencjalnych poszkodowanych objętych ochroną obu konwencji. Operator będzie odpowiadać na warunkach określonych systemem, do którego należy, indemnizacją będą objęte wszystkie szkody, które wystąpią u wszystkich członków Protokołu Wspólnego. To bardzo szeroki zakres ochrony – bez uczestnictwa w Protokole Wspólnym, na gruncie omawianych aktów prawnych, szczególną ochroną będą objęci tylko członkowie systemu paryskiego bądź wiedeńskiego. Uczestnictwo w jednym z tych porządków i Protokole Wspólnym spowoduje, że wszystkie państwa-strony będą mieć zapewnioną ochronę na zasadach określonych w konwencji państwa urządzenia jądrowego, które wywoła szkodę. Obowiązki Wspólnego Protokołu będzie trwać tak długo, jak będzie obowiązywać Konwencja wiedeńska lub paryska<sup>18</sup>, wypowiedzenie przez państwo-stronę członkostwa w jednym z tych systemów niesie ze sobą automatycznie wypowiedzenie uczestnictwa we Wspólnym Protokole<sup>19</sup>.

Mając na uwadze ogromną dysproporcję limitów odszkodowawczych, na uczestnictwie w Protokole Wspólnym znacznie bardziej mogą zyskać strony porządku wiedeńskiego niż paryskiego. Systemem paryskim objęte są bogate państwa Europy Zachodniej, które posiadają bardzo rozbudowany przemysł jądrowy, członkami systemu wiedeńskiego są państwa, które często nie posiadają ani jednej elektrowni jądrowej lub co najwyżej kilka reaktorów badawczych. Ryzyko wystąpienia awarii jest większe w państwach posiadających elektrownie jądrowe, za to uprawnione do uzyskania odszkodowania będą wszystkie państwa-strony Protokołu Wspólnego. Dzięki temu możliwy jest scenariusz, że w przypadku wystąpienia szkody w jednym z państw Konwencji paryskiej konieczność równego podziału odszkodowania osłabi ochronę uczestników systemu paryskiego z powodu obligatoryjności wypłacenia odszkodowań członkom systemu wiedeńskiego. Co prawda, przesłanką uzyskania odszkodowania

jest wykazanie zaistnienia szkody i związku między szkodą a zdarzeniem jądrowym, a hipotetycznie możliwy scenariusz, iż skutki wystąpienia szkody jądrowej mogłyby być globalne i odczuwalne na całej kuli ziemskiej, jest skrajnie mało prawdopodobny.

## Fundusz ograniczenia odpowiedzialności i jego podział

Wyjątkowy reżim odpowiedzialności za szkody jądrowe oraz zasada ograniczenia kwotowego odpowiedzialności operatora wymagają stworzenia specjalistycznej procedury, na której podstawie będzie można naprawić doznane szkody. Na próżno można szukać proceduralnych wskazań w treści Konwencji wiedeńskiej bądź paryskiej, bowiem „*charakter, forma i zakres odszkodowania, jak również jego właściwy podział, będą regulowane przez prawo sądu właściwego*”<sup>20</sup>. Z racji ograniczonej podaży środków dostępnych na kompensację szkód oraz konieczności precyzyjnego ustalenia liczby osób poszkodowanych, dochodzenie odszkodowania na drodze zwykłego procesu może być niemożliwe ze względu na ogromną ilość podmiotów mogących wystąpić z roszczeniem.

Wobec tego, konieczne jest powołanie do życia instytucji lub pewnych reguł proceduralnych mających na celu właściwy podział kwoty zapewnionej na potrzeby wypłaty odszkodowań, w których znaczną rolę będą ogrywały organy władzy publicznej. Jedną z form zarządzania majątkiem jest powoływanie specjalistycznych funduszy, których zadaniem jest akumulacja wszystkich środków przeznaczonych na indemnizację szkody jądrowej ze wszystkich możliwych źródeł (prywatny fundusz ubezpieczeniowy, wkład własny eksploatującego, finanse publiczne wypłacone z budżetu państwa). Państwa mają wybór formy gospodarowania środkami, fundusz może być administrowany sądownie bądź przez prywatny podmiot, na podstawie specjalnej regulacji prawnej lub poprzez analogię do innych przepisów. W związku z brakiem uregulowania tej kwestii na szczeblu międzynarodowym, dając swobodę państwom-stronom konwencji, konieczne do dalszych rozważań jest przeanalizowanie rozwiązań przyjętych w innych porządkach prawnych. Jak było sygnalizowane wcześniej, prawo atomowe czerpało z bogatego dorobku prawa morza, w związku z czym można się pokusić o próbę przyjęcia unormowań Konwencji o ograniczeniu odpowiedzialności za roszczenia morskie<sup>21</sup>.

Jeżeli istnieje ryzyko, że roszczenia z tytułu zaistniałej szkody jądrowej przewyższą kwotową granicę odpowie-

<sup>17</sup>Art. IV Protokołu Wspólnego.

<sup>18</sup>Art. VII ust. 2 Protokołu Wspólnego.

<sup>19</sup>Por. art. VIII i IX Protokołu Wspólnego.

<sup>20</sup>Art. VIII pkt a Konwencji wiedeńskiej, art. 11 Konwencji paryskiej.

