

ISSN 2353-9062

2 (112) 2018

# BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA



PAŃSTWOWA  
AGENCJA  
ATOMISTYKI

Wydawca:



Redakcja: UL. Bonifraterska 17, 00-203 Warszawa

TEL. 22 628 94 39

FAX 22 621 37 86

E-MAIL [biuletyn@paa.gov.pl](mailto:biuletyn@paa.gov.pl)

WWW. [paa.gov.pl](http://paa.gov.pl)

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

**Marek WOŹNIAK**, Redaktor techniczny

ISSN 2353-9062 (publikacja elektroniczna)

# BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA

---

BIULETYN INFORMACYJNY PAŃSTWOWEJ AGENCJI ATOMISTYKI

Nr 2 (112) 2018  
Warszawa

## Spis treści

Elżbieta Zalewska i Maciej Jurkowski Wywiad z Prezesem Państwowej Agencji Atomistyki Andrzejem Przybycinem. . . . .	5
Józef Strojny Dyrektor Generalny NEA OECD składa wizytę w PAA . . . . .	9
Andrzej Furtek Zasada prymatu bezpieczeństwa jądrowego w regulacjach Euratom . . . . .	10
Maciej Kulig Analizy przyczyn źródłowych RCA – przegląd metod . . . . .	16
Paweł Domitr, Mateusz Włostowski Kwalifikowanie stanu ustalonego modelu reaktora przed obliczeniami ciepłno-przepływowymi . . . . .	23
Adam Jaroszek Niepewność w modelowaniu rozwoju sytuacji radiacyjnej za pomocą Systemów Wspomagania Decyzji . . . . .	34
Wojciech Głuszewski Nuklearne NDT – krok ku harmonizacji standardów szkolenia i certyfikacji ekspertów . . . . .	41

## Szanowni Państwo

Bieżący numer Biuletynu otwiera wywiad z Prezesem Państwowej Agencji Atomistyki, panem **Andrzejem Przybycinem**. Wywiad dotyczy priorytetów i wyzwań w działaniach Agencji, jako dozoru jądrowego, m.in. w aspekcie poczynionych przygotowań do zadań związanych z polskim programem jądrowym, w sytuacji braku widocznych postępów w jego realizacji. Do poważnych wyzwań Prezes zaliczył kwestię utrzymania kadr i kompetencji dozoru w tym zakresie, podkreślił znaczenie współpracy z Międzynarodową Agencją Energii Atomowej i zagranicznymi dozorami jądrowymi dla rozwoju zawodowego pracowników PAA, w szczególności inspektorów i analityków bezpieczeństwa jądrowego. Zwrócił uwagę na kwestie niezależności organów dozoru, a także na konieczność wzmocnienia efektywności działań kontrolnych i decyzyjnych w zakresie dozoru bezpieczeństwa i ochrony fizycznej źródeł promieniowania, wobec nowych zadań wynikających z wdrażania dyrektyw Nuclear Safety Directive – NSD i Basic Safety Standards – BSS.



O intensywnej współpracy PAA, nie tylko z zagranicznymi urzędami dozoru jądrowego, ale też z odpowiednimi organizacjami międzynarodowymi, świadczy niedawna wizyta w PAA dyrektora generalnego Agencji Energii Jądrowej NEA-OECD, pana **W.D. Magwooda IV**, zwięźle opisana przez pana **Józefa Strojnego**.

Kolejną pozycję stanowi artykuł pana **Andrzeja Furtki**, opisujący historię harmonizacji w ramach Wspólnoty EURATOM krajowych przepisów i praktyk w obszarze *nuclear safety*, z podkreśleniem znaczenia, jakie ustawodawstwo unijne nadaje bezpieczeństwu jądrowemu, wprowadzając w regulacjach EURATOM tzw. **zasadę prymatu bezpieczeństwa** i stawiając na straży przestrzegania i egzekwowania tej zasady **krajowe organy dozoru jądrowego**.

Obok zasady prymatu bezpieczeństwa niemniej ważną zasadą, promowaną w regulacjach i praktyce europejskiej w odniesieniu do przemysłu jądrowego, jest **ciągłe doskonalenie bezpieczeństwa**. Przeglądowi sformalizowanych metod, stosowanych m.in. w analizie przyczyn źródłowych niepożądanych zdarzeń w obiektach jądrowych mającej na celu wprowadzanie ulepszeń pozwalających na uniknięcie takich zdarzeń w przyszłości, poświęcony jest artykuł pana **Macieja Kuliga**. Metody te są jednym z istotnych narzędzi **analizy i oceny bezpieczeństwa**, stosowanych w praktyce dozoru nad obiektami energetyki jądrowej.

Narzędziom analizy i oceny bezpieczeństwa, jakimi są modele numeryczne obiektów i procesów, stosowane w PAA, poświęcone są dwa kolejne artykuły.

Pan **Adam Jaroszek** omówił źródła możliwych błędów i niedokładności wyników obliczeń rozkładu przestrzennego skażeń i dawek, uzyskanych z modeli dyspersji atmosferycznej substancji promieniotwórczych, w jakie wyposażone są systemy wspomagania decyzji (SWD), na wypadek sytuacji kryzysowej spowodowanej ciężką awarią obiektu jądrowego. Częstość takich awarii jest znikomo mała (szczególnie w przypadku obecnie budowanych i wchodzących do eksploatacji reaktorów 3. generacji), niemniej dozór jądrowy PAA posiada i utrzymuje w gotowości do użycia, nawet w takich niezmiernie rzadkich sytuacjach, odpowiednie systemy wspomagania decyzji (RODOS, ARGOS).

Panowie **Paweł Domitr** i **Mateusz Włostowski** opisali proces dostosowywania modelu matematycznego, wbudowanego w systemy modelowania (takie jak RELAP lub TRACE) obiektu energetyki jądrowej i zachodzących w nim procesów, do konkretnego obiektu w celu przeprowadzenia obliczeń ciepło-przepływowych, ilustrujących przebiegi w czasie parametrów istotnych dla bezpieczeństwa podczas jego eksploatacji. Punktem wyjścia do obliczeń dynamicznych, uwzględniających zdarzenia powodujące odchylenia od normalnej eksploatacji, jest stan ustalony odpowiadający normalnej eksploatacji. Artykuł zawiera opis przeprowadzenia takiego procesu dostosowywania, nazywanego **kwalifikowaniem stanu ustalonego modelu reaktora** przed obliczeniami ciepło-przepływowymi, dokonanego przez autorów na podstawie danych jednego z najnowszych reaktorów 3. generacji, amerykańskiego AP-1000. Reaktor tego typu, wybudowany jako pierwszy blok elektrowni Sanmen w Chinach, właśnie został uruchomiony i zsynchronizowany z siecią energetyczną 2 lipca br.

Numer Biuletynu zamyka informacja pana **Wojciecha Głuszewskiego** o nowym programie regionalnym Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (IAEA), ukierunkowanym na harmonizację szkolenia i certyfikacji w zakresie badań nieniszczących w inżynierii lądowej i ochronie dóbr kultury. Szczególnie w tej ostatniej dziedzinie brak jest jeszcze wypracowanych standardów postępowania, natomiast wiele krajów, w tym Polska, dysponuje licznymi praktycznymi doświadczeniami.

Życzymy Państwu owocnej lektury.

Przewodniczący Rady Programowej  
*Maciej Jurkowski*

## Wywiad z Prezesem Państwowej Agencji Atomistyki Andrzejem Przybycinem

Wywiad przeprowadzili:  
Elżbieta Zalewska i Maciej Jurkowski  
*Państwowa Agencja Atomistyki*

**Elżbieta Zalewska:** Panie Prezesie, od ponad dwóch lat kieruje Pan Państwową Agencją Atomistyki, a obecnie mijają niemal 3 miesiące odkąd Premier RP powołał Pana na stanowisko jej Prezesa. Bardzo prosimy o podzielenie się refleksją na temat Pańskiej wizji dalszego rozwoju Agencji oraz bieżących priorytetów w jej działaniu.

**Andrzej Przybycin:** Państwowa Agencja Atomistyki, jako centralny organ administracji rządowej, powinna prowadzić stabilną politykę w zakresie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, stąd też moje plany na rozwój i dalsze działanie są związane z bardzo ostrożnym wprowadzaniem i ustabilizowaniem pewnych zmian i ulepszeń. To, na co dotychczas zwróciłem uwagę, to potrzeba wzmocnienia ochrony fizycznej źródeł promieniotwórczych, a co za tym idzie, również wzmocnienia tej części inspekcyjnych działań PAA. Myślę, że ze względu na to, iż w ostatnich latach Agencja była skupiona głównie na przygotowaniach do Programu Polskiej Energetyki Jądrowej, w tym – do ewentualnego udzielenia zezwolenia na pierwszą elektrownię jądrową, te sprawy w obszarze ochrony radiologicznej musiały trochę poczekać na swój czas. Wydaje mi się, że przychodzi ten czas, kiedy możemy się bardziej skupić na wzmocnieniu właśnie tej części aktywności PAA.

Z takich najbliższych priorytetów to widzę potrzebę wzmocnienia procesów decyzyjnych wprowadzenia zintegrowanego systemu zarządzania. Jest to jeden z efektów naszej współpracy z misjami międzynarodowymi, które przyjeżdżają do Polski, obserwują, w jaki sposób działa polski Regulator i dają pewne zalecenia i to jest właśnie jedno z nich. Trzeba uporządkować pewne sprawy, jeżeli chodzi o zarządzanie decyzją, trzeba wzmocnić również



**Andrzej Przybycin** Prezes Państwowej Agencji Atomistyki

kulturę bezpieczeństwa, a także zasady wzajemnego wspierania się i ostrzegania w zakresie bezpieczeństwa jądrowego.

**Maciej Jurkowski: Wśród priorytetów PAA znajdują się działania związane z przygotowaniem PAA do roli krajowego dozoru jądrowego w Programie Polskiej Energetyki Jądrowej. Jakie działania podejmuje PAA i jak wpływa na ich realizację spowolnienie PPEJ w obecnym czasie? Jakie działania istotne z perspektywy PAA obecnie są podejmowane w PPEJ?**

**AP:** Na samo spowolnienie Programu Polskiej Energetyki Jądrowej Agencja nie ma wpływu, dlatego dodatkowy czas, który uzyskujemy, staramy się wykorzystać na jeszcze lepsze przygotowanie naszych ekspertów, jak i na pozostawanie w gotowości do wydania zezwolenia w momencie, kiedy stosowny wniosek wpłynie do Agencji. W poprzednich latach został rozpoczęty program przygotowywania pracowników, inspektorów i ich szkolenia, również w instytucjach zagranicznych. Czas pokazuje, że ten program spełnia swoje zadanie i chcemy go kontynuować. Dlatego też podejmujemy działania mające na celu poszerzenie możliwej współpracy międzynarodowej.

**EZ: Jakie znaczenie ma rozwój współpracy międzynarodowej z dozorami jądrowymi państw ościennych i dalszych z UE i z całego świata? Jak wpływa to na poziom wyszkolenia kadr naszego dozoru i poziom bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej w kraju?**

**AP:** Mamy przedłużoną umowę z amerykańskim dozorem jądrowym, mamy nowe umowy – z fińskim, węgierskim i z południowoafrykańskim dozorem jądrowym, mamy bardzo dobrą współpracę z dozorami: francuskim, niemieckim, brytyjskim, kanadyjskim, południowokoreańskim, a także z litewskim, ukraińskim i białoruskim oraz z dozorami Grupy Wyszehradzkiej. Owocem tej współpracy jest możliwość wysyłania naszych pracowników, inspektorów na staże zagraniczne, trwające około 2–3 miesięcy, gdzie mają oni możliwość obserwowania i uczestniczenia w pracach innych dozorów jądrowych. Jest to dla nas jedyna szansa styczności z pracą inspektorów realnie zajmujących się sprawami związanymi z energetyką jądrową, jako że w kraju posiadamy tylko jeden reaktor badawczy MARIA i dopóki nie będziemy mieli elektrowni jądrowej, musimy korzystać z doświadczenia naszych kolegów z zagranicy.

**MJ: Jak Pan Prezes ocenia dotychczasowe wyniki kształcenia polskich specjalistów w zakresie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej oraz jakie powinny być podejmowane przez PAA działania w zakresie szkolenia własnej kadry, zwłaszcza analityków i inspektorów dozoru jądrowego?**

**AP:** Zagraniczne szkolenia pracowników Agencji dają zauważalny pozytywny wpływ na rozwój zawodowy i posiadane kompetencje, co możemy obserwować również w trakcie prowadzonych działań kontrolnych w kraju, tzn. na obiektach jądrowych, które posiadamy, czyli głównie w reaktorze MARIA. Natomiast to, na co trzeba zwracać szczególną uwagę, to zakres kompetencji naszych specjali-

stów, to znaczy, czy na pewno pokrywają one wszelkie niezbędne specjalności, jakie w przyszłości będą nam potrzebne do pełnej analizy wniosków i dokumentacji do wydania zezwolenia. Tutaj też korzystamy ze wsparcia ekspertów zagranicznych, odwiedzają nas misje, zapraszamy również ekspertów z najbardziej doświadczonych dozorów jądrowych, na przykład z amerykańskiego czy brytyjskiego, i oni starają się nam podpowiedzieć, gdzie mogą być pewne luki kompetencyjne, które należałoby jak najszybciej uzupełnić.

**MJ: Wyszkolenie w pełni wykwalifikowanego inspektora dozoru jądrowego w stopniu pozwalającym na prowadzenie przez niego samodzielnych kontroli w obiektach jądrowych wymaga co najmniej 3 lat, a czasem 5 lat, w tym, w przypadku obiektów energetyki jądrowej, odbycia kilkumiesięcznego stażu w zagranicznym dozorcze jądrowym w kraju posiadającym takie obiekty. Jakie działania podejmowane są w PAA, by grupę tak wyszkolonych dotąd z dużym nakładem czasu i kosztów inspektorów utrzymać w PAA?**

**AP:** To jest, trzeba powiedzieć, bardzo trudne zadanie. Ponieważ jesteśmy typowym urzędem, działającym na tych samych zasadach jak wszystkie inne urzędy w Polsce, zasób narzędzi, którymi możemy motywować naszych pracowników do rozwoju i działania, jest ograniczony. Dlatego jest to duże wyzwanie. Najlepszym rozwiązaniem byłoby jak najszybsze przystąpienie do konkretnych działań w procesie wydawania zezwolenia, ale do tego jest oczywiście potrzebny wniosek. Niemniej da się zauważyć, że nasza młoda kadra, która została przeszkolona, w sposób bardzo ambitny podchodzi do nadchodzących wyzwań.