<sup>21</sup>Oryginalna nazwa umowy międzynarodowej: *Convention on Limitation of Liability for Maritime Claims*. W Polsce występuje pod nazwą Konwencji o ograniczeniu odpowiedzialności za roszczenia morskie, sporządzonej w Londynie dnia 19 listopada 1976 (Dz.U. 1986 poz. 175). Konwencja ta dalej będzie zwana „Konwencją o ograniczeniu roszczeń morskich”.

działności, to operator jądrowy zobligowany jest do ustanowienia funduszu ograniczenia odpowiedzialności<sup>22</sup>. Fundusz ten ustanawia osoba, która ponosi odpowiedzialność w sądzie lub innym właściwym organie państwa-strony, w którym zostało wszczęte postępowanie prawne w sprawie roszczeń odszkodowawczych. Fundusz będzie przeznaczony na potrzeby indemnizacji jednego, konkretnego zdarzenia jądrowego w wysokości określonej w prawie wewnętrznym w formie depozytu pieniężnego lub ustanowienia odpowiedniej gwarancji uznanej przez prawo państwa-strony. Kwota zagwarantowana w funduszu powinna być podzielona między powodów proporcjonalnie do ich roszczeń skierowanych przeciwko funduszowi. Jednakże, jeśli szkoda jądrowa, która podlega naprawieniu, przewyższa lub prawdopodobnie przewyższy wartość funduszu, to pierwszeństwo w podziale odszkodowania będzie przysługiwać roszczeniom z tytułu utraty życia lub uszkodzenia ciała<sup>23</sup>. Jeżeli jednak osoba trzecia, która nie jest operatorem, na podstawie określonego stosunku prawnego wypłaci odszkodowanie za szkodę jądrową, to poprzez instytucję podstawienia nabywa prawa osoby uprawnionej do wypłaty odszkodowania (poszkodowanego) do wysokości wypłaconego świadczenia<sup>24</sup>. Podstawienie nie może obejmować prawa regresu przysługującego eksploatującemu w stosunku do innych podmiotów. Jeśli jednak operator jądrowy wypłaci odszkodowanie za szkodę jądrową z innych środków niż te, które mają stanowić fundusz ograniczenia odpowiedzialności, to przysługuje mu prawo wystąpienia z roszczeniem zwrotnym w stosunku do podmiotów będących gwarantami wypłaty odszkodowania (zakład ubezpieczeń, fundusze publiczne) zwrotu w wysokości zapłaconej kwoty<sup>25</sup>. Należy podkreślić, że jeśli krajowe ustawodawstwo przewiduje kompensację szkód jądrowych na osobie na podstawie przepisów o ubezpieczeniach społecznych, zdrowotnych, zabezpieczeń społecznych, odszkodowań pracowniczych lub z tytułu chorób zawodowych, to ich ewentualne dochodzenie w procedurze przewidzianej dla naprawy szkód jądrowych musi być określone w odrębnych przepisach krajowych bądź międzynarodowych, które dają taki przywilej poszkodowanym<sup>26</sup>.

Wszystkie powództwa przeciwko osobie eksploatującej powinny być wytaczane według właściwości ogólnej danego sądu powszechnego. Dopuszcza się pozwanie zakładu ubezpieczeń, który jest gwarantem wypłacenia ubezpieczenia. Szczególny reżim naprawy szkody jądrowej wymaga przeniesienia i połączenia wszystkich roszczeń

przed jednym sądem lub organem administracji publicznej, którego właściwość określa krajowe ustawodawstwo. W ramach jednego postępowania badane są wszystkie roszczenia, a wydany wyrok ustala sumę wszystkich odszkodowań oraz sposób ich podziału między poszkodowanych. W przypadku gdy zagwarantowana kwota jest niewystarczająca, konwencje dają priorytet roszczeniom z tytułu szkody na osobie. Oba systemy prawne wprowadzają również zasadę niedyskryminacji poszkodowanych ze względu na kraj pochodzenia, zamieszkania, pobytu lub narodowość<sup>27</sup>. Pod żadnym pozorem sąd nie może orzec odszkodowania według innych reguł niż w przypadku obywateli macierzystego państwa.

## Wygaśnięcie roszczeń

Szkoda jądrowa charakteryzuje się szczególną formą występowania, czego skutkiem jest ogromna trudność w określeniu ram czasowych przedawnienia roszczeń z tytułu jej wystąpienia. Z punktu widzenia prawnego szkoda jądrowa musi zostać objęta okresem przedawnienia ze względu na dobro przemysłu jądrowego – operator jądrowy lub jego gwarant ubezpieczeniowy permanentnie byłby obciążony kolejnymi roszczeniami, ale także ze względu na dobro samych poszkodowanych – im większy upływ czasu od zaistnienia zdarzenia, tym większa trudność w wykazaniu związku przyczynowego między incydentem jądrowym a występującą szkodą, zwłaszcza w zakresie szkody na osobie – wraz z wiekiem coraz trudniej wykazać pochodzenie określonych jednostek chorobowych. Choć w przypadku szkody jądrowej, a właściwie ze względu na możliwość występowania skutków narażenia na promieniowanie jonizujące w bardzo odległym czasie, moralne wydaje się nieograniczanie okresu przedawnienia, z jurydycznego punktu widzenia taka okoliczność jest rażąco krzywdząca dla eksploatującego – byłby stawiany w znacznie gorszej pozycji tylko z racji tego, iż szkodę wywołał czynnik niespotykany w codziennym obrocie. Prawo jednak musi dać możliwość dochodzenia swoich praw przez poszkodowanych w długim czasie od wypadku jądrowego, lecz nie może być to czas nieograniczony<sup>28</sup>. Z drugiej strony, ze względu na konieczność zagwarantowania środków na pokrycie roszczeń towarzystwa ubezpieczeniowe muszą mieć określone ramy czasowe, w których będą odpowiadać za szkodę<sup>29</sup>. W konsekwencji, skutki przedawnienia mogą przynosić znacznie więcej pożytku dla wszystkich stron niż nieograniczona możliwość dochodzenia roszczeń.

<sup>22</sup>W polskiej ustawie – Prawo atomowe, na gruncie art. 102 ust. 2 również funkcjonuje odesłanie do stosowania odpowiednio przepisów Kodeksu morskiego o ograniczeniu odpowiedzialności za roszczenia morskie.

<sup>23</sup>Art. VIII ust. 2 Konwencji wiedeńskiej, system paryski nie przewiduje priorytetu naprawy szkód na osobie.

<sup>24</sup>Art. IX ust. 2 pkt a Konwencji wiedeńskiej, art. 6 pkt d Konwencji paryskiej.

<sup>25</sup>Art. IX ust. 2 pkt b Konwencji wiedeńskiej por. art. 12 ust. 2 i 3 Konwencji o ograniczeniu roszczeń morskich.

<sup>26</sup>Art. IX ust. 1 Konwencji wiedeńskiej, art. 6 pkt h Konwencji paryskiej.

<sup>27</sup>Art. XII Konwencji wiedeńskiej, art. 14 Konwencji paryskiej.

<sup>28</sup>P. Ollier, *Liability for Damage Caused by Things*, [w:] *International Encyclopedia of Comparative Law*, s. 64.

<sup>29</sup>Tamże, s. 65.



Traktaty o odpowiedzialności za szkody jądrowe przewidują terminy wygaśnięcia roszczeń. Podstawową różnicą między wygaśnięciem roszczeń a ich przedawnieniem jest to, że przedawnienie jest zarzutem procesowym, na który pozwany może się powołać, a wygaśnięcie uniemożliwia w ogóle wniesienie powództwa<sup>30</sup>. Jeżeli powództwo nie zostanie wniesione w określonym czasie, to prawo do odszkodowania wygasa – instytucja ta zapewnia większą stabilność obrotu prawnego. Do ustalenia momentu biegnięcia terminu wygaśnięcia roszczeń zastosowanie ma tzw. moment ujawnienia się szkody (*discovery rule*) lub powzięcie o niej informacji – poszkodowany ma 3 lata na wniesienie roszczenia od dowiedzenia się o szkodzie oraz o podmiocie odpowiedzialnym za szkodę<sup>31</sup>. Przekroczenie tego terminu skutkuje przedawnieniem lub wygaśnięciem roszczenia w zależności od krajowego ustawodawstwa. Jednakże, termin na wniesienie roszczenia nie może być nieskończenie długi, nawet jeśli szkoda nie została wykryta. W przypadku szkód na osobie (utrata życia lub uszkodzenie ciała) termin ten wynosi 30 lat od daty wystąpienia wypadku jądrowego, a w pozostałych przypadkach – 10 lat<sup>32</sup>.

Powyższe zasady może zmienić prawo krajowe, dając możliwość wprowadzenia dłuższego okresu wygaśnięcia roszczeń<sup>33</sup>. Do czasu wydania prawomocnego orzeczenia poszkodowany uprawniony jest do rozszerzenia powództwa nawet po przekroczeniu wskazanych okresów<sup>34</sup>. Ciekawe rozwiązanie przyjął polski ustawodawca – roszczenie o naprawienie szkód na osobie nie przedawnia się<sup>35</sup>. Jest to sygnał, że ten typ szkody wymaga szczególnej formy ochrony. Pozostałe roszczenia wygasają po upływie 10 lat od daty incydentu jądrowego i przedawniają się po 3 latach od dowiedzenia się o powstaniu szkody – w tym zakresie polska regulacja nie różni się od standardów konwencyjnych.

Na gruncie omawianych konwencji należy uznać, że termin 30 lat dla szkód na osobie i 10 lat dla szkód na mieniu jest racjonalny i zapewnia odpowiednią ochronę zarówno poszkodowanemu, jak i podmiotom zobowiązanym do naprawienia szkody.

## Zakończenie

Opisana w powyższym artykule instytucja zaspokajania roszczeń odszkodowawczych jest odzwierciedleniem tendencji prawa ubezpieczeniowego, zwłaszcza w zakresie naprawy szkód o katastrofalnym rozmiarze w szczególności w środowisku naturalnym. Ów kierunek nieuchronnie zmierza ku obiektywizacji odpowiedzialności za

spowodowaną szkodę poprzez kwotowe jej ograniczenie, czy też poprzez wprowadzenie instytucjonalnych ułatwień dochodzenia roszczeń przez poszkodowanych. Należy zaznaczyć, iż rosnące uprzywilejowanie osób poszkodowanych wraz z zaostrzeniem odpowiedzialności operatora rozszerza w znaczący sposób krąg osób poszkodowanych oraz katalog podnoszonych przez nich roszczeń. Wobec tego, takie rozszerzenie skonfrontowane z zasadą limitowania odpowiedzialności może w znaczny sposób doprowadzić do zmniejszenia uzyskanego przez jednostkę odszkodowania. Ponadto, przyjęta z prawa morskiego zasada grupowego rozpoznawania roszczeń poprzez fundusz ograniczenia odpowiedzialności doprowadza do rezygnacji z charakterystycznej dla systemu cywilnej odpowiedzialności za szkody więzi między poszkodowanym a sprawcą szkody, zastępując ją anonimowymi regułami naprawienia szkody bez uwzględnienia indywidualnego interesu stron postępowania.