W związku z przedłużającym się okresem przygotowań zamierzamy zrealizować projekt, który pozwoli przetestować w praktyce naszą gotowość. Będzie to polegało na tym, że otrzymamy pewne dane z Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej, pozwalające nam na przeprowadzenie analiz i ocen bezpieczeństwa niezbędnych do wydania zezwolenia na elektrownię jądrową. To zadanie pozwoli nam sprawdzić, jak dalece jesteśmy gotowi, jak bardzo ludzie są gotowi. Mam nadzieję, że również spowoduje to, że nasi pracownicy zaangażują się w zadania, sami się oceniają, w jakim stopniu są przygotowani do wydania prawdziwego zezwolenia.

**EZ: PAA jest urzędem centralnym administracyjnie związanym z Ministerstwem Środowiska. Jak kształtuje się ta współpraca i jakie są jej dalsze perspektywy? Jak zapewniona jest niezależność działań dozorowych i Pańskich decyzji jako organu właściwego w zakresie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej?**

**AP:** Ja oceniam bardzo pozytywnie współpracę z Ministerstwem Środowiska, mogę powiedzieć, że mam bardzo dobry kontakt z nadzorującym prezesa PAA ministrem. Współpraca ta i jej perspektywy wynikają z przepisów

prawa i to, w jaki sposób odbywa się ten nadzór, jest prawnie uregulowane. Natomiast mogę zapewnić, że niezależność dozoru jest pełna i w zakresie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej mamy możliwość podejmowania całkowicie niezależnych decyzji. Najważniejszym faktem w mojej ocenie jest to, że jesteśmy nadzorowani właśnie przez Ministra Środowiska. Jest tutaj wyraźny rozdział między funkcjami, jakie spełniamy w resorcie środowiska jako dozór jądrowy, i zadaniami na przykład ministra do spraw energii, który odpowiada za promocję energetyki jądrowej. Tutaj to wyraźne oddzielenie gwarantuje nam niezależność działań dozorowych. Wskaźnikiem tej niezależności jest fakt, że w finansowaniu wszelkich działań PAA korzystamy z odrębnej części budżetu Państwa, w wysokości uchwalonej przez Sejm w ustawie budżetowej, niezależnej od budżetu Ministra Środowiska. Niezależność działań dozorowych była również oceniana przez misje międzynarodowe i wyjaśnienia, jakie przedstawiliśmy, czy obraz jaki pokazaliśmy, nie wzbudzał wątpliwości co do niezależności polskiego dozoru jądrowego, również ekspertów instytucji międzynarodowych.

**MJ: Jaka będzie przyszłość Rady ds. Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej i jaką funkcję ma ona spełniać, biorąc pod uwagę wymóg niezależności decyzji organu dozoru jądrowego w sprawach bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej?**

**AP:** Jeżeli chodzi o Radę ds. Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej, to w 2016 r. zmieniła się sytuacja tak, że Radę tę obecnie powołuje Minister Środowiska, a nie, jak wcześniej, Prezes Państwowej Agencji Atomistyki. Ta sytuacja polaryzuje jeszcze bardziej działania. W mojej opinii wzmacnia to rolę tej Rady, której zadania są określone w ustawie – Prawo atomowe. W zasadzie ta zmiana przepisów powoduje, że Rada jest dużo bardziej niezależna od Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki, niż to było wcześniej. Oznacza to, że we wszystkich procesach wydawania zezwolenia na obiekty jądrowe, w których Rada ds. BJOR ma za zadanie wydawać swoją opinię, ta opinia jest zupełnie niezawisła, choć z drugiej strony jest bardzo ważna dla Prezesa PAA w procesie wydawania przez niego własnej decyzji.

**EZ: W całym procesie realizacji zadań i funkcjonowania dozoru jądrowego bardzo ważnymi sprawami są również działania informacyjne i edukacyjne. Jakie są Pańskim zdaniem główne zadania PAA w tej dziedzinie? Czy Pan Prezes zamierza rozszerzyć zakres informacji publicznej?**

**AP:** Na razie nie planuję zmian w zakresie przepisów prawa, natomiast staramy się przekazywać trochę więcej informacji na zewnątrz poprzez naszą stronę internetową,

poprzez kontakty z mediami. Uważam, że jest to sprawa bardzo ważna, żeby to właśnie dozór jądrowy był źródłem potwierdzonych informacji o sytuacjach pewnych zagrożeń związanych z różnymi zdarzeniami. Z moich obserwacji wynika, że są to przeważnie zdarzenia mające swe źródło za granicą. Natomiast, aby społeczeństwo miało dostęp do sprawdzonych informacji w kwestiach dozoru jądrowego, to właśnie my mamy główną rolę do odegrania, przekazując jak najlepiej sprawdzoną informację.

**EZ: Czy miał Pan Prezes sposobność zaznajomienia się z wymogami geologicznymi przy realizacji budowy elektrowni jądrowej i jak Pan ocenia obecny stan prawny w Polsce w tej dziedzinie?**

**AP:** Tak, oczywiście. Wynika to z moich zainteresowań, jak i również z obowiązków Prezesa PAA. Analizowałem te wymogi i muszę powiedzieć, że są one bardzo rygorystyczne, aczkolwiek zawsze można coś zrobić lepiej. Z moich obserwacji wynika, że w przypadku elektrowni jądrowej Prezes (jak i PAA) dopiero na etapie wniosku o zezwolenie czy ewentualnie wcześniej – na etapie wydawania opinii będzie mógł zaznajomić się z technikami przeprowadzonych badań geologicznych i innych badań związanych z lokalizacją obiektu jądrowego. Może w przyszłości się okazać, że to jest dość późny etap prac. To, na co chciałbym zwrócić uwagę, to fakt, że prace geologiczne, roboty geologiczne muszą być wcześniej zaprojektowane, projekt musi być przyjęty w drodze decyzji. Uważam, że już na etapie projektowania robót geologicznych Prezes PAA powinien mieć możliwość zaopiniowania tego projektu, co w przyszłości pozwoli na uniknięcie pewnych problemów. Z drugiej strony, to co widzę, to przydzielenie tak trudnych zadań, jakimi są działania związane z lokalizacją elektrowni jądrowej, organowi administracji geologicznej na poziomie starosty. Są to tak ważne zadania, że mogłyby one być wykonywane np. na poziomie Ministra Środowiska, ale to wymagałoby zmiany w Prawie geologicznym i górnictwym.

**MJ: Podsumowując naszą dzisiejszą rozmowę – jakie największe wyzwania dla PAA widzi obecnie Pan Prezes?**

**AP:** Największymi wyzwaniami jest w tej chwili przygotowanie się do wykonywania nowych zadań, które nakładają na nas dyrektywy NSD<sup>1</sup> i BSS<sup>2</sup>. Również w ramach tych dodatkowych zadań uda nam się, mam nadzieję, wzmocnić naszą część kontrolną i decyzyjną przez dodatkowe etaty dla inspektorów. Myślę, że jest to najważniejsze zadanie na najbliższy czas. Chciałbym, żeby nasi inspektorzy byli bardziej zauważalni w terenie, żeby dało się zorganizować tak te działania kontrolne, aby mogli oni mieć więcej czasu na pracę w terenie, a nie tylko na analizę akt spraw tutaj na miejscu w Agencji.

<sup>1</sup> *Nuclear Safety Directive* – dyrektywa 2014/87/EURATOM zmieniająca dyrektywę 2009/71/EURATOM ustanawiającą wspólnotowe ramy bezpieczeństwa jądrowego obiektów jądrowych (przyp. red).

<sup>2</sup> *Basic Safety Standards* – dyrektywa 2013/59/EURATOM ustanawiająca podstawowe normy bezpieczeństwa ochrony zdrowia przed skutkami narażenia na promieniowanie jonizujące (przyp. red).

**EZ: Na koniec pytanie osobiste: co skłoniło Pana do wyboru geologii jako kierunku studiów?**

**AP:** Od młodości byłem zafascynowany podróżami, geografiami i tak naprawdę to skłoniło mnie do wyboru geologii, ponieważ właśnie ta część fizyczna geografii była dla mnie najbardziej interesująca. Geologia okazała się bardzo wdzięcznym przedmiotem studiów, aczkolwiek dosyć trudnym. Natomiast od pewnego czasu myślę, że geologia jest bliska każdej dziedzinie życia. Na poparcie tych słów mogę powiedzieć, że jest ona bardzo bliska np. energetyce jądrowej. Pamiętam z czasów studiów, kiedy pokazywano nam skałę, w której samoistnie przebiegały reakcje jądrowe. Do dzisiaj widać ślady naturalnych reaktorów jądrowych w skałach zawierających rudy uranu. A z drugiej strony przykład katastrofy w Fukushima pokazuje, że w tym przypadku też zaważyła tak naprawdę geologia, a nie energetyka jądrowa. Geologia jest fascynującym kierunkiem, pozwalającym na prace i działania tak naprawdę w każdej dziedzinie.



Z Prezesem Państwowej Agencji Atomistyki, rozmawiali w siedzibie Agencji 29.05 br. Elżbieta Zalewska – specjalista w Gabinetzie Prezesa PAA i Maciej Jurkowski, redaktor naczelny Biuletynu „Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna”.

**EZ, MJ: Bardzo dziękujemy za rozmowę.**



## Dyrektor Generalny NEA OECD składa wizytę w PAA

William D. Magwood, IV, Dyrektor Generalny Agencji Energii Jądrowej OECD (NEA OECD) spotkał się z Andrzejem Przybycinem, Prezesem Państwowej Agencji Atomistyki. Wizyta odbyła się 29 maja w siedzibie PAA.

Przedstawiciele PAA omówili zaangażowanie Polski w prace grup roboczych NEA OECD. „Udział w pracach organizacji międzynarodowej skupionej na energetyce jądrowej pozwala nam na rozbudowywanie dozorowej wiedzy eksperckiej, którą dysponuje PAA. Jednocześnie wiem, że nasz wkład ma znaczenie dla innych państw członkowskich NEA” – podkreślił Andrzej Przybycin.

Rozmowy prowadzone w trakcie spotkania objęły również stale ewoluujące ramy prawne dla energetyki jądrowej. Jest to jedna z najmocniej regulowanych branż przemysłowych, a to wiąże się z dużą odpowiedzialnością, jaka spoczywa na urzędzie dozoru jądrowego, którym w Polsce jest PAA. „Bezpieczna eksploatacja elektrowni jądrowych, a także bezpieczeństwo pracowników i społeczeństwa to podstawowa odpowiedzialność i najważniejszy priorytet dla urzędów dozoru jądrowego” – powiedział William D. Magwood. „Główną rolą NEA jest ułatwianie współpracy między jej państwami członkowskimi w celu zapewnienia wysokich standardów bezpieczeństwa jądrowego oraz wspieranie rozwoju skutecznej i wydajnej regulacji i nadzoru nad instalacjami jądrowymi i działalnością jądrową.”



William D. Magwood, Dyrektor Generalny NEA OECD.

William D. Magwood jest Dyrektorem Generalnym NEA od 2014 r. Wcześniej był jednym z pięciu komisarzy Komisji Dozoru Jądrowego (ang. *Nuclear Regulatory Commission, NRC*), mianowanym przez Prezydenta Stanów Zjednoczonych Ameryki. Polska jest krajem członkowskim NEA OECD od roku 2010.

Józef Strojny  
Państwowa Agencja Atomistyki



# Zasada prymatu bezpieczeństwa jądrowego w regulacjach Euratom

Andrzej Furtek  
Państwowa Agencja Atomistyki

## Wstęp

Celem artykułu jest podkreślenie znaczenia, jakie ustawodawstwo unijne nadaje bezpieczeństwu jądrowemu<sup>1</sup>. W tekście omówiono działania organów UE (także historyczne) w sprawie nadania odpowiedniego priorytetu (prymatu) kwestiom bezpieczeństwa jądrowego. Przedstawiono inicjatywy prowadzące do podkreślenia bezpieczeństwa jądrowego w wymiarze wspólnotowym oraz obecny stan legislacji unijnej w tym zakresie. Omówiono pokrótce inicjatywy Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (MAEA) mające na celu wzmocnienie znaczenia bezpieczeństwa jądrowego w kontekście międzynarodowym i powiązanie tych działań z inicjatywami Wspólnoty Euratom.

## Pierwsze inicjatywy

Europejska Wspólnota Energii Atomowej została utworzona na mocy Traktatów Rzymskich w 1957 r. Jej podstawowym zadaniem jest tworzenie jednolitego „ryнку” europejskiego dla rozwoju energetyki jądrowej. Jakkolwiek Traktat Euratom nie odnosi się bezpośrednio do kwestii bezpieczeństwa jądrowego, to interpretacja postanowień zawartych w jego rozdziale „Zdrowie i bezpieczeństwo” umożliwiła stworzenie dla niej odpowiednich ram prawnych<sup>2</sup>.

Harmonizacja krajowych przepisów i praktyk dotyczących bezpieczeństwa jądrowego postępować we Wspólnocie dość powolnie, z pierwszą taką inicjatywą podjętą dopiero w 1975 r. w drodze przyjęcia rezolucji w sprawie zagadnień technologicznych bezpieczeństwa jądrowego<sup>3</sup>. Taka sytuacja wydawała się satysfakcjonująca dla większości zainteresowanych, dopóki w 1990 r. nie pojawiła się wizja powiększenia Wspólnoty. W swojej nowej rezolucji z 18 czerwca 1992 r. w sprawie zagadnień technologicznych bezpieczeństwa jądrowego<sup>4</sup> Rada zawarła zalecenie kontynuowania procesu konsultacji i kooperacji uruchomionego rezolucją z 1975 r. oraz zaleciła jego rozszerzenie na państwa Europy Środkowej i Wschodniej (CEEC)<sup>5</sup> i nowe państwa powstałe z dawnego ZSSR (NIS)<sup>6</sup>. Szczególną uwagę poświęcono nowym państwom kandydującym do członkostwa w UE. Przed swoim przystąpieniem do UE Polska, jako jedna z 10 oczekujących państw, zobowiązała się w 2001 r. do respektowania zaleceń zawartych w dokumencie nr 29529/01 pt. „Raport w sprawie bezpieczeństwa jądrowego w kontekście poszerzenia” i zgodziła się z zawartością dołączonej do raportu listy kontrolnej używanej do identyfikacji zagadnień bezpieczeństwa jądrowego<sup>7</sup>. Lista kontrolna obejmowała następujące obszary: ramy prawne, nadzór, projektowanie i budowa EJ, ocena i weryfikacja bezpieczeństwa, bezpieczeństwo eksploatacyjne, kultura bezpieczeństwa,

<sup>1</sup> Pojęcie „bezpieczeństwo jądrowe” jest zdefiniowane w słowniku MAEA jako „osiągnięcie właściwych warunków eksploatacyjnych, zapobiegnięcie wypadkom lub ograniczenie następstw wypadków i dzięki temu ochrona pracowników, ludności i środowiska przed nadmiernymi zagrożeniami radiacyjnymi”.