## Notka o autorze

**Mgr Maciej Lemiesz** – absolwent Wydziału Prawa i Administracji Uniwersytetu Łódzkiego, Referendarz Departamentu Bezpieczeństwa Jądrowego Państwowej Agencji Atomistyki.

## Literatura

1. Z. Brodecki, „Obowiązek naprawienia szkód o rozmiarach katastrofalnych”, Gdańsk 1978 r.
2. Z. Brodecki, „Odpowiedzialność cywilna za szkodę jądrową w świetle konwencji międzynarodowych”, Warszawa 1980 r.
3. Z. Brodecki, *Odpowiedzialność państwa za szkodę jądrową*, [w:] *Odpowiedzialność państwa w prawie międzynarodowym*, red. R. Sonnenfeld, PISM, Warszawa 1980 r.
4. Convention on Third Party Liability in the Field of Nuclear Energy z dnia 29 VII 1960 r. z późniejszymi zmianami.
5. *Convention on Supplementary Compensation for Nuclear Damage*, podpisana we wrześniu 1997 r. w Wiedniu.
6. S. Dalka, *Skutki prawne przedawnienia zobowiązań*, Warszawa 1972 r.
7. Konwencja o ograniczeniu odpowiedzialności za roszczenia morskie, sporządzona w Londynie 19 XI 1976 r., ratyfikowana przez Polskę (Dz.U. 1986, nr 35 poz. 175).
8. 1963 Vienna Convention on Civil Liability for Nuclear Damage, z dnia 21 V 1963 r. z późniejszymi zmianami.
9. Protokół Zmieniający Konwencję wiedeńską z 1963 roku o odpowiedzialności cywilnej za szkodę jądrową, z dnia 12 IX 1997 r.
10. Protocol to Amend the Convention on Third Party Liability in the Field of Nuclear Energy of 29 July 1960, as Amended by the Additional Protocol of 28 January 1964 and by the Protocol of 16 November 1982 z dnia 29 lipca 1960 r.
11. *Expose des Motifs. Paris Convention on Third Party Liability in the Field of Nuclear Energy*. Paryż 1989 r.
12. S. Reitsma, *Nuclear Third Party Liability: Insurance of Nuclear Risk, ISNL*, Montpellier 2001 r.

<sup>30</sup>S. Dalka, *Skutki prawne przedawnienia zobowiązań*, Warszawa 1972, s. 19.

<sup>31</sup>Art. VI ust. 3 Konwencji wiedeńskiej, art. 8 pkt d Konwencji paryskiej.

<sup>32</sup>Art. VI ust. 1 pkt a Konwencji wiedeńskiej, art. 8 pkt a ppkt i Konwencji paryskiej.

<sup>33</sup>Art. VI ust. 1 pkt b Konwencji wiedeńskiej, art. 8 pkt a ppkt ii Konwencji paryskiej.

<sup>34</sup>Art. VI ust. 4 Konwencji wiedeńskiej, art. 8 pkt f Konwencji paryskiej.

<sup>35</sup>Art. 105 ust. 1 – Prawo atomowe.



13. T. Gadkowski, „Odpowiedzialność międzynarodowa państwa za szkodę jądrową”, Poznań 1990 r.
14. J. Łopuski: *Liability for Nuclear Damage. An International Perspective*, Warszawa 1993 r.
15. M. Nesterowicz, *Ograniczenie odpowiedzialności za roszczenia morskie*, Toruń 2002.
16. R. Majda, *Cywilna odpowiedzialność za szkodę jądrową w polskim prawie atomowym*, Łódź 2006 r.
17. N. Pelzer, *Damages Resulting from Nuclear Incidents Due to Large Scale Terrorist Attacks: Are They Covered by the Paris Convention on Third Party Liability in the Field of Nuclear Energy and by related nuclear insurance policies?*, NEA OECD, Paryż 2001 r.
18. N. Pelzer, *Focus on the Future of Nuclear Liability Law*, [w:] *Reform of the Civil Nuclear Liability*, Budapest Symposium 1999, Paryż 2000 r.
19. J. Schwarz, *International Nuclear Third Party Liability Law: The Response to Chernobyl*, [w:] *International Nuclear Law in the Post-Chernobyl Period*, OECD, 2006 r.
20. C. Stoiber, A. Baer, N. Pelzer, W. Tonhauser: *Handbook on Nuclear Law*, Wiedeń 2003 r.