<sup>2</sup> W ramach Wspólnoty Euratom występowały różnice poglądów dotyczące tego, czy bezpieczeństwo jądrowe podlega postanowieniom Traktatu. Problem ten został rozwiązany pozytywnie przez Europejski Trybunał Sprawiedliwości. W jego wyroku z dnia 10 grudnia 2002 r. w sprawie C-29/99 potwierdzono kompetencje Wspólnoty w zakresie objętym Konwencją bezpieczeństwa jądrowego przez wskazanie, że bezpieczeństwo jądrowe jest jednym z warunków koniecznych do osiągnięcia celów Traktatu zawartych w rozdziale III „Zdrowie i bezpieczeństwo”.

<sup>3</sup> Dz. U. WE nr C 185 z 18.08.1975, str. 1.

<sup>4</sup> Dz. U. WE nr C 172 z 8.07.1992, str. 2.

<sup>5</sup> CEEC – ang. *Central and Eastern European Countries*.

<sup>6</sup> NIS – ang. *New Independent States*.

<sup>7</sup> Zalecenia te zostały wypracowane przez działające od 1999 r. Stowarzyszenie Zachodnioeuropejskich Dozorów Jądrowych (WENRA – ang. *Western European Nuclear Regulatory Association*).

zarządzanie i zapewnienie jakości oraz gotowość na wypadek awarii.

Stosowane w różnych krajach Unii Europejskiej/Euratom systemy bezpieczeństwa jądrowego, wypracowane przez lata praktyki, różnią się od siebie. Stowarzyszenie WENRA oceniło, że praktyki te są wspólne dla wszystkich państw średnio tylko w około 50%. W tej sytuacji uznano za celowe osiągnięcie zbieżności i harmonizacji praktyk krajowych dotyczących bezpieczeństwa jądrowego dla całej Wspólnoty. Dyskusja nt. ustanowienia ram prawnych w zakresie bezpieczeństwa jądrowego została zapoczątkowana w 2002 r. propozycją Komisji Europejskiej przyjęcia tzw. pakietu jądrowego, na który składały się projekty dwóch niezależnych dyrektyw odnoszących się do:

- bezpieczeństwa jądrowego,
- bezpiecznego postępowania z wypalonym paliwem jądrowym i odpadami promieniotwórczymi.

Wspólne pismo T. Blaira (ówczesny premier Wielkiej Brytanii) i G. Schroedera (kanclerz RFN) do przewodniczącego Komisji Europejskiej Romano Prodiego wzywało do wycofania się Komisji z prac nad dyrektywami pakietu jądrowego.

Według oficjalnego stanowiska Polski uznawano za możliwe poparcie projektów dyrektyw pod dwoma warunkami:

- nieumieszczania w nich żadnych zapisów, które mogłyby być zinterpretowane jako osłabiające odpowiedzialność państwa za bezpieczeństwo jądrowe,
- nieumieszczania w nich żadnych terminów dla procesu prowadzącego do budowy składowisk odpadów promieniotwórczych.

Na przestrzeni 2004 r. stanowisko Polski uległo zmianie i było zbliżone do stanowiska państw przeciwnych wprowadzaniu w przedmiotowej dziedzinie nowych instrumentów o charakterze wiążącym. Ostatecznie Polska nie poparła diskutowanych w 2004 r. projektów dyrektyw, przyjmując argumentację ich przeciwników, głównie Niemiec, Szwecji, Finlandii i W. Brytanii, stojących na stanowisku, że wprowadzenie dodatkowych regulacji w tej dziedzinie w zaproponowany przez Komisję sposób mogłoby raczej wpłynąć destabilizująco na ogólną sytuację dotyczącą bezpieczeństwa jądrowego w UE, niż ją dalej umacniać.

W konkluzjach Rady UE z dnia 8 maja 2007 r. w sprawie bezpieczeństwa jądrowego oraz bezpiecznego gospo-

darowania wypalonym paliwem jądrowym i odpadami promieniotwórczymi podkreślono, że „**bezpieczeństwo jądrowe należy do kompetencji poszczególnych państw członkowskich**, ale w stosownych przypadkach należy je realizować w ramach struktur UE”.

Stwierdzenie to było wezwaniem KE do zaproponowania regulacji w zakresie bezpieczeństwa jądrowego na poziomie unijnym.

Po okresie impasu dyskusja została wznowiona w drugiej połowie 2007 r., po przyjęciu raportu opracowanego przez Grupę Roboczą *ad hoc* ds. bezpieczeństwa jądrowego (WPNS, ang. *Working Party on Nuclear Safety*)<sup>8</sup>, której celem było zaproponowanie sposobów wyjścia z tej sytuacji. W pracach grupy uczestniczyli czynnie eksperci Państwowej Agencji Atomistyki. Prace legislacyjne w omawianym zakresie, zgodnie z konkluzjami zawartymi w raporcie końcowym tej grupy, zostały podjęte z inicjatywy i w okresie prezydentury francuskiej (II połowa 2008 r.) w ścisłej współpracy z Komisją Europejską, a zakończone w pierwszej połowie 2009 r. (prezydentura czeska) przyjęciem kompromisowego tekstu dyrektywy, którą poparła również Polska<sup>9</sup>. Warto nadmienić, że propozycja nowej dyrektywy była konsultowana z Grupą Wysokiego Szczebla ds. bezpieczeństwa jądrowego i odpadów promieniotwórczych (dalej „ENSREG”<sup>10</sup>), składającą się z przedstawicieli wyższego szczebla krajowych organów dozorowych, ze wszystkich 27<sup>11</sup> krajów członkowskich, uzyskując pozytywną ocenę. Przedstawicielami Polski w tej grupie byli prezes i wiceprezes<sup>12</sup> Państwowej Agencji Atomistyki.

Ostatecznie ponad siedem lat pracy zostało uwieńczzone w dniu 25 czerwca 2009 r. przyjęciem Dyrektywy Rady 2009/71/Euratom<sup>13</sup> ustanawiającej wspólnotowe ramy bezpieczeństwa jądrowego obiektów jądrowych.

Dyrektywa wprowadziła w zakresie bezpieczeństwa jądrowego zasadę otwartości, poprzez obowiązek informowania społeczeństwa o stanie bezpieczeństwa jądrowego i działaniach prowadzących do dalszej poprawy tego stanu z uwzględnieniem postępów w nauce, technologiach jądrowych i zdobytego doświadczenia, a także obowiązek stworzenia ram krajowych w celu zapewniania kształcenia i szkoleń personelowi odpowiedzialnemu za kwestie związane z bezpieczeństwem jądrowym obiektów jądrowych. Ponadto dyrektywa zobowiązywała kraje członkowskie do regularnego przeprowadzania analiz stanu bez-

<sup>8</sup> WPNS była podgrupą *ad hoc* do spraw bezpieczeństwa jądrowego. Jej działalność została zakończona z końcem 2006 r. przyjęciem raportu końcowego (dokument 15475/2/06 Rev2 z dnia 14 grudnia 2006 r.). Częściami składowymi raportu są dodatki (dostępne jedynie w języku angielskim) opracowane przez trzy podgrupy robocze WPNS, tj.: „Bezpieczeństwo instalacji jądrowych”, „Bezpieczeństwo w postępowaniu z wypalonym paliwem jądrowym i odpadami promieniotwórczymi”, „Źródła finansowania likwidacji instalacji jądrowych i składowisk odpadów promieniotwórczych i wypalonego paliwa”.

<sup>9</sup> Polska poparła wypracowany kompromis, kierując się opinią nr 37 Komisji ds. Unii Europejskiej Sejmu RP przyjętą na posiedzeniu w dniu 1 kwietnia 2005 r., a także zgodnie z zobowiązaniem do ponownego rozważenia stanowiska podjętym przez ówczesnego wiceprezesa Rady Ministrów, Ministra Gospodarki i Pracy, Jerzego Hausnera w dniu 24 stycznia 2005 r. w Brukseli podczas rozmów z komisarzem ds. energii Andrisem Piebalgsem.

<sup>10</sup> [http://ec.europa.eu/energy/nuclear/ensreg/ensreg\\_en.htm](http://ec.europa.eu/energy/nuclear/ensreg/ensreg_en.htm)

<sup>11</sup> Po przystąpieniu Chorwacji do UE w skład ENSREG wchodzi przedstawiciele 28 krajowych dozorów jądrowych.

<sup>12</sup> Do 2008 r. – Dyrektor Departamentu Bezpieczeństwa Jądrowego PAA.

<sup>13</sup> Dyrektywa Rady 2009/71/Euratom z dnia 25 czerwca 2009 r. ustanawiająca wspólnotowe ramy bezpieczeństwa jądrowego obiektów jądrowych. Dz.U. WE L 172 z 2.7.2009, str. 18.

pieczeństwa jądrowego obiektów jądrowych, zachęcając do angażowania w tym celu również misji eksperckich MAEA. Uznając potrzebę elastyczności w odniesieniu do różnych systemów istniejących w państwach członkowskich, każde państwo członkowskie określa, które części jego systemu zostaną poddane przeglądowi zewnętrznemu.

W preambule dyrektywy określono jej cele<sup>14</sup> oraz wprowadzono odwołanie do „*Fundamental Safety Principles*”<sup>15</sup>, wypracowanych i wydanych pod auspicjami MAEA przy współudziale m.in. Wspólnoty Euratom fundamentalnych zasad bezpieczeństwa, zachęcając kraje członkowskie do rozwijania swoich systemów bezpieczeństwa jądrowego z uwzględnieniem tych zasad.

### Prymat bezpieczeństwa jądrowego

Podstawą prawną dyrektywy Rady 2009/71/Euratom są art. 31 i 32 Traktatu Euratom<sup>16</sup>. Dyrektywa przywołuje, w motywie 1, art. 2 lit. b) Traktatu Euratom, który przewiduje utworzenie jednolitych norm bezpieczeństwa w celu ochrony zdrowia pracowników i ludności.

Jednym z celów dyrektywy – art. 1 lit. b) – było „zapewnienie wprowadzenia przez państwa członkowskie odpowiednich rozwiązań krajowych zapewniających **wysoki** poziom bezpieczeństwa jądrowego...”

W motywie 6 stwierdzono:

„Trybunał Sprawiedliwości uznał w swoim orzecznictwie, że nałożone na Wspólnotę na mocy art. 2 lit. b) Traktatu zadanie utworzenia jednolitych norm bezpieczeństwa w celu ochrony zdrowia ludności i pracowników,

nie oznacza, że po ustanowieniu takich norm państwa członkowskie nie mogą zapewniać bardziej rygorystycznych środków ochrony.”<sup>17</sup>

W art. 5 p. 3 dyrektywy zawarto wymóg, aby organ regulacyjny posiadał uprawnienia do działania „z należytym uwzględnieniem **priorytetowego** znaczenia bezpieczeństwa.”

Z kolei art. 6 p. 4 stwierdzał: „Państwa członkowskie zapewniają, aby istniejące ramy krajowe wymagały od posiadaczy zezwoleń ustanawiania i wdrażania systemów zarządzania dających **należyte pierwszeństwo** bezpieczeństwu jądrowemu i aby systemy te były regularnie **weryfikowane przez właściwy organ regulacyjny**.”

Dyrektywa ta odzwierciedlała postanowienia zawarte w podstawowych aktach międzynarodowych w dziedzinie bezpieczeństwa jądrowego, a mianowicie w Konwencji bezpieczeństwa jądrowego, a także w fundamentalnych zasadach bezpieczeństwa ustanowionych przez Międzynarodową Agencję Energii Atomowej<sup>18</sup>.

Dyrektywa została w pełni implementowana do polskiego porządku prawnego, wprowadzając prymat bezpieczeństwa jądrowego nad wszystkimi innymi celami<sup>19</sup>.

### ...po awarii w Fukushima

W konkluzjach Rady Europejskiej z dnia 24–25 marca 2011 r. dotyczących m.in. koniecznych działań po katastrofie w Fukushima<sup>20</sup> zaakceptowano potrzebę wzmocnienia znaczenia bezpieczeństwa jądrowego. Stwierdzono m.in., że:

<sup>14</sup>Zasadniczymi zadaniami dyrektywy było: ustanowienie ram wspólnotowych w celu utrzymania, **ciągłej poprawy i promowania bezpieczeństwa jądrowego** i jego regulacji, a także zapewnienie wprowadzenia przez państwa członkowskie odpowiednich rozwiązań krajowych utrzymujących wysoki poziom bezpieczeństwa jądrowego, aby chronić pracowników i ludność przed zagrożeniami wynikającymi z promieniowania jonizującego pochodzącego z obiektów jądrowych.

<sup>15</sup>Oparte są one w znacznym stopniu na zasadach zawartych w dokumencie MAEA „Bezpieczeństwo instalacji jądrowych” (aktualnie norma bezpieczeństwa MAEA SF-1, *Fundamental Safety Principles*, IAEA, Vienna 2006).

<sup>16</sup>Traktat Euratom: ...Po konsultacji z Parlamentem Europejskim Rada, stanowiąc większością kwalifikowaną na wniosek Komisji..., **ustanawia normy podstawowe**.

<sup>17</sup>Wyrok Trybunału Sprawiedliwości UE (dawniej ETS – Europejski Trybunał Sprawiedliwości) z dnia 25 listopada 1992 r. w sprawie C-376/90.

<sup>18</sup>Patrz przypis 15.

<sup>19</sup>Ustawa Prawo atomowe <http://www.dziennikustaw.gov.pl/DU/2017/576>.

<sup>20</sup>Fragment konkluzji Rady dotyczący wzmocnienia bezpieczeństwa jądrowego:

*P 31. In this connection, the European Council stresses the need to **fully draw the lessons** from these events, and to provide all necessary information to the public. Recalling that the Energy mix is the competence of Member States, it calls for work to be taken forward as a matter of priority on the following aspects:*

– *the safety of all EU nuclear plants should be reviewed, on the basis of a comprehensive and transparent risk and safety assessment („stress tests”); the European Nuclear Safety Regulatory Group (ENSREG) and the Commission are invited to develop as soon as possible the scope and modalities of these tests in a coordinated framework in the light of lessons learned from the accident in Japan and with the full involvement of Member States, making full use of available expertise (notably from the Western European Nuclear Regulators Association); the assessments will be conducted by independent national authorities and through peer review; their outcome and any necessary subsequent measures that will be taken should be shared with the Commission and within the ENSREG and should be made public; the European Council will assess initial findings by the end of 2011, on the basis of a report from the Commission;*

– *the **priority of ensuring the safety of nuclear plants** obviously cannot stop at our borders; the EU will request that similar „stress tests” be carried out in the neighbouring countries and worldwide, regarding both existing and planned plants; in this regard full use should be made of relevant international organisations;*

– *the **highest standards for nuclear safety** should be implemented and continuously improved in the EU and promoted internationally;*

– *the Commission will review the existing legal and regulatory framework for the safety of nuclear installations and will propose by the end of 2011 any improvements that may be necessary. Member States should ensure the full implementation of the Directive on the safety of nuclear installations. The proposed Directive on the management of spent fuel and radioactive waste should be adopted as soon as possible. The Commission is invited to reflect on how to **promote nuclear safety** in neighbouring countries;*

– *consequences for the world and for the EU need to be closely monitored, paying particular attention to the volatility of energy and commodity prices, in particular in the context of the G20.*

„(obowiązujący w UE) **priorytet** zapewnienia bezpieczeństwa elektrowni jądrowych nie może dotyczyć tylko UE” (ang. *the priority of ensuring the safety of nuclear plants obviously cannot stop at our borders*),

a także:

„UE powinna wprowadzić i w sposób ciągły uaktualniać **najwyższe standardy** bezpieczeństwa jądrowego i promować je w środowisku międzynarodowym” (ang. *the highest standards for nuclear safety should be implemented and continuously improved in the EU and promoted internationally*).

Konkluzje zawierały też wezwanie KE do przeglądu obowiązującej legislacji i złożenia propozycji jej uaktualnienia pod kątem **wzmocnienia** bezpieczeństwa jądrowego i jego promowania w krajach sąsiednich (odpowiedni zapis dotyczący promowania bezpieczeństwa jądrowego został zawarty w rozporządzeniu Rady ustanawiającym Instrument Współpracy w dziedzinie bezpieczeństwa jądrowego – INSC, ang. *Instrument for Nuclear Safety Cooperation*)<sup>21</sup>.

W odpowiedzi na to wezwanie KE przedstawiła projekt dyrektywy zmieniającej dyrektywę 2009/71/Euratom (opisana wyżej), której głównym założeniem było wzmocnienie roli niezależnych krajowych dozorów jądrowych i wzmocnienie zapisów odnoszących się do bezpieczeństwa jądrowego<sup>22</sup>.

Po serii dyskusji w Radzie (na forum grupy WPAQ, w której Polska wraz z państwami V4 wniosła istotny wkład w wypracowanie ostatecznego kompromisu) przyjęto dyrektywę Rady 2014/87/Euratom<sup>23</sup> zmieniającą dyrektywę 2009/71/Euratom ustanawiającą wspólnotowe ramy bezpieczeństwa jądrowego obiektów jądrowych.

Podstawę prawną zmienionej dyrektywy stanowią również art. 31 i 32 Traktatu Euratom.

W motywie 5 dyrektywy stwierdzono:

„Awaria w japońskiej elektrowni jądrowej Fukushima w 2011 r. spowodowała ponowne zwrócenie uwagi całego świata na środki konieczne w celu minimalizacji ryzyka i zapewnienia najbardziej **rzetelnych** (*robust*) poziomów bezpieczeństwa jądrowego.”

dalej

„...Rada Europejska podkreśliła także, że w Unii należy wdrożyć i stale doskonalić **najwyższe** standardy bezpieczeństwa jądrowego.”

Dalej w motywie 6 zapisano:

„...Aby zapewnić **wysoki** poziom bezpieczeństwa jądrowego, kwestią najważniejszą jest, by właściwy **organ regulacyjny** miał zdolność wykonywania swoich kompetencji w sposób **bezzstronny, przejrzysty i bez**

**nieuprawnionych nacisków na jego decyzje regulacyjne...**”

W treści operacyjnej dyrektywa posługuje się pojęciami: „należyty priorytet” „właściwy priorytet” (ang. *due priority*), co w języku motywów dyrektywy, a także języku konkluzji Rady należy rozumieć jako wymóg **bezwzględnego prymatu** bezpieczeństwa jądrowego nad innymi aspektami funkcjonowania instalacji jądrowych. Tego typu podejście do kwestii bezpieczeństwa jądrowego było powszechne w trakcie dyskusji nad zmianą dyrektywy na WPAQ, zwłaszcza wśród krajów posiadających rozwiniętą energetykę jądrową (FR, SE, ES, FI, DE, BE, NL)<sup>24</sup>.

Cel bezpieczeństwa jądrowego jest określony w art. 8a dyrektywy:

„Państwa członkowskie zapewniają wprowadzenie w ramach krajowych bezpieczeństwa jądrowego wymogu, aby obiekty jądrowe były projektowane, lokalizowane, budowane, uruchamiane, eksploatowane i likwidowane, mając na względzie cel polegający na zapobieganiu awariom, a w przypadku zajścia awarii — ograniczaniu jej skutków i **unikaniu**:

- wczesnych uwolnień** promieniotwórczych, które wymagałyby podjęcia poza terenem obiektu działań w sytuacji awaryjnej, lecz na których wdrożenie nie byłoby wystarczającego czasu;
- dużych uwolnień** promieniotwórczych, które wymagałyby podjęcia środków ochronnych, które nie mogłyby być ograniczone w przestrzeni lub czasie.”

Taki zapis określa praktycznie **zasadę prymatu bezpieczeństwa jądrowego** dla nowo tworzonych instalacji jądrowych (dla których zezwolenie wydano po 14 sierpnia 2014 r.) nad innymi celami, a więc ma **pełne zastosowanie w realizacji Programu Polskiej Energetyki Jądrowej**.

## Euratom, MAEA – wspólny front

Dokumentem regulującym kwestie bezpieczeństwa jądrowego na poziomie międzynarodowym jest Konwencja bezpieczeństwa jądrowego (CNS) zawarta pod auspicjami MAEA, której stronami są m.in. wszystkie państwa członkowskie UE oraz Wspólnota Euratom.

We wstępie do Konwencji strony deklarują m.in. konieczność nieprzerwanego promowania **wysokiego** poziomu bezpieczeństwa jądrowego na całym świecie (ang. *the necessity of continuing to promote a high level of nuclear safety worldwide*).

Jako cel Konwencji zapisano:

„osiągnięcie i utrzymanie **wysokiego** poziomu bezpieczeństwa jądrowego na świecie poprzez poprawę wyko-

<sup>21</sup> <http://eur-lex.europa.eu/legal-content/PL/TXT/PDF/?uri=CELEX:32014R0237&from=EN>

<sup>22</sup> W dokumencie zawierającym uzasadnienie skutków aktualizacji dyrektywy KE pisze: „...It is therefore essential for society and the economy to avoid the occurrence of any nuclear accident in a Member State of the European Union (hereinafter referred to as ‘Member State’), by **ensuring the highest possible quality of regulatory oversight and standards of nuclear safety**. The Fukushima nuclear accident has renewed political attention on the measures needed to minimise risk and guarantee **the most robust levels of nuclear safety**.”

<sup>23</sup> <https://eur-lex.europa.eu/legal-content/PL/TXT/?qid=1524566260919&uri=CELEX:32014L0087>

<sup>24</sup> Francja, Szwecja, Hiszpania, Finlandia, Niemcy, Belgia, Holandia.

rzystania środków krajowych oraz współpracy międzynarodowej, w tym także współpracy technicznej związanej z bezpieczeństwem, tam gdzie jest to uzasadnione.”

W p. 46 Rezolucji (GC(57)RES/9)<sup>25</sup> przyjętej w dniu 19 września 2013 r. podczas siódmego posiedzenia plenarnego Konferencji Generalnej zachęca się państwa członkowskie

*„...to exchange regulatory information and share experiences with regard to new nuclear power plant designs and design certification, taking into account that nuclear power plants should be designed, constructed and operated with the objectives of preventing accidents, and, should an accident occur, mitigating its effects and avoiding off-site contamination”.*

W grudniu 2013 r. Konfederacja Szwajcarska zaproponowała zmianę Konwencji<sup>26</sup>. Celem propozycji było wzmocnienie znaczenia bezpieczeństwa jądrowego poprzez dodanie do art. 18 CNS p. IV w brzmieniu odpowiadającym sugestii KG:

*“Nuclear power plants shall be designed and constructed with the objectives of preventing accidents and, should an accident occur, mitigating its effects and avoiding releases of radionuclides causing long-term off-site contamination. In order to identify and implement appropriate safety improvements, these objectives shall also be applied to existing plants.”*

Propozycja Szwajcarii dotyczyła elektrowni planowanych, a także już działających. Ten rodzaj zapisu nie może być interpretowany inaczej, jak propozycja zwiększenia znaczenia bezpieczeństwa jądrowego (przyjęty później zapis art. 8a zmienionej dyrektywy NSD opisanej wyżej jest w pełni spójny z tą propozycją).

Z powodu istotnej różnicy zdań propozycja Szwajcarii nie doprowadziła do zmiany Konwencji. Słusznie argumentowano, że nowa wersja Konwencji, aby wejść w życie, musiałaby zostać ratyfikowana przez większość kwalifikowaną państw-stron. Stwarzałoby to dwuznaczną sytuację funkcjonowania dwóch Konwencji – „starej” i „nowej” stawiającej ostrzeżenie sprawy bezpieczeństwa jądrowego, a więc podział na państwa podchodzące do spraw bezpieczeństwa jądrowego w sposób mniej lub bardziej restrykcyjny.

Konferencja dyplomatyczna zwołana w celu przedyskutowania propozycji szwajcarskiej, w której uczestniczyli przedstawiciele Polski (także przedstawiciele wszystkich państw członkowskich Euratom) oraz Wspólnoty Euratom (Komisja Europejska), nie doprowadziła do zmian Konwencji.

W dniu 9 lutego 2015 r. przyjęto natomiast „Deklarację Wiedeńską w sprawie Bezpieczeństwa Jądrowego dotyczącą zasad realizacji celów Konwencji Bezpieczeństwa Jądrowego związanych z zapobieganiem awariom oraz

minimalizowaniem skutków radiologicznych awarii.”<sup>27</sup>. Podkreślono w niej potrzebę zwiększania bezpieczeństwa jądrowego, na szczeblu lokalnym, krajowym i międzynarodowym.

Jedną z zasad przyjętych w deklaracji przez strony Konwencji jest, że:

*„Nowe elektrownie jądrowe powinny być zaprojektowane, zlokalizowane i zbudowane w taki sposób, aby zapobiegać awariom podczas ich rozruchu i eksploatacji, a w razie wystąpienia awarii powinny minimalizować możliwe uwolnienia radionuklidów powodujących długookresowe skażenie terenu poza obiektem jądrowym oraz **unikać wczesnych uwolnień** substancji promieniotwórczych **lub dużych uwolnień** substancji promieniotwórczych **wymagających podjęcia długookresowych działań interwencyjnych.**”*

– co w pełni odpowiada celowi bezpieczeństwa jądrowego zdefiniowanemu w art. 8a dyrektywy NSD i stanowi praktyczne wypełnienie, na poziomie międzynarodowym, zasady prymatu bezpieczeństwa jądrowego nad innymi celami.

Deklaracja Wiedeńska nie jest prawnie obowiązująca, ale wskazuje wyraźnie kierunek, w jakim powinno się podążać w kwestii wzmocnienia bezpieczeństwa jądrowego w wymiarze międzynarodowym.

Zgodnie z odpowiednimi regulacjami na poziomie unijnym państwa członkowskie i Euratom konsultowały swoje stanowiska, aby nie dopuścić do rozbieżności. Polska, a także wszystkie państwa członkowskie UE i Wspólnota Euratom opowiedziały się jednogłośnie za przyjęciem tej deklaracji, która zgodnie z wolą państw-stron Konwencji powinna zostać włączona do zbioru standardów bezpieczeństwa MAEA (ang. *relevant IAEA Safety Standards*).



Fot. 1. Obrady plenarne konferencji dyplomatycznej – przewodniczący ambasador Argentyny Rafael Mariano Grossi (źródło: archiwum MAEA).

<sup>25</sup>[https://www.iaea.org/About/Policy/GC/GC57/GC57Resolutions/English/gc57res-9\\_en.pdf](https://www.iaea.org/About/Policy/GC/GC57/GC57Resolutions/English/gc57res-9_en.pdf)

<sup>26</sup>Wspólnota Euratom oraz stowarzyszenie WENRA poparły tę inicjatywę.

<sup>27</sup>Nieoficjalne tłumaczenie deklaracji na jęz. polski: [http://www.paa.gov.pl/uploads/temp/strony/strona\\_42/text\\_images/deklaracjawiedenska.pdf](http://www.paa.gov.pl/uploads/temp/strony/strona_42/text_images/deklaracjawiedenska.pdf)

## Podsumowanie

Program Polskiej Energetyki Jądrowej wszedł w fazę kolejnej aktualizacji. Jego istotnym elementem będzie załącznik odnoszący się do strategii BJOR. Podwyższy tekst ma za zadanie naświetlić wieloletnie wysiłki wspólnot międzynarodowych na rzecz priorytetowego traktowania tej problematyki zarówno w odniesieniu do nowo projektowanych/budowanych obiektów jądrowych, jak też tych

działających, które należy dostosowywać do zwiększonych wymagań odnośnie do bezpieczeństwa jądrowego.

### Notka o autorze

**Andrzej Furtek** – główny specjalista w Gabinetie Prezesa. W latach 2006–2016 przedstawiciel Polski w Grupie roboczej ds. kwestii atomowych Rady Unii Europejskiej (WPAQ). Poprzednio wieloletni pracownik Instytutu Energii Atomowej w Świerku.

# Analizy przyczyn źródłowych RCA – przegląd metod

## Root Cause Analysis – overview of methods

Maciej Kulig

Konsultant ENCONET Consulting

### Wprowadzenie

Tematyka niniejszego artykułu nawiązuje do wcześniejszej publikacji autora w Biuletynie Informacyjnym PAA dotyczącej wykorzystania doświadczeń (obserwacji) operacyjnych w obiektach energetyki jądrowej i jego roli w procesie ciągłego doskonalenia [1]. Niniejszy artykuł koncentruje się na **analizie przyczyn źródłowych** (*Root Cause Analysis, RCA*) – niezwykle ważnym elemencie procesu ciągłego doskonalenia.

Na tym etapie procesu ciągłego doskonalenia zostają wyjaśnione przyczyny i istotne okoliczności towarzyszące, związane z określonym problemem lub zdarzeniem operacyjnym. Poszukiwana jest odpowiedź na pytanie „Dlaczego zdarzenie (problem) zaistniało?” Odpowiedź jest warunkiem znalezienia skutecznych środków naprawczych, które pozwolą uniknąć podobnych problemów w przyszłości. Warto zauważyć, że w przypadku „drobnych” zdarzeń (incydentów), które zwykle nie powodują żadnych niepożądanych skutków, ich powtórzenie się nie ma bezpośredniego wpływu na osiągnięcie celów przedsiębiorstwa (operatora lub właściciela obiektu). W takich przypadkach istotne znaczenie mają jednak wartości poznawcze, które pozwalają na poprawienie słabych punktów procesu biznesowego, w taki sposób, aby zapobiec poważniejszym awariom lub wypadkom.

U podstaw RCA leży zasada przyczyny i skutku. Metody RCA opierają się na przesłance, że wszystko, co się dzieje, ma związek z określonym zbiorem specyficznych przyczyn (uwarunkowań przyczynowych) i że znając je, możemy je kontrolować, aby znaleźć skuteczne rozwiązanie problemu.