## Jubileuszowa Sesja Naukowa Polskiego Towarzystwa Badań Radiacyjnych im. Marii Skłodowskiej-Curie

W dniu 29 czerwca 2017 roku odbyła się w Warszawie Jubileuszowa Sesja Naukowa Polskiego Towarzystwa Badań Radiacyjnych im. Marii Skłodowskiej-Curie (PTBR) pt. „Promieniowanie w nauce, technologii, medycynie i środowisku naturalnym”, zorganizowana przez Zarząd Główny i Prezesów Oddziałów PTBR z okazji 50-lecia istnienia Towarzystwa oraz 150. rocznicy urodzin jego patronki. Eleganckie sale Pałacu Staszica gościły ponad 100 naukowców oraz nestorów nauki: chemików, biologów, fizyków, lekarzy.

Patronat honorowy nad tym wydarzeniem objęli: Minister Energii **Krzysztof Tchórzewski**, Minister Nauki i Szkolnictwa Wyższego **Jarosław Gowin**, Minister Zdrowia **Konstanty Radziwiłł** i Prezes Państwowej Agencji Atomistyki (PAA) **Andrzej Przybycin**. Sponsorami konferencji były firmy: RadPro International GmbH (Niemcy), Elekta Sp. z o.o. (Warszawa), Alchem Grupa Sp. z o.o. (Toruń), Foton-Bis Sp. z o.o. (Bydgoszcz), IRtech Sp. z o.o. (Kraków), Canberra Packard, Sp. z o.o. (Warszawa), Kikgel, Sp. z o.o. (Ujazd), VWR International Sp. z o.o. (Gdańsk) oraz Międzyresortowy Instytut Techniki Radiacyjnej Politechniki Łódzkiej.



Fot. 1. Pani prof. dr hab. Ewa Szajdzińska-Piętek, Prezes PTBR, wita uczestników Sesji Jubileuszowej PTBR (fot. Jacek Wendykier).

Program naukowy obejmował dwie sesje, podczas których wygłoszono wykłady z dziedziny radiobiologii, radioterapii, bioelektromagnetyzmu, ochrony radiologicznej, chemii radiacyjnej i energetyki jądrowej. Szczegółowy program i większość prezentacji można znaleźć na stronie internetowej PTBR:

[www.ptbr.org.pl/index.php/jubileuszowa-sesja-naukowa-ptbr/prezentacje-sesji-jubileuszowej.html](http://www.ptbr.org.pl/index.php/jubileuszowa-sesja-naukowa-ptbr/prezentacje-sesji-jubileuszowej.html)

Po zakończeniu części naukowej Sesji w salach recepcyjnych Pałacu Staszica odbyła się uroczysta kolacja.

Sesję Jubileuszową otworzyła Prezes PTBR prof. dr hab. **Ewa Szajdzińska-Piętek**, która powitała uczestników spotkania, w szczególności osoby reprezentujące patronów honorowych oraz zaproszonych gości honorowych: przedstawiciele instytucji i towarzystw naukowych, wybitnie zasłużonych działaczy Towarzystwa (członkowie założyciele, członkowie honorowi, byli prezesi) oraz laureatów Medalu im. Marii Skłodowskiej-Curie. Po odczytaniu listów skierowanych do uczestników Sesji przez Ministra J. Gowina i Prezesa PAA A. Przybycina wystąpili kolejno profesorowie Andrzej Danysz, Jerzy Peńsko i Roman Broszkiewicz – twórcy PTBR, przedstawiając swoje wspomnienia z okresu jego narodzin. Ponadto, w imieniu dyrektora Instytutu Fizyki Jądrowej PAN w Krakowie – prof. Marka Jeżabka, wystąpił prof. Paweł Olko.

Następnie prof. **Antoni K. Gajewski** w błyskotliwy sposób opowiedział o genezie i historii Towarzystwa w latach 1967–1985 oraz o atmosferze panującej w tym czasie w środowiskach naukowych w Polsce. Kolejnym wykładem była opowieść o Marii Skłodowskiej-Curie wygłoszona przez **Małgorzatę Sobieszczak-Marciniak**, Prezesa Towarzystwa Marii Skłodowskiej-Curie w Hołdzie, i autorkę książki o naszej wybitnej rodaczce.

Po przerwie kawowej rozpoczęła się pierwsza z dwóch sesji naukowych, podczas której wygłoszono wykłady z dziedziny radiobiologii i radioterapii.

Jako pierwsza prezentowała prof. dr hab. **Irena Szumiel**, wieloletnia Kierownik Zakładu Radiobiologii i Dozymetrii Biologicznej Instytutu Chemii i Techniki



Fot. 2. Pan prof. dr hab. Antoni K. Gajewski, były Prezes PTBR, w trakcie wykładu o historii Towarzystwa (fot. Jacek Wendykier).

Jądrowej w Warszawie. Był to wykład pt. „Radiobiologia komórkowa: od teorii tarczy do efektu widza (sąsiedztwa). W ciągu ostatnich kilkudziesięciu lat radiobiologia komórkowa znacznie się zmieniła. W połowie XX wieku koncentrowano się na popromiennych uszkodzeniach DNA jądrowego i ich naprawie (teoria tarczy), nie brano zaś pod uwagę uszkodzeń DNA mitochondrialnego. Rolę mitochondriów sprowadzano do dostarczania ATP niezbędnego do naprawy DNA. Teoria tarczy wyjaśniała tzw. efekty celowane (ang. *targeted*) promieniowania jonizującego, natomiast była niewystarczająca w przypadku efektów niecelowanych – niestabilności genetycznej i efektu widza. Są one następstwem stresu oksydacyjnego w wyniku uszkodzenia mitochondrialnego łańcucha oddechowego, obserwowane w zakresie niskich dawek promieniowania jonizującego, z brakiem zależności od dawki (odpowieź „wszystko albo nie”), często – jako późne skutki ekspozycji na promieniowanie; ich indukcja nie wymaga napromienienia jądra komórkowego. Skutki stresu oksydacyjnego to niestabilność genetyczna oraz zmiana zawartości egzosomów, wydzielanych przez komórki mikrocząsteczek zawierających białka i mikroRNA. Pod wpływem mikroRNA następują zmiany w ekspresji materiału genetycznego. Promieniowanie jonizujące zmienia skład zawartości egzosomów i w rezultacie – przez egzosomy indukowany jest efekt widza. Stres oksydacyjny, stan zapalny, niestabilność genetyczna mogą prowadzić na poziomie organizmu do zapoczątkowania procesów patologicznych, w tym – kancerogenezy.