W artykule znalazły się informacje dotyczące metod i narzędzi RCA stosowanych w badaniu zdarzeń i problemów operacyjnych. Przedstawiono opinie dotyczące wad

i zalet istniejących metod. Wskazano na niektóre ograniczenia poszczególnych metod, które utrudniają znalezienie skutecznych rozwiązań. Artykuł zawiera również uwagi i sugestie autora dotyczące wyboru odpowiednich metod i narzędzi przy badaniu zdarzeń/problemów o różnej skali ważności.

### Dlaczego warto stosować sformalizowane metody RCA?

Można spotkać się z opiniami, że doświadczony analityk jest w stanie przeprowadzić poprawnie analizę przyczyn zdarzenia (problemu) operacyjnego bez pomocy sformalizowanej metody RCA. Istnieją przykłady, które zdają się usprawiedliwiać takie opinie. Należy jednak liczyć się z tym, że nie zawsze analityk badający problem dysponuje odpowiednią wiedzą i doświadczeniem w zakresie metod analizy przyczyn. Użycie sformalizowanego, logicznie uporządkowanego podejścia znakomicie ułatwia przeprowadzenie takiej analizy, może mieć także istotny wpływ na jakość uzyskiwanych wyników, a tym samym na skuteczność znalezionego rozwiązania analizowanego problemu. W tym kontekście warto zwrócić uwagę na następujące kwestie:

- Użycie sformalizowanej metody RCA pomaga w **zgromadzeniu i uporządkowaniu** istotnych **informacji** dotyczących zdarzenia/problemu, w taki sposób, aby **ułatwić identyfikację wielu potencjalnych przyczyn**, które mogą stanowić punkt wyjścia dla **racjonalnego wyboru środków naprawczych**, opartego na ocenie ich poprawności, skuteczności, realnych możliwości ich wdrożenia, a także dostosowanych do ważności badanego problemu.



- Użycie sformalizowanej metody RCA ma pozytywny wpływ na **kompletność analizy**, stymuluje dogłębną analizę i ułatwia jej przeprowadzenie. Wiedza ekspercka, „wbudowana” w określoną metodę RCA, może uchronić badającego problem przed pominięciem ważnych uwarunkowań przyczynowych.
- Sformalizowane metody RCA zostały opracowane z uwzględnieniem odpowiedniego modelu wypadku, co pozwala **zmniejszyć subiektywizm analiz**. Między innymi model taki umożliwia uwzględnienie **odmiennych punktów widzenia** poszczególnych interesariuszy systemu (operatorów, menadżerów, inżynierów czy organów dozoru) na temat nieprawidłowości związanych z wypadkiem, zależnie od ich perspektywy oraz roli, jaką pełnią w całym systemie. Odpowiedni model wypadku ułatwia również **analizy zdarzeń niedoszłych** (prekursorów poważnej awarii lub wypadku, *near misses*), np. skłaniając badającego taki problem do zastanowienia się nad czynnikami, dzięki którym udało się uniknąć poważnego wypadku.

## Przegląd dostępnych metod

Przegląd dostępnych metod RCA, a także obszerne informacje bibliograficzne dotyczące tej tematyki znajdzie Czytelnik w publikacji [2]. Ten artykuł ogranicza się jedynie do przedstawienia podstawowych cech istniejących metod, zawiera również niektóre uwagi dotyczące ich stosowania. W omówieniu wyróżniono trzy podstawowe grupy metod: 1) metody posługujące się „zdarzeniowym” modelem wypadku, 2) metody dedukcyjne wykorzystujące w bezpośredni sposób zasadę przyczyny i skutku oraz 3) metody „systemowe”, odwołujące się bezpośrednio do struktury sterowania (zarządzania) bezpieczeństwem systemu.

Metody zaliczane do dwóch pierwszych grup, określane zwykle mianem tradycyjnych, zostały opracowane w latach 80. i 90. XX w.; praktyczne doświadczenia z ich stosowania są stosunkowo bogate.

Metody systemowe rozwinęły się na początku tego stulecia w konfrontacji z wyzwaniem, jakie niesie ze sobą współczesna technologia, specyficzne cechy złożonych systemów oraz warunki, w jakich te systemy są projektowane i wdrażane we współczesnym społeczeństwie. Metody te nie są szeroko znane, a ich praktyczne zastosowanie jest ograniczone. Wydaje się jednak, że metody te zasługują na większą uwagę praktyków, szczególnie gdy mamy do czynienia z poważnymi wypadkami lub awariami w złożonych systemach techniczno-społecznych.

### Metody wykorzystujące zdarzeniowy model wypadku

W **metodach wykorzystujących zdarzeniowy model wypadku** istotnym elementem analizy przyczyn jest

przedstawienie badanego zdarzenia w formie sekwencji zdarzeń – ciągu prostszych zdarzeń, mających zwykle charakter fizycznych uszkodzeń komponentów systemu, błędnych decyzji i czynności ludzkich. Sekwencja zdarzeń jest zwykle przedstawiana w postaci graficznej (tzw. *Events and Causal Factors Charting*, ECFC).

W tym podejściu wybrane elementy sekwencji zdarzeń stają się punktem wyjścia do bardziej szczegółowych analiz mających na celu określenie przyczyn, na które możemy oddziaływać i których wyeliminowanie skutecznie zapobiegnie podobnym zdarzeniom w przyszłości lub przynajmniej wpłynie na zmniejszenie ich negatywnych skutków, tzw. **przyczyn źródłowych**. W metodach tych szczegółowa identyfikacja przyczyn problemu jest dokonywana na podstawie opracowanych wcześniej, **hierarchicznych schematów kategoryzacji przyczyn**, dostępnych w formie drzewa logicznego, wielopoziomowej listy lub odpowiednich formularzy. W podejściu tym są również stosowane narzędzia pomocnicze (typowe dla metod tego typu) – Analiza Barrier (*Barrier Analysis*), Analiza Zmian (*Change Analysis*) i Analiza Zadania (*Task Analysis*) – ułatwiające znalezienie przyczyn źródłowych.

Metody RCA zaliczane do tej grupy są szeroko stosowane w środowisku inżynierów związanych z energetyką jądrową. Niewątpliwie przyczyniły się do tego uwarunkowania historyczne – fakt, że znaczna część metod tego typu została opracowana na potrzeby tego sektora. Do najlepiej znanych należą: MORT („*Management Oversight and Risk Tree*”) – technika wykorzystująca drzewo logiczne, opracowana w 1980 r. dla US AEC; HPES („*Human Performance Enhancement System*”) – technika wykorzystująca listę pytań (*checklist*) i zbiór odpowiednich formularzy, opracowana w 1982 r. dla INPO; HPIP („*Human Performance Investigation Process*”) – technika wykorzystująca drzewo logiczne, opracowana w 1993 r. dla US NRC. Dobrze znaną metodą tej grupy jest TapRoOT, rozbudowany pakiet o charakterze komercyjnym, opracowany w Stanach Zjednoczonych na początku lat 90. XX w. przez firmę konsultacyjną System Improvements Inc. Bliższe informacje o ww. technikach można znaleźć w książce autora [2]. Zwięzły opis wielu innych metod należących do tej grupy znaleźć można w publikacjach przeglądowych [3]–[6].

### Metody dedukcyjne wykorzystujące model przyczynowo-skutkowy

W metodach **dedukcyjnych wykorzystujących model przyczynowo-skutkowy** proces badania przyczyn polega na identyfikacji istniejących związków przyczynowo-skutkowych z uwzględnieniem wiedzy i inwencji badającego problem. Rezultaty analiz są przedstawiane w postaci drzewa przyczyn (przez niektórych specjalistów nazywanego mapą przyczyn) charakteryzującego wszystkie zidentyfikowane przyczyny rozpatrywanego zdarzenia (problemu) oraz ich zależności przyczynowo-skutkowe.

Budowanie tej mapy rozpoczyna się od bezpośredniego skutku analizowanego zdarzenia (szkody/straty, której chcielibyśmy uniknąć w przyszłości). Odpowiedź na pytanie „dlaczego?” stanowi przyczynę bezpośredniego skutku zdarzenia. W poszukiwaniu odpowiedzi na kolejne pytanie „dlaczego?”, to co było przyczyną, staje się skutkiem. W rozumowaniu tym bierze się pod uwagę, że każdy skutek ma przynajmniej dwie przyczyny – jedną aktywną (czynne działanie lub zmiana stanu systemu) i jedną pasywną (warunek charakteryzujący stan systemu konieczny do zaistnienia określonego skutku). W przypadku gdy do wywołania określonego skutku konieczne jest jednocześnie wystąpienie kilku przyczyn, stosowana jest bramka logiczna typu „AND”. W przypadku zbioru przyczyn, z których każda jest wystarczająca do wywołania (lub zwiększa prawdopodobieństwo wywołania) badanego skutku, stosowana jest bramka logiczna „OR”. Bramka ta jest często używana w sytuacji, gdy nie jesteśmy pewni, która z tych przyczyn była odpowiedzialna za wywołany skutek.

Ciąg przyczyn utworzony przez kolejne pytania „dlaczego?” można kontynuować tak długo, jak długo uważamy za celowe stawianie tych pytań i jak długo jesteśmy w stanie uzyskać na nie odpowiedzi. Proces ten zmierza do zidentyfikowania przyczyn źródłowych (tj. takich, na które możemy skutecznie oddziaływać). Teoretycznie zbiór przyczyn jest nieskończony. W praktyce istnieje jednak tendencja, aby „odfiltrowywać” większość przyczyn, stosując określone priorytety i skupiając się na wybranych przyczynach. Z istnienia niektórych przyczyn możemy nie zdawać sobie sprawy, tak czy inaczej, przyczyny te istnieją i jeśli zostaną zidentyfikowane, mogą być wykorzystane do skutecznego rozwiązania problemu.

Warto zauważyć, że w przedstawionym wyżej procesie budowy mapy przyczyn w początkowych etapach analizy zidentyfikowane są zwykle przyczyny natury fizycznej, w następnej kolejności przyczyny związane z czynnościami ludzkimi, a dopiero na końcu przyczyny systemowe (organizacyjne). Te ostatnie zresztą też wynikają z błędnych decyzji człowieka, popełnianych najczęściej na etapie konstruowania (planowania i wdrażania) systemu, w którym badane zdarzenie wystąpiło. Są to przyczyny, które skutkują popełnieniem błędów ludzkich. Ujawnienie przyczyn systemowych (organizacyjnych) w takim procesie dedukcyjnym wymaga dogłębnej analizy – przyczyny organizacyjne zostają zidentyfikowane dopiero w końcowej części każdej z gałęzi przyczynowo-skutkowych. Dodać należy, że to właśnie środki naprawcze zmierzające do wyeliminowania przyczyn systemowych (organizacyjnych) są najskuteczniejsze – przyczyny te tkwią w ludzkich głowach, mogą one wpływać na wiele innych czynności

człowieka, nie tylko związanych z konkretnym problemem. Jeżeli pracownik wykonujący obsługę zaniedbał właściwego wyważenia wału wentylatora w przekonaniu, że brakuje mu na to czasu, to taka sytuacja może się powtórzyć w innych, podobnych przypadkach.

Jedną z pierwszych metod tego typu opisaną w literaturze jest metoda CTM („*Causal Tree Method*”, oryginalnie opracowana w latach 70. XX w. przez Laplata, stosowana przez amerykańską firmę farmaceutyczną Rhône-Poulenc (wg [4]). Dobrze znaną metodą tego typu jest metoda zaprezentowana przez Gano [7], znana pod nazwą „*Apollo Root Cause Analysis*”<sup>1</sup>. Podobna metoda znana pod nazwą mapy przyczyn („*Cause Mapping*”) jest szeroko stosowana przez amerykańską firmę konsultacyjną ThinkReliability Inc. specjalizującą się w rozwiązywaniu problemów operacyjnych i programach doskonalenia<sup>2</sup>. Praktyczne przykłady zastosowania tej metody znajdzie Czytelnik we wcześniejszych publikacjach autora [8]–[10].

Należy zauważyć, że nie są to metody *sensu stricto*, lecz raczej sposób rozumowania, w którym do znalezienia rozwiązania problemu wykorzystuje się zasadę przyczyn i skutków. W metodach tych identyfikacja związków przyczynowo-skutkowych opiera się w dużej mierze na wiedzy, doświadczeniu i inwencji zespołu analitycznego. Integralną częścią tych metod są jednak odpowiednie zasady konstruowania wspomnianego wyżej schematu logicznego, które ułatwiają jego poprawne zbudowanie.

## Metody systemowe

Metody systemowe posługują się odmiennym modelem wypadku. W modelu tym wypadki nie są już przedstawiane jako rezultat zdarzenia inicjującego ciąg zdarzeń prowadzących do straty, lecz jako rezultat oddziaływań między komponentami systemu (ludźmi, strukturami społecznymi i organizacyjnymi, działaniami inżynierskimi oraz fizycznymi elementami systemu), które naruszają wymagania związane z bezpieczeństwem<sup>3</sup>.

Prace nad metodami systemowymi zapoczątkował Rasmussen w końcu lat 90. ubiegłego wieku [11], [12]. Motywacją do tych prac były ograniczenia tradycyjnych modeli wypadku oraz trudności i wyzwania współczesnych systemów techniczno-społecznych. Warto wymienić tu niezwykle szybki postęp technologiczny, pojawienie się nowych zagrożeń, złożoność strukturalną i funkcjonalną stosowanych systemów, agresywne, konkurencyjne środowisko zewnętrzne, a także zmiany dotyczące praktyk regulacyjnych i społecznej akceptacji ryzyka.

Najlepiej znanym modelem jest STAMP („*Systems-Theoretic Accident Model and Processes*”) wykorzystujący teorię systemów, opracowany w 2003 r. na Uniwersytecie

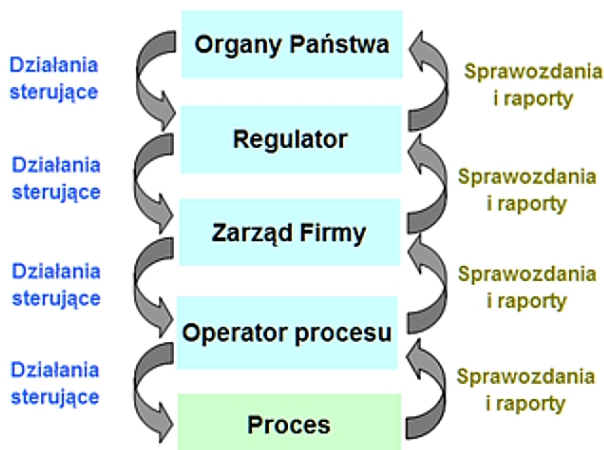
<sup>1</sup> W późniejszych publikacjach autora nazwa tej metody została zmieniona na RealityCharting.

<sup>2</sup> Liczne przykłady zastosowania tej metody dla wielu znanych awarii i katastrof stanowiących przedmiot zainteresowania opinii publicznej są dostępne na stronie <http://www.thinkreliability.com>

<sup>3</sup> Bezpieczeństwo jest tutaj rozumiane szeroko, jako uniknięcie straty, która jest zdefiniowana w kategoriach celów realizowanych przez system.

MIT<sup>4</sup> pod kierunkiem prof. Nancy Leveson [13]. Każdy z poziomów wielopoziomowego systemu społeczno-technicznego jest w tym modelu poziomem sterowania, koncentrującego się na emergentnych<sup>5</sup> właściwościach systemu, jakim jest bezpieczeństwo. W modelu tym warunkiem bezpiecznego stanu systemu jest spełnienie określonych ograniczeń, a proces sterowania wymusza spełnienie tych ograniczeń (przez odpowiednie cechy projektowe oraz zasady użytkowania systemu), w taki sposób, aby zmiany adaptacyjne na niższym poziomie nie naruszały wymagań bezpieczeństwa. Zwięzły opis podejścia STAMP, a także interesujący przykład zastosowania tego modelu do badania przyczyn wypadku są opisane w książce autora [2].

Poniższy rysunek pokazuje typową strukturę modelu sterowania (zarządzania) bezpieczeństwem w wielopoziomowym systemie techniczno-społecznym realizującym proces biznesowy (produkcyjny lub usługowy) związany z zagrożeniami.



Rys. 1. Struktura hierarchicznego modelu sterowania w systemach istotnych dla bezpieczeństwa.

Model pokazany na rysunku przedstawia wyidealizowaną strukturę związaną z użytkowaniem (eksploatacją) systemu biznesowego; komponenty i powiązania związane z konstruowaniem tego systemu zostały pominięte. Model ten ma charakter uproszczony – pokazuje jedynie podstawowe poziomy złożonego systemu oraz koncepcję sterowania bezpieczeństwem:

- „Proces” – realizacja zadań związanych z zagrożeniem (np. proces produkcji energii elektrycznej w EJ).
- „Operator procesu” – zarządzanie eksploatacją na poziomie procesu.
- „Zarząd firmy” – zarząd firmy uczestniczącej w procesie (np. firmy produkującej energię elektryczną)
- „Regulator” – jednostki państwowe sprawujące różne formy regulacji i nadzoru (np. nad procesem produkcji energii w sektorze EJ).

- „Organy państwa” – jednostki odpowiedzialne za stanowienie prawa i kontrolę nad sprawowaniem funkcji dozoru.

System sterowania wykorzystuje odpowiednie kanały komunikacyjne – kanały pomiarowe („sprawozdania i raporty”) do przekazania informacji, które mają pokazywać, w jakim stopniu spełnione są warunki bezpieczeństwa systemu (ograniczenia), oraz kanały sterujące („działania sterujące”) do przesyłania informacji i poleceń związanych z ograniczeniami wymaganymi na niższym poziomie. Tak np. jednostka zarządzająca procesem („operator procesu”) otrzymuje informacje dotyczące procesu (raporty dotyczące problemów, raporty z inspekcji i audytów, żądania zmian itp.), a przekazuje (w dół) instrukcje dotyczące pracy personelu eksploatacyjnego.

W złożonej, z reguły wielopoziomowej, strukturze sterowania, niebezpieczne zachowania lub stany systemu są wynikiem brakujących lub niewłaściwych ograniczeń. Warto zauważyć, że wypadki są zwykle zapoczątkowane przez zdarzenia inicjujące, takie jak błędy ludzkie lub uszkodzenia hardware’owe, które pojawiają się na poziomie procesu. Niekorzystny rozwój zdarzeń prowadzący do poważniejszych skutków (poważnego wypadku, katastrofy) jest związany z przyczynami „ukrytymi” (organizacyjnymi), jakie pojawiają się na wyższych poziomach struktury sterowania – na poziomach zarządzania procesem lub firmą, regulatora lub jednostek państwa odpowiedzialnych za stanowienie prawa. Ograniczenia związane z bezpieczeństwem odnoszące się do tych poziomów sterowania systemem mają zapobiegać powstawaniu takich właśnie „ukrytych” słabości systemu, a także ujawniać je i eliminować bez zbędnej zwłoki, zapewniając akceptowalny poziom ryzyka użytkowanego systemu.

W analizie wypadku z użyciem tego modelu pierwszą czynnością jest zdefiniowanie systemu, w którym wystąpił badany wypadek. Definicja ta wymaga określenia wszystkich istotnych komponentów systemu i ustalenia współzależności pomiędzy tymi komponentami. Na tym etapie analizy zbadana zostaje struktura sterowania tym systemem i opisane warunki (kryteria) bezpieczeństwa systemu odnoszące się do każdego z poziomów sterowania (w formie ograniczeń). Następną czynnością w analizie zdarzenia jest określenie, czy i w jakim stopniu ograniczenia związane z bezpieczeństwem były spełnione i dlaczego sterowanie, które miało je wymusić, okazało się nieskuteczne. A jeśli było skuteczne, ale w określonych okolicznościach uległo degradacji, należy wyjaśnić, jakie były przyczyny tej degradacji. Identyfikacja wszystkich przyczyn badanego wypadku jest ułatwiona – odpowiedni schemat klasyfikacyjny, specyfikujący wszystkie potencjalne problemy sterowania bezpieczeństwem systemu, stanowi integralny element metody STAMP.

<sup>4</sup> Massachusetts Institute of Technology.

<sup>5</sup> Emergencja jest bardzo szczególną cechą systemów, polegającą na tym, że własności (każdego) systemu traktowanego jako całość nie można wprowadzić z własności poszczególnych jego części, traktowanych jako odrębne.

Schemat strukturalny, pokazujący istotne komponenty systemu oraz odpowiednie kanały informacyjne i sterujące, z zaznaczeniem tych, które stały się nieefektywne, jest jednym z istotnych elementów prezentacji wyników tej analizy. Zidentyfikowane problemy (potencjalne przyczyny), odnoszące się do każdego z komponentów systemu i do odpowiednich elementów związanych ze sterowaniem, zostają uporządkowane zgodnie z kilkoma grupami zagadnień: (i) wymagania związane z bezpieczeństwem (ograniczenia), (ii) okoliczności podejmowania decyzji, (iii) niedostateczne działania kontrolne, (iv) słabości modelu mentalnego, (v) nieskuteczne lub brakujące sprzężenia zwrotne, (vi) błędy związane z koordynacją działań. Rezultaty te stanowią bardzo dobry punkt wyjścia do określenia skutecznych środków naprawczych.

Warto zauważyć, że w modelu systemowym, w odróżnieniu od podejścia dedukcyjnego polegającego na budowie mapy przyczyn, proces badania rozpoczyna się od rozpatrywania najbardziej interesujących obszarów zbioru przyczyn – przyczyn organizacyjnych (systemowych), do których w metodzie mapy przyczyn musimy dopiero „dojść”, pracowicie identyfikując kolejne związki przyczynowo-skutkowe.

## Zalety i wady dostępnych metod RCA

Integralnym elementem każdej z ww. metod RCA jest odpowiednie **uporządkowanie rzeczywistości** (faktów związanych z problemem), które ma ułatwić znalezienie źródłowych przyczyn problemu. Sposób tego uporządkowania, odmienny w każdym z opisywanych wyżej podejść, ma decydujący wpływ na skuteczność metody.

W metodach posługujących się **zdarzeniowym modelem wypadku** istotne fakty zostają uporządkowane chronologicznie, definiując sekwencję zdarzeń – ciąg prostszych zdarzeń o określonym początku i końcu. Poszukiwanie przyczyn źródłowych, dokonywane z użyciem opracowanego wcześniej schematu kategoryzacyjnego, koncentruje się jedynie na wybranych (tzw. krytycznych) elementach tej sekwencji.

Orędownicy tych metod podkreślają, że schemat logiczny (formularz lub lista kategorii przyczynowych) używany w takiej metodzie ma wbudowaną odpowiednią wiedzę ekspercką, co gwarantuje zadowalający poziom jakości wykonywanych analiz. Przeciwnicy uważają, że zdefiniowane z góry schematy logiczne, nawet najbardziej rozbudowane i oparte na głębokiej wiedzy ekspertów, reprezentują skończony zbiór kategorii przyczynowych, który nie musi zawierać przyczyn istotnych dla konkretnego problemu, stanowiącego przedmiot analizy. Jako jeden z przykładów wymienia się ważną kategorię przyczynową: „sprzeczne wymagania programu administracyjnego” [14]. Większość istniejących systemów kategoryzacji przyczyn klasyfikuje ją jako „niezadowalającą

definicję programu”, całkowicie ignorując fakt, że problemem jest brak koordynacji między różnymi programami (lub podsystemami). Warto zwrócić uwagę, że schematy logiczne (kategoryzacyjne) stanowiące istotny element tych metod zostały opracowane dla typowych systemów o charakterze biznesowym. W przypadku specyficznych problemów, takich jak np. zdarzenia wywołane przez zachowania patologiczne lub kryminalne (np. sabotaż), tak określony zbiór kategorii przyczynowych może się okazać nieprzydatny dla dogłębnego zbadania problemu (tj. ujawnienia wielu naprawialnych przyczyn).

Wilson [15] zwraca również uwagę, że użycie schematów kategoryzacyjnych stwarza potencjalne możliwości bezmyślnego, automatycznego stosowania tego narzędzia przez użytkownika, co może spowodować, że proces ten stanie się substytutem dla dogłębnego i starannego zbadania problemu. W wielu przypadkach użytkownicy, starając się zminimalizować czas i wysiłek związany z analizą problemu, traktują ten model w taki właśnie sposób. Software wspierający proces analizy przyczyn, oferowany często przez komercyjne firmy doradcze, może sprzyjać takim bezrefleksyjnym zachowaniom.

Przedmiotem najgorętszej dyskusji jest jednak samo użycie zdarzeniowego modelu wypadku. Leveson [13] uważa, że modele koncentrujące się na zdarzeniach, czynnościach i błędach nie sprzyjają identyfikacji wszystkich istotnych słabości systemu, preferując subiektywne myślenie przy wyborze związków przyczynowo-skutkowych, co ogranicza skuteczność stosowanych środków naprawczych. Jej zdaniem nie jest to tylko kwestia wyboru zdarzeń i krańcowych punktów sekwencji („początku” i „końca” zdarzenia), lecz również subiektywizm przy identyfikacji istotnych związków przyczynowych mających wpływ na przebieg wypadku. Rzeczywiste przyczyny problemu (a może większość z nich) mogą być odległe w czasie i przestrzeni (np. niewłaściwa obsługa prewencyjna, błędna procedura, niewystarczające szkolenie), a także niezwiązane podmiotowo z danym problemem. W tym przypadku przesunięcie czasowe między przyczyną i skutkiem jest znaczne, zmienne i trudne do zaobserwowania.

Ponadto, taki model wypadku nie pozwala na uwzględnienie nieliniowości systemu ani na odwzorowanie istniejących sprzężeń zwrotnych. Utrudnione jest uwzględnienie innych czynników wpływających na poziom bezpieczeństwa, takich jak kultura bezpieczeństwa czy zaangażowanie menadżerów na rzecz bezpieczeństwa. Dotyczy to również uwarunkowań o charakterze systemowym, uwarunkowań natury społecznej i organizacyjnej, błędów ludzkich, a także wpływu adaptacyjnych zmian systemu w czasie. Wiele z powyższych zastrzeżeń zgłaszali wcześniej Rasmussen i Svedung [12].

**W metodach dedukcyjnych** wykorzystujących **mapę przyczyn** wszystkie fakty, istotne okoliczności i uwarunkowania dotyczące badanego zdarzenia/problemu (czyn-

ności, warunki, decyzje, zmiany stanu systemu itp.) zostają uporządkowane zgodnie z **logiką „skutek – przyczyna”**. Analiza polega na identyfikacji kolejnych związków przyczynowo-skutkowych. Jej rezultaty są przedstawiane w postaci drzewa logicznego.

Taki sposób uporządkowania faktów ma szereg zalet, ułatwiających znalezienie źródłowych przyczyn problemu. Model zdarzenia (jakim jest mapa przyczyn) jest bardziej pojemny – może uwzględnić w sposób bezpośredni wpływ czynników związanych z kulturą bezpieczeństwa (wartościami, zachowaniami, motywacjami) czy zaangażowaniem menadżerów, a także czynników kształtujących ludzkie zachowania, decydujących o skuteczności działania oraz kontekście, w którym działanie jest podejmowane (*performance factors*).

Warto w tym miejscu podkreślić, że mapa przyczyn budowana w procesie dedukcyjnym przez badającego problem ma szereg innych cennych zalet. Mapa przyczyn to doskonałe narzędzie do uchwycenia i logicznego zaprezentowania rezultatów pracy wieloosobowego zespołu badającego problem, to także wygodna platforma sprzyjająca szerokiemu spojrzeniu na rzeczywistość. Precyzyjnie definiuje ona problem, przedstawia w klarowny sposób wszystkie zidentyfikowane przyczyny, ich związki z badanym problemem oraz użyte dowody potwierdzające istnienie tych przyczyn, jednoznacznie przyporządkowuje rozwiązania do poszczególnych przyczyn, a także stanowi idealną platformę do znalezienia kreatywnych rozwiązań. Uporządkowanie istotnych faktów zgodnie z logiką „skutek–przyczyna” w naturalny sposób skłania do rozpatrzenia wszystkich przyczyn, a nie tylko tych oczywistych. Proces budowania mapy przyczyn jest logiczny i łatwy do zrozumienia, zastosowanie tej metody nie wymaga intensywnego szkolenia. Mapa przyczyn jest również bardzo wygodną formą przekazywania informacji [7].

Stosowanie tej metody wymaga jednak pewnych umiejętności i wiedzy, stawia też przed użytkownikiem określone wyzwania. Formułowanie kolejnych pytań „dlaczego?” wymaga od analityka (zespołu analityków) znajomości procesu/systemu, którego to badanie dotyczy (w tym także zasad konstruowania i użytkowania bezpiecznych systemów) – warunkiem zidentyfikowania określonego związku przyczynowo-skutkowego jest świadomość, że taki związek istnieje. W przypadku skomplikowanych systemów, składających się z wielu powiązanych ze sobą komponentów, to wymaganie może się okazać dość trudnym wyzwaniem. Proces budowania mapy przyczyn wymaga pewnej inwencji i kreatywności, więc nie jest wolny od subiektywizmu badającego problem. Pominięcie (świadome lub nieświadome) określonego scenariusza nawiązującego do bezpośredniego skutku zdarzenia/problemu (tj. w początkowym etapie budowania mapy) powoduje pominięcie pewnej liczby przyczyn, które mogłyby pomóc w usunięciu istotnych niedoskonałości systemu/procesu.