Drugi wykład „Współczesna radioterapia (radioonkologia) ludzie i technologia” wygłosił prof. dr hab. Krzysztof Składowski, Kierownik I Kliniki Radioterapii i Chemioterapii, Dyrektor Oddziału Centrum Onkologii-Instytutu im. Marii Skłodowskiej-Curie w Gliwicach, Prezes Polskiego Towarzystwa Radioterapii Onkologicznej. Zdefiniował on pojęcie radioterapii (RT) w sensie medycznym. Opowiedział, w jaki sposób promieniowanie działa na komórki organizmu: powodując utratę zdolności namnażania się

(klonogenności) oraz ich dezintegrację (martwicę, apoptozę). Najważniejszą częścią procesu RT jest planowanie (PRT), oparte na zobrazowaniu u pacjenta chorego regionu organizmu za pomocą nowoczesnych technik (tomografii komputerowej – TK, rezonansu magnetycznego – MR i emisyjnej tomografii pozytonowej – PET) oraz ich fuzji. Dane wczytywane są do komputerowych systemów PRT, które współpracują z aparatami terapeutycznymi. Teraźniejszością RT jest radioterapia wysokiej precyzji, polegająca na dokładności anatomicznego umiejscowienia nowotworu, dokładności koncentracji wiązek promieniowania i powtarzalności rozkładu dawki promieniowania w kolejnych frakcjach radioterapii. Przyszłością RT jest tak zwana radioterapia adaptacyjna (ART) polegająca na dostosowaniu PRT do istotnych zmian zachodzących w nowotworze i zdrowych tkankach w trakcie radioterapii. Na zakończenie profesor przedstawił dane o radionukleologii w Polsce, z których wynika, że personalnie i sprzętowo wyposażenie ośrodków onkologicznych jest na średnim poziomie europejskim, a ich liczba adekwatna do potrzeb.

Następnie prof. dr hab. **Anna Gasińska**, Kierownik Zakładu Radiobiologii Klinicznej, Oddział Centrum Onkologii – Instytut im. Marii Skłodowskiej-Curie w Krakowie przedstawiła wykład pt. „Radiobiologiczne testy prognostyczne w radioterapii – mity czy rzeczywistość?”. W radioterapii istnieje potrzeba określenia czynników prognostycznych (kto wymaga leczenia) i predykcyjnych (jakie leczenie jest najwłaściwsze dla chorego). Czynniki prognostyczne może być również czynnikiem predykcyjnym. Spośród wielu czynników predykcyjnych w trakcie wykładu szerzej omówione zostały testy radiobiologiczne oceniane w materiale biopsyjnym pozyskanym z guza, to jest takie parametry biologiczne, jak: szybkość proliferacji komórek nowotworowych, wewnątrzkomórkowa promieniowrażliwość i stopień utlenowania (hipoksja). Brak odpowiednich metod oceny tych cech sprawił, że pomimo wieloletnich badań nie znalazły one zastosowania w praktyce klinicznej do indywidualizacji leczenia przeciwnowotworowego. W wielu ośrodkach nie wykazano korelacji pomiędzy tempem proliferacji komórek nowotworowych lub promieniowrażliwością nowotworu a przeżywalnością chorych, nie znaleziono również zależności między promieniowrażliwością komórek prawidłowych a nasileniem odczynów popromiennych i wreszcie hipoksja w guzach nowotworowych okazała się zmienna w czasie. Dlatego testy radiobiologiczne będą w niedalekiej przyszłości zastępowane przez biomarkery analizowane z płynnej biopsji, która daje lepsze wyobrażenie o profilu guza i jest mniej inwazyjna. Jest ona oparta na analizie próbek płynów ustrojowych: krwi, śliny, moczu, płynu mózgowo-rdzeniowego czy płynu nasiennego, w których znajduje się pozakomórkowy DNA, uwalniany z nowotworu, krążący RNA, białka lub peptydy. W tym materiale, za pomocą tzw. mikromacierzy czy sekwencjonowania, można określić sygnaturę genetyczną nowotworu (wykryć mutacje genetyczne niezbędne do



wyboru leczenia czy wykazać wznowę choroby). W radiobiologii molekularnej obecnie poszukuje się biomarkerów molekularnych opartych na genomice (DNA), transkryptomice (RNA), proteomice (białka) czy metabolomice (zmieniony profil metaboliczny), w celu diagnozowania, wyboru i monitorowania leczenia przeciwnowotworowego u indywidualnego chorego.

Druga sesja naukowa poświęcona była bioelektromagnetyzmowi, ochronie radiologicznej, chemii radiacyjnej i energetyce jądrowej.

Prof. dr hab. **Marek Zmyślony** – Kierownik Zakładu Ochrony Radiologicznej, Instytut Medycyny Pracy im. J. Nofera, Łódź, Wiceprezes PTBR wystąpił z wykładem „Bioelektromagnetyzm. Badania biologicznego działania niejonizujących pól elektromagnetycznych i ich zastosowanie”. Na początku wykładu przedstawił historyczne badania wpływu pola magnetycznego na zachowanie zwierząt i ich migracje, a także na rytmy biologiczne człowieka oraz pokazał możliwe mechanizmy działania słabych pól elektromagnetycznych (PEM) na organizm i zdrowie. Przypomniał również wkład zmarłych polskich uczonych, w tym prof. Stanisława Szmięgielskiego – członka PTBR, w rozwój bioelektromagnetyzmu. W dalszym ciągu wykładu prof. Zmyślony omówił wyniki współczesnych badań skutków zdrowotnych ekspozycji na PEM. Uważa się obecnie, że u dzieci ekspozowanych na podwyższone sieciowe PEM istnieje większe ryzyko wystąpienia białaczek, natomiast działanie PEM na układ sercowo-naczyniowy czy ośrodkowy układ nerwowy uznaje się za nieudowodnione, ze względu na sprzeczne doniesienia na ten temat. Międzynarodowa Agencja Badań nad Rakiem (IARC) w 2002 roku uznała pola magnetyczne zakresu ELF (3 – 3000 Hz), a w roku 2011 radiofalone PEM – związane z telefonią komórkową za przypuszczalnie rakotwórcze dla ludzi. Na zakończenie wykładu prof. Zmyślony omówił możliwości wykorzystania silnych impulsów elektromagnetycznych do niszczenia urządzeń elektronicznych i hipotezy nt. bezpośredniego wpływania za pomocą PEM na zachowanie ludzi.

Dr **Paweł Krajewski**, Dyrektor Centralnego Laboratorium Ochrony Radiologicznej, opowiedział o ewolucji norm ochrony radiologicznej w wykładzie pt. „Przegląd zasad ochrony radiologicznej w latach 1977–2017”. Zasady i normy ochrony radiologicznej opisane są w publikacjach Międzynarodowej Komisji Ochrony Radiologicznej ICRP (ICRP Publication...) oraz w zeszytach z serii Safety Standards wydawanych przez Międzynarodową Agencję Energii Atomowej (IAEA). Na podstawie tych zaleceń Rada Unii Europejskiej wydaje Dyrektywy, które muszą być implementowane do prawa poszczególnych krajów, w Polsce do ustawy Prawo Atomowe i szeregu rozporządzeń Rady Ministrów. Dyrektywa Rady UE 2013/59/EURATOM, nowelizująca podstawowe normy bezpieczeństwa – BSS (*Basic Safety Standards*), powinna być wprowadzona do naszego prawa krajowego do lutego

2018 roku. Ustanawia ona nowe, ostrzejsze normy ochrony przed promieniowaniem jonizującym. Nakłada ponadto obowiązek badania zawartości radionuklidów w ujęciach wody oraz badania stężenia radonu w budynkach, a w przypadku przekroczenia poziomów interwencyjnych wymusza odpowiednią reakcję władz. Zasady i normy ochrony radiologicznej są oparte na liniowej, bezprogowej hipotezie działania promieniowania jonizującego LNT (*Linear Non-Threshold*). Jednak nie zawsze tak było, bo hipoteza LNT została sformułowana dopiero w 1961 roku. Doprowadziła ona do radykalnej zmiany filozofii ochrony radiologicznej i zaostrzenia wszelkich limitów. Przed LNT pierwsze ustanowione limity były niewiarygodnie wysokie, np. „*tolerance dose*” ustanowiona w 1924 roku przez American Roentgen Ray Society wynosiła aż 20 mGy/dzień (czyli 0,7 Gy na rok)! W wykładzie podkreślono, że hipoteza LNT jest przedmiotem sporu naukowego i być może oparte na niej limity dawek są nieadekwatnie niskie w stosunku do ryzyka promieniowania.

Dr hab. **Piotr Ulański** z Międzyresortowego Instytutu Techniki Radiacyjnej Politechniki Łódzkiej (MITR) wygłosił wykład zatytułowany „Chemia radiacyjna – nauka ważna i pożyteczna”. Po zdefiniowaniu pojęć chemii radiacyjnej i inżynierii radiacyjnej prelegent przypomniał, że pierwsze doświadczenia i publikacje dotyczące chemii radiacyjnej były dziełem Marii Skłodowskiej-Curie i że inicjatorami powstania MITR jako ośrodka prowadzącego badania w tej dziedzinie była prof. Alicja Dorabalska, uczennica Marii, i jej następcą, prof. Jerzy Kroh. Następnie dr Ulański wskazał, czego dotyczą prowadzone obecnie badania nad chemią radiacyjną i jakimi zaawansowanymi metodami badawczymi posługują się naukowcy zajmujący się tą dyscypliną. Podkreślił przydatność chemii radiacyjnej dla innych dziedzin nauki, w tym nauki o polimerach, nanonauki, kinetyki chemicznej, ale również biologii, medycyny i badań kosmosu, a także jej związki z chemią teoretyczną i obliczeniową. Dalsza część wykładu poświęcona była zastosowaniom chemii radiacyjnej i stanowiła krótki przegląd podstawowych działów inżynierii radiacyjnej. Wspomniano o jej związkach z nanotechnologią, ochroną środowiska, medycyną (w tym zwłaszcza otrzymywaniem nowoczesnych biomateriałów), rolnictwem i przemysłem spożywczym, ochroną zabytków i dzieł sztuki oraz technologią polimerów. Podsumowując, prelegent podkreślił, że Polska jest jednym z głównych światowych centrów badań w dziedzinie chemii i inżynierii radiacyjnej, co jest kontynuacją tradycji związanej z postacią Marii Skłodowskiej-Curie i jej wkładem do światowej nauki.