**W metodach systemowych** wypadek jest rozpatrywany w kategoriach procesu sterowania bezpieczeństwem całego systemu, z reguły wielopoziomowego i złożonego pod względem strukturalnym i funkcjonalnym, w którym wypadek zaistniał. Model wypadku odwołuje się do **dobrze zdefiniowanych elementów sterowania bezpieczeństwem systemu**, co znakomicie ułatwia znalezienie wszystkich istotnych przyczyn problemu.

Metody te w naturalny sposób sprzyjają rozszerzeniu analiz na wszystkie poziomy złożonego systemu, począwszy od stanowienia prawa, poprzez zarządzanie i organizację pracy, a skończywszy na eksploatacji fizycznego systemu (produkcyjnego lub usługowego). Metody te ułatwiają również uwzględnienie czynników charakteryzujących **strukturę zarządzania bezpieczeństwem**, które są niejednokrotnie pomijane w rozważaniach. Zalety tych metod nabierają szczególnego znaczenia w odniesieniu do wypadków wywołanych przez istnienie dysfunkcyjnych współzależności między podsystemami (tzw. wypadków systemowych), wypadków związanych ze złożonymi decyzjami ludzkimi, nieprawidłowym oprogramowaniem komputerowym, a także z niedostosowaniem się systemu do zmieniającego się dynamicznie środowiska zewnętrznego.

Proces budowania takiego modelu **wymaga zgromadzenia obszernych danych** dotyczących struktury funkcjonalnej całego badanego systemu – charakterystyk każdego z komponentów (części składowych) tego systemu oraz wzajemnych współzależności pomiędzy nimi decydujących o zasadach sterowania (zarządzania) bezpieczeństwem. Zgromadzenie tych danych wymaga skrupulatnej analizy odpowiednich przepisów prawa, procedur i instrukcji wewnętrznych, a niekiedy również stosowanej praktyki. Informacje potrzebne do przeprowadzenia systematycznej analizy systemu sterowania z reguły wykraczają poza zakres zainteresowania badających wypadek z użyciem metod dedukcyjnych (mapy przyczyn). Z tego względu praktyczne użycie tej metody jest ograniczone do badania stosunkowo poważnych wypadków; nie jest ona stosowana do rozwiązywania typowych problemów operacyjnych obserwowanych na poziomie procesu (organizacji).

## Podsumowanie

W podsumowaniu powyższej dyskusji można sformułować następujące wnioski i opinie:

„Tradycyjne” metody analizy przyczyn są wystarczające do badania problemów, z jakimi spotkamy się najczęściej na poziomie przedsiębiorstwa (organizacji). Metody wykorzystujące zdarzeniowy model wypadku i przygotowane z góry schematy logiczne wymagają lepszego przygotowania analityków. Metody dedukcyjne (mapa przyczyn) mogą się okazać łatwiejsze do zastosowania

w analizach prostszych zdarzeń, wykonywanych z reguły przez szeregowych pracowników operacyjnych. Prostota tej metody sprzyja jej stosowaniu przez pracowników operacyjnych bezpośrednio zaangażowanych w realizację procesu biznesowego, którzy nie są „ekspertami” w analizach przyczyn, ale mogą ocenić najlepiej, co w ich środowisku pracy działa prawidłowo, a co wymaga poprawienia. Warto zauważyć, że przygotowane wcześniej zbiory kategorii przyczynowych, stanowiące integralny element metod wykorzystujących zdarzeniowy model wypadku, mogą być również przydatne w procesie budowania mapy przyczyn, np. do sprawdzenia, czy nie zostały pominięte ważne uwarunkowania przyczynowo-skutkowe [15]. Systemy kategoryzacji przyczyn znajdują też zastosowanie w analizach trendu, ułatwiają także monitorowanie/wykrywanie zdarzeń powtarzających się (podobnych).

Należy podkreślić, że metoda mapy przyczyn jest nie tylko wygodnym narzędziem w analizach „drobnych” zdarzeń lub problemów, ale również może być z powodzeniem zastosowana w przypadkach poważnych awarii i wypadków. Liczne przykłady użycia mapy przyczyn do analizy takich zdarzeń znaleźć można we wcześniejszych publikacjach autora dotyczących poważnych awarii w elektrowniach jądrowych [8], [9], a także katastrof w transporcie lotniczym [2] i kolejowym [10].

Podejście systemowe nadaje się dobrze do badania poważnych awarii i wypadków w dynamicznych systemach społeczno-technicznych o znacznej złożoności strukturalnej i funkcjonalnej. Metoda ta sprzyja dogłębnej analizie przyczyn wypadku. Przyczyny, które mogą być zidentyfikowane z użyciem tego podejścia, obejmują nie tylko nieprawidłowości związane z eksploatacją (użytkowaniem) systemu, lecz także niedoskonałości samej struktury sterowania (zarządzania) bezpieczeństwem, takie jak niezdefiniowane zagrożenia, nieprawidłowe, brakujące lub nieskuteczne działania sterujące (regulacyjne), niedostateczne egzekwowanie działań sterujących, czy wreszcie brakujące lub niedostateczne sprzężenia zwrotne (np. ze względu na znaczne opóźnienia czasowe).

### Notka o autorze

**Dr inż. Maciej Kulig** – absolwent Wydziału Mechaniczno-Konstrukcyjnego Politechniki Warszawskiej, wieloletni pracownik byłego IBJ,

później Instytutu Energii Atomowej w Świerku, a następnie zespołu dozoru jądrowego w CLOR, kierownik wydziału analiz w Państwowym Inspektoracie Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej i departamencie GIDJ PAA, ekspert MAEA, konsultant w firmie Enconet Consulting GmbH, Kolingasse 12/7, 1090 Vienna, Austria, w zakresie specjalności: energetyka jądrowa, bezpieczeństwo jądrowe, zarządzanie ryzykiem.

### Literatura

1. M. Kulig, *Doświadczenia operacyjne i ciągłe doskonalenie w energetyce jądrowej – wyzwania i bariery, teoria i praktyka*, Biuletyn Informacyjny Państwowej Agencji Atomistyki, 1/2018.
2. M. Kulig, *Doskonalenie przedsiębiorstw. Kryzys drogą do sukcesu*, Wydawnictwo Naukowe PWN S.A., Warszawa 2016.
3. International Atomic Energy Agency, *Root Cause Analysis Following an Event at a Nuclear Installation: Reference Manual, IAEA-TECDOC-1756, IAEA, Vienna 2015*.
4. A.D. Livingstone i in., *Root causes analysis: Literature review*, Health & Safety Executive, 2001, [www.hse.gov.uk/research/crr\\_pdf/2001/crr01325.pdf](http://www.hse.gov.uk/research/crr_pdf/2001/crr01325.pdf)
5. S. Ziedelis, M. Noel, *Comparative Analysis of Nuclear Event Investigation Methods, Tools and Techniques*, European Commission, Joint Research Centre, Institute for Energy, 2008. [http://publications.jrc.ec.europa.eu/repository/bitstream/JRC62929/reqno\\_jrc62929\\_jrc-str\\_fv2011-0513.pdf%5B1%5D.pdf](http://publications.jrc.ec.europa.eu/repository/bitstream/JRC62929/reqno_jrc62929_jrc-str_fv2011-0513.pdf%5B1%5D.pdf)
6. Energy Institute, *Guidance on Investigating and Analysing Human and Organisational Factors Aspects of Incidents and Accidents*, Londyn 2008. [http://publishing.energyinst.org/\\_data/assets/pdf\\_file/0016/3382/guidancemay08.pdf](http://publishing.energyinst.org/_data/assets/pdf_file/0016/3382/guidancemay08.pdf)
7. D.L. Gano, *Apollo Root Cause Analysis – A New Way of Thinking*, Apollonian Publications, wyd. 2, Yakima, Washington 2003.
8. M. Kulig, *Analiza przyczyn awarii w japońskiej elektrowni jądrowej Fukushima Dai-ichi w marcu 2011 roku*, Biuletyn Informacyjny Państwowej Agencji Atomistyki, 2/2015.
9. M. Kulig, *Incydent radiologiczny w EJ Paks w kwietniu 2003 roku – analiza przyczyn*, Biuletyn Informacyjny Państwowej Agencji Atomistyki, 1/2016.
10. M. Kulig, *Katastrofa kolejowa pod Szczekocinami – Czy wystarczająco skorzystaliśmy z tej lekcji?*, „Przegląd Techniczny”, dwutygodnik, 2017, nr 21–24.
11. J. Rasmussen, *Risk Management in a Dynamic Society: A Modeling Problem*, w: „Safety Science” 1997, t. 27, nr 2/3.
12. J. Rasmussen, I. Svedung, *Proactive Risk Management in a Dynamic Society*, Swedish Rescue Services Agency, Karlstad 2000, [www.researchgate.net/publication/243767843\\_Proactive\\_Risk\\_Management\\_in\\_a\\_Dynamic\\_Society](http://www.researchgate.net/publication/243767843_Proactive_Risk_Management_in_a_Dynamic_Society)
13. N.G. Leveson, *A New Accident Model for Engineering Safer Systems*, „Safety Science” 2004, t. 42, nr 4.
14. B. Wilson, *Interfaces and Contradictions*, [www.bill-wilson.net/b46](http://www.bill-wilson.net/b46)
15. B. Wilson, *Use of Cause Categories in Root Cause Analysis*, [www.bill-wilson.net/b70](http://www.bill-wilson.net/b70)

# Kwalifikowanie stanu ustalonego modelu reaktora przed obliczeniami cieplno-przepływowymi

Paweł Domitr, Mateusz Włostowski  
Państwowa Agencja Atomistyki

## Wstęp

Modele matematyczne reaktorów są tworzone na podstawie ich projektów i powinny być ich wiarygodnym numerycznym odwzorowaniem. Celem opracowania modelu jest przeprowadzenie obliczeń symulujących przebieg rozmaitych stanów dynamicznych reaktora (od normalnej eksploatacji po awarie ciężkie), których wyniki można uznać za opisujące rzeczywiste lub przewidywane najbardziej niekorzystne zachowanie się obiektu jądrowego. Stąd konieczne jest odzwierciedlenie w opracowywanym modelu rzeczywistych parametrów pracy obiektu i charakterystyk poszczególnych elementów, urządzeń i systemów sterujących ich pracą oraz ich interakcji. Ponadto konieczne jest uwzględnienie zjawisk zachodzących w reaktorze w czasie konkretnej sytuacji poprzez użycie odpowiednich i wiarygodnych modeli matematycznych opisujących te zjawiska. Aby wykonać poprawną analizę bezpieczeństwa, należy więc stosować zweryfikowany i zwalidowany kod obliczeniowy oraz przeprowadzić kwalifikację modelu matematycznego obiektu, opracowanego z zastosowaniem tego kodu obliczeniowego. Jednym z etapów sprawdzania zgodności stworzonego modelu z rzeczywistym obiektem oraz jego przydatności w osiąganiu wiarygodnych wyników jest przeprowadzenie kwalifikowania stanu ustalonego uzyskanego modelu. **Stan ustalony modelu matematycznego reaktora jądrowego jest stanem poprzedzającym rozpoczęcie obliczeń stanu dynamicznego. W trakcie trwania stanu ustalonego parametry charakteryzujące ten stan obiektu muszą być stałe w czasie (dopuszczalna jest niewielka ich zmiana), a wartości określające ten stan są warunkami początkowymi dla obliczeń dynamicznych.** Kwalifikowanie

stanu ustalonego powinno dotyczyć zarówno warunków początkowych, jak i brzegowych, które powinny zostać określone jako założenia dla każdej symulacji. Ponadto kwalifikowanie modelu oprócz kwalifikowania stanu ustalonego powinno obejmować sprawdzenie poprawności właściwości użytych materiałów, charakterystyk urządzeń oraz przyjętych dodatkowo założeń (np. wyłączenie reaktora w wyniku z góry określonego sygnału mimo pojawienia się innego sygnału wcześniej czy też pojawienie się przecieku na uszczelnieniu pompy), a także interakcji i zależności logicznych między poszczególnymi urządzeniami. Kwalifikacja modelu jest ostatecznie kompletna po kwalifikacji wykonanych obliczeń awarii (gdzie należy uwzględnić kolejne specyficzne dla danej awarii rozwiązania modelowe), etap ten nie jest jednak przedmiotem tego artykułu. Należy więc mieć na uwadze, że mimo poprawnej kwalifikacji stanu ustalonego wyniki otrzymane w trakcie symulacji awarii nie muszą dokładnie odwzorowywać warunków rzeczywistych. Poprawnie zakwalifikowany stan ustalony pozwala jednak na uzyskanie pewności, że osiągnięte wyniki nie są powodowane podstawowymi błędami wynikającymi z nieodpowiedniego modelowania. W artykule zaprezentowano metodologię kwalifikowania stanu ustalonego przed obliczeniami cieplno-przepływowymi **na przykładzie opracowanych w PAA modeli matematycznych reaktora typu AP1000<sup>1</sup>.**

## Zagadnienia modelowe stanu ustalonego

Reaktor jądrowy typu PWR zbudowany jest z pierwotnego obiegu chłodzenia składającego się ze zbiornika reaktora, w którym znajduje się paliwo jądrowe, stabilizatora ciśnie-

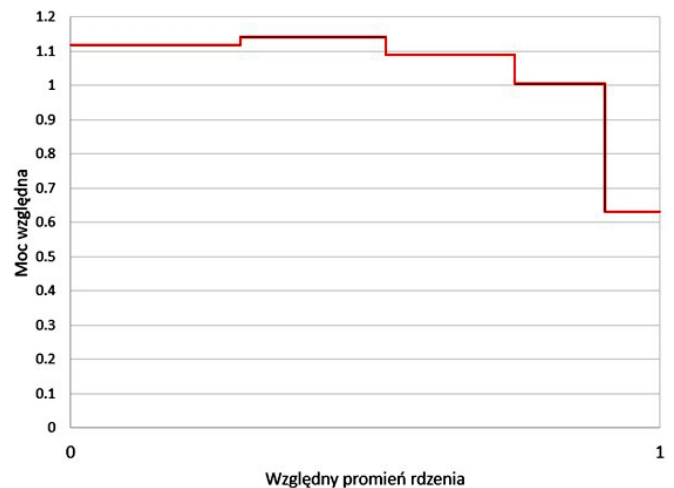
<sup>1</sup> *Advanced Passive 1000 MWe pressurized water reactor (PWR)* – jeden z najnowszych projektów reaktorów III generacji, które są obecnie realizowane na świecie (są w budowie, a pierwszy z nich – w eksploatacji od 2.07 br.).

nia oraz rurociągów łączących reaktor z wytwornicami pary i innymi komponentami obiegu wtórnego. Pompy pierwotnego obiegu chłodzenia zapewniają wymuszony przepływ przez obieg, natomiast wytwornica pary zapewnia odbieranie ciepła generowanego w paliwie i pompach obiegu chłodzenia, do wtórnego roboczego obiegu. Stworzone w PAA modele reaktora PWR bazowały na projekcie reaktora AP1000 [1] i powszechnie dostępnych danych, dlatego też poszczególne kwestie związane z kwalifikowaniem modelu będą odniesione do stworzonych w PAA modeli podobnych do AP1000. Ze względu na budowę reaktora typu PWR kolejne etapy modelowania można podzielić na kilka bloków tematycznych.