Ostatni wykład został wygłoszony przez Dyrektora Instytutu Chemii i Techniki Jądrowej, prof. dr hab. inż. **Andrzeja G. Chmielewskiego**. Dotyczył on energetyki jądrowej i zatytułowany był następująco: „Rola chemii radiacyjnej i radiochemii w rozwoju bezpiecznej energetyki jądrowej”. Na wstępie zostały przedstawione argumenty o szkodliwości spalania paliw kopalnych: emisja do atmo-





Fot. 3. Uczestnicy Sesji Jubileuszowej PTBR w trakcie wykładu w Sali Lustrzanej Pałacu Staszica (fot. Jacek Wendykier).

sfery niebezpiecznych dla środowiska gazów cieplarnianych: dwutlenku i tlenku węgla, tlenków siarki i azotu, zanieczyszczenia powietrza przez pyły i metale ciężkie, fatalne skutki zdrowotne wywoływane przez pyły PM 2,5, wielopierścieniowe węglowodory aromatyczne (WWA) i rtęć. Szacuje się, że rocznie w Polsce więcej osób umiera wskutek zanieczyszczenia powietrza w wyniku stosowania energetyki konwencjonalnej i opartego na węglu ciepłownictwa, niż ginie w wypadkach samochodowych. Potrzebujemy więc bezemisyjnych źródeł energii i tutaj najlepszą opcją jest energetyka jądrowa. Jest ona w dodatku uzasadniona ekonomicznie. Kolejna, zasadnicza część prezentacji dotyczyła problemów chemii w energetyce jądrowej. Chemia jest obecna praktycznie na każdym etapie procesu: od cyklu paliwowego zaczynając, poprzez regulację składu i czystości chłodziwa w obiegu pierwotnym i zbiorniku do wstępnego przechowywania zużytego paliwa, w systemach katalitycznej rekuperacji wodoru, w zapobieganiu korozji i degradacji materiałów, w ograniczaniu emisji gazowych,

działaniach awaryjnych, przerobie i składowaniu odpadów promieniotwórczych, w dekontaminacji elementów zamkniętej elektrowni jądrowej, w monitorowaniu środowiska, aż do produkcji nowego typu paliwa jądrowego dla generacji IV reaktorów powielających. W trakcie wykładu szczegółowo omówiono wymienione zagadnienia.

Członkowie założyciele PTBR oraz wykładowcy otrzymali egzemplarze jubileuszowego wydania dwujęzycznej (polsko-angielskiej) książki-albumu autorstwa naszej patronki pt. *Autobiografia i Piotr Curie* (Galant Edition, Warszawa 2017). Do materiałów konferencyjnych, które otrzymał każdy uczestnik Sesji, dołączona była natomiast książka pt. *50 lat działalności Polskiego Towarzystwa Badań Radiacyjnych im. Marii Skłodowskiej-Curie (1967–2017)*, opracowana przez komitet redakcyjny w składzie: Agnieszka Adamczyk, Antoni K. Gajewski, Marek K. Janiak, Krzysztof Pachocki, Małgorzata Rochalska i Ewa Szajdzińska-Piętek. Opowiada ona o historii PTBR, zawiera wiele interesujących wspomnień i archiwalnych fotografii.

Po zakończeniu części naukowej Sesji w salach recepcyjnych Pałacu Staszica odbyła się uroczysta kolacja, podczas której w miłej atmosferze, przy lampce wina można było porozmawiać, wspominać i zastanowić się, jak widzimy nasze Towarzystwo w przyszłości...

W zgodnej opinii uczestników Sesji Jubileuszowej PTBR przez cały czas 50-letniego istnienia skutecznie realizowało swój cel, którym jest popieranie i popularyzacja badań dotyczących działania promieniowania jonizującego i elektromagnetycznego promieniowania niejonizującego na materię. Towarzystwo niewątpliwie jest rozpoznawalną marką w obszarze nauki polskiej i aktywnie uczestniczy w kształtowaniu badań radiacyjnych w naszym kraju.

Opracował: Sylwester Sommer

## Szanowni Czytelnicy

Zachęcamy do współtworzenia biuletynu  
**Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna**.  
Zapraszamy do przesyłania na adres [biuletyn@paa.gov.pl](mailto:biuletyn@paa.gov.pl)  
propozycji tematów artykułów, które chcieliby  
Państwo opublikować w biuletynie.

Szczegółowe informacje dla autorów na stronach PAA.

Państwowa Agencja Atomistyki  
ul. Krucza 36, 00-522 Warszawa  
[www.paa.gov.pl](http://www.paa.gov.pl)