## Rdzeń

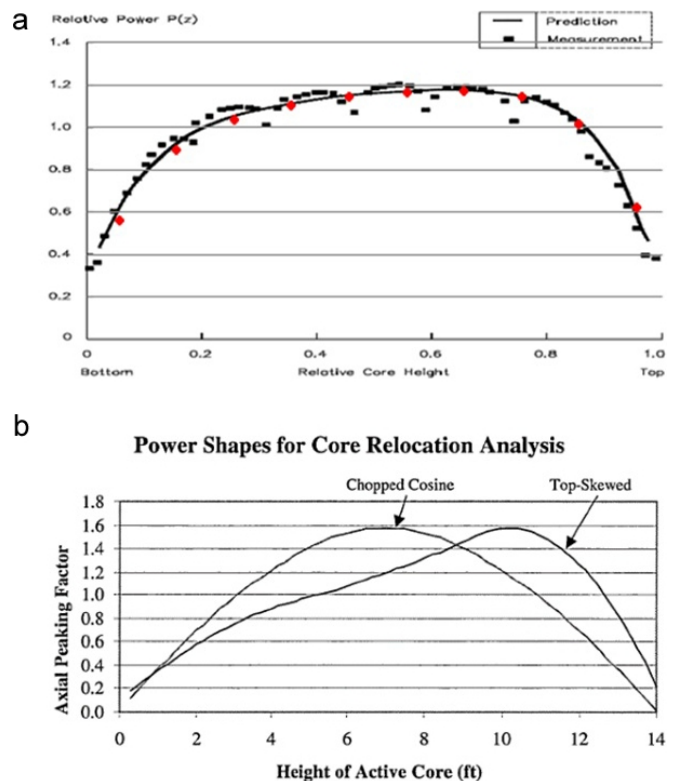
Jednym z najważniejszych etapów jest modelowanie rdzenia reaktora i kwestii z nim związanych. Rdzeń reaktora AP1000 zbudowany jest ze 157 kaset paliwowych, z których każda zawiera 264 pręty paliwowe oraz 25 wolnych miejsc przeznaczonych na pręty pochłaniające i czujniki pomiarowe. Ze względu na położenie w rdzeniu, wzbogacenie, wypalenie i inne zmienne kasety różnią się generowaną mocą, co w konsekwencji wpływa na rozkład mocy promieniowej w rdzeniu. W analizach bezpieczeństwa wybiera się więc jeden z kilku typowych stanów rdzenia, tj. początek, środek lub koniec kampanii paliwowej. Duże znaczenie ma również informacja, która z kolei kampania paliwowa jest analizowana, ponieważ przy pierwszym rozruchu reaktora w jego rdzeniu znajduje się wyłącznie świeże paliwo, natomiast w przypadku którejś z kolei kampanii paliwowej jest to mieszanka świeżego paliwa oraz kaset paliwowych po jednym i dwóch cyklach paliwowych. Założenia te mają wpływ zarówno na rozkład względnej mocy w rdzeniu, jak i skład izotopowy rdzenia.

Rozkład promieniowy znormalizowanej gęstości mocy w poszczególnych kasetach rdzenia reaktora AP1000 dla stanu bliskiego połowy cyklu paliwowego, pozbawionego prętów kontrolnych, w stanie równowagi ksenonu i stanu gorącego pełnej mocy zaprezentowano na rysunku 1. Przyjęte wartości względnej mocy poszczególnych kaset bazują na rysunku 4.3-9 [1]. Bardziej konserwatywne wyniki można uzyskać, wykonując dokładniejsze obliczenia względnej mocy każdego elementu paliwowego. Podział promieniowy rdzenia na pierścienie obliczeniowe został wykonany tak, aby kasety należące do danego pierścienia miały zbliżoną gęstość mocy i aby otrzymać jak najbardziej nierównomierny rozkład mocy w rdzeniu, przez co możliwe będzie uzyskanie bardziej konserwatywnych wyników dotyczących awarii częściowego stopienia rdzenia. Wybierając nodalizację (tj. siatkę węzłów obliczeniowych), pamiętano o tym, aby liczba pierścieni nie była zbyt duża, co wydłużałoby obliczenia, dlatego zastosowano podział na 5 pierścieni.



Rys. 1. Przykładowy rozkład promieniowy mocy w rdzeniu reaktora AP1000.

Na rysunku 2a za pomocą czerwonych punktów przedstawiono zastosowany w modelach PAA rozkład gęstości mocy osiowej dla warunków nominalnych. Linia ciągła przedstawia założenia, natomiast przerywana pomiary (rysunek 4.3-16 z [1]). Na rysunku 2b zaprezentowano rozkład gęstości mocy dla warunków konserwatywnych stosowanych np. w analizach relokacji rdzenia (na podstawie rysunku 39A-4 [1]). Porównując te dwa wykresy, widać wyraźnie różnicę zarówno w wartościach, jak i kształcie. Różnice te będą miały wpływ na otrzymane wyniki maksymalnej temperatury w rdzeniu oraz zachowanie podczas degradacji rdzenia (tj. produkcję wodoru oraz dynamikę topnienia rdzenia).



Rys. 2. Nominalny rozkład gęstości mocy osiowej (2a) oraz konserwatywny rozkład gęstości mocy osiowej rdzenia (2b) [1].



Rozkład mocy w rdzeniu reaktora określa najbardziej obciążone cieplnie obszary rdzenia, przez co odgrywa ważną rolę w obliczeniach cieplno-przepływowych. Rozkład mocy w rdzeniu ma decydujący wpływ na wartość maksymalnej temperatury koszulki paliwowej w rdzeniu podczas awarii. Efektem zastosowania bardziej konserwatywnego rozkładu mocy w rdzeniu może być uzyskanie stanu znacznego uszkodzenia rdzenia, podczas gdy zastosowanie bardziej łagodnych krzywych rozkładów mocy prowadzi do wyników nie wchodzących w stan uszkodzenia rdzenia. Podczas modelowania decydujący wpływ na modelowany rozkład względnej mocy w rdzeniu ma nodalizacja rdzenia. Użycie rzadkiej nodalizacji spłaszcza rozkłady, natomiast zagęszczenie nodalizacji zwiększa rozrzut przyjmowanych wartości.

W czasie pracy reaktora i wypalania paliwa jądrowego dochodzi do rozszczepiania nuklidów rozszczepialnych i pojawiania się produktów ich rozszczepienia oraz izotopów będących ich pochodnymi. Substancje te w przypadku potencjalnego uwolnienia do środowiska stanowią największe zagrożenie dla ludności. Podanie składu izotopowego rdzenia w kodzie MELCOR nie jest konieczne do uzyskania stanu ustalonego cieplno-przepływowego. Wartości te są konieczne do przeprowadzenia obliczeń awarii poważniejszych niż projektowe, gdzie dochodzi do uwolnienia substancji z paliwa (spod koszulki paliwowej lub z samych pastylek paliwowych). Skład izotopowy rdzenia konieczny jest do uzyskania tzw. *source term*, czyli członu źródłowego, który zdefiniowany jest parametrami fizycznymi oraz składem uwalnianej mieszaniny gazów i innych substancji podczas awarii z uszkodzeniem rdzenia. Temat składu izotopowego nie będzie dalej rozszerzany w tym artykule ze względu na jego specyfikę i przydatność jedynie w obliczeniach awarii ciężkich.

Ciepło powyłączeniowe generowane w paliwie jądrowym jest w większości wynikiem rozpadu niestabilnych produktów rozszczepienia paliwa jądrowego. Podczas rozpadu tych jąder uwalniana jest energia w postaci kwantów promieniowania gamma, promieniowania beta oraz energii kinetycznej nowo powstałych cząstek. Wszystkie te formy energii mogą być absorbowane przez otoczenie i obserwowane jako wzrost temperatury w miejscu znajdowania się paliwa jądrowego. Ciepło powyłączeniowe zmniejsza swoją wartość wraz z czasem, osiągając wartość około 7% mocy nominalnej po około jednej sekundzie od momentu wyłączenia reaktora oraz około 0,5% mocy nominalnej po 1 dniu od wyłączenia.

W wykonywanych w Stanach Zjednoczonych analizach bezpieczeństwa warunków projektowych przy założeniach zachowawczych krzywą opisującą zmienność ciepła powyłączeniowego generowanego przez rdzeń od czasu jego wyłączenia jest ANS-71 z dodatkowym 20-procentowym marginesem bezpieczeństwa [2]. W przypadku analiz wykorzystujących metody najlepszego szacowania wraz z oceną niepewności NRC dopuszcza [3] stosowanie

również innych krzywych ciepła powyłączeniowego ANS-94 lub będących efektem obliczeń specjalistycznych, dedykowanym kodem np. kodami PARCS, ORIGEN. Można więc, w zależności od charakteru dokonywanych obliczeń, wyróżnić różne podejścia i stosować:

- krzywe opisujące zmienność mocy w czasie od momentu wyłączenia reaktora, które zostały określone w formie wzorów uwzględniających ograniczoną liczbę zmiennych, jak np. moc reaktora czy czas pracy reaktora przed jego wyłączeniem;
- bardziej zaawansowane obliczenia całego składu rdzenia analizowanego reaktora dla odpowiednich warunków wypalenia, zmian mocy czy uwzględniających historię kampanii paliwowych, dzięki którym określa się zindywidualizowaną krzywą ciepła powyłączeniowego.

Założenia dotyczące krzywej ciepła powyłączeniowego nie mają znaczącego wpływu na stan ustalony, stąd też należy uznać ją za jeden z warunków brzegowych, mających wpływ na przebieg analizowanej awarii i stan rdzenia w trakcie trwania awarii. Wykonując analizy oparte na podejściu zachowawczym, konieczne jest uwzględnienie w tym założeniu wielu niepewności dotyczących stanu rdzenia (jego wypalenia, historii, składu), tak aby otrzymane wyniki były najbardziej niekorzystne z punktu widzenia przebiegu awarii.

## Obieg pierwotny i obieg wtórny

Kolejnym etapem modelowania jest odwzorowanie zamkniętego obiegu pierwotnego reaktora, z pompami obiegu chłodzenia zapewniającymi wymuszony przepływ chłodziwa przez reaktor.

Rurociągi obiegu chłodzenia oraz zbiornik reaktora powinny zostać skwalifikowane pod kątem odpowiednich wartości oporów hydraulicznych i wydatków przepływu. Warto także pamiętać o odpowiednim modelowaniu stałych elementów zbiornika, jak ściany zewnętrzne zbiornika reaktora oraz stabilizatora ciśnienia, elementy wewnętrzne zbiornika oraz ścianki metalowe rurociągów. Elementy te są z jednej strony magazynem energii jako elementy ogrzewane czynnikiem roboczym, a z drugiej strony zapewniają wymianę ciepła pomiędzy obiegiem pierwotnym i obudową bezpieczeństwa, co w pewnych sytuacjach może mieć znaczenie. Dla reaktorów energetycznych całkowita strata ciepła do obudowy bezpieczeństwa w warunkach mocy nominalnej to około 0,08% mocy reaktora [4].

Stabilizator ciśnienia w obiegu pierwotnym odgrywa kluczową rolę w utrzymywaniu ciśnienia pracy obiektu. W rzeczywistym bloku jądrowym jest to realizowane za pomocą grzałek i spryskiwaczy, w związku z tym również w stworzonych przez PAA modelach zastosowano to podejście. Odpowiednia praca tego układu zapewnia stabilne utrzymanie ciśnienia w obiegu pierwotnym. Ponadto informacja o mocy włączonych grzałek oraz przepływie

wody przez spryskiwacze jest kwalifikowana podczas stanu ustalonego. Należy w tym miejscu dodać, że niewłaściwa praca układu grzałki/spryskiwacze może generować numeryczne fluktuacje ciśnienia czynnika w obiegu pierwotnym. Z punktu widzenia przebiegu awarii ważne jest także określenie wymiarów geometrycznych grzałek oraz ich mocy maksymalnej, a także zamodelowanie układu sterującego ich pracą. Warto zauważyć, że w przypadku wielu scenariuszy awarii projektowych zakłada się wyłączenie grzałek stabilizatora w momencie zainicjowania scenariusza.

Pompy obiegu chłodzenia reaktora są urządzeniami zapewniającymi wymuszony przepływ przez obieg pierwotny i decydującymi o wartości wydatku przepływu przez zbiornik reaktora. Są także dodatkowym źródłem energii dostarczanej do obiegu pierwotnego. Charakterystyki opisujące zachowanie dynamiczne pomp są decydujące w ich zachowaniu przejściowym podczas pierwszych minut po zainicjowaniu awarii. W wersji MELCOR'a 2.1, jaka została użyta do stworzenia modelu AP1000, nie było wbudowanego rozwiniętego modelu pompy, natomiast wersja 2.2 została już wyposażona w taki model, który wzorowany jest na podejściu stosowanym w RELAP5/TRACE. Brak wbudowanego modelu pompy wymagał stworzenia własnego modelu z użyciem funkcji kontrolnych i tabularnych. Do określenia stabilnego stanu ustalonego nie jest konieczne stworzenie dokładnego modelu zachowania pompy w różnych stanach, ponieważ pompa pracuje z parametrami bliskimi nominalnym. Natomiast z punktu widzenia pierwszych minut awarii kluczowe jest właściwe zamodelowanie charakterystyk dynamicznych pompy opisujących pracę pompy z odwrotnym kierunkiem przepływu oraz normalną pracę pompy z wykorzystaniem wartości wysokości podnoszenia, wydatku przepływu, prędkości obrotowej i momentu obrotowego. Ważne jest także uwzględnienie wpływu obecności pary wodnej w przepływającym przez pompę czynnika na jej charakterystyki.

W przypadku pomp obiegu chłodzenia reaktora możliwe jest także zamodelowanie uszkodzenia uszczelnienia pompy pod wpływem podwyższonych parametrów fizycznych panujących w obiegu chłodzenia (temperatura i przepływy dwufazowe) i braku chłodzenia uszczelnienia [4]. Brak uwzględnienia takiej możliwości może być powodem otrzymania zbyt optymistycznych wyników.

Istotną kwestią w modelowaniu obiegu pierwotnego jest przyjęcie odpowiednich wartości oporów hydraulicznych. Występowanie wszelkiego rodzaju zagięć, kolan, zwężek, zaworów, przepływomierzy wpływa na spadki ciśnienia w obiegu, które należy uwzględnić razem ze stratami ciśnienia wynikającymi z tarcia. W tym celu wykorzystuje się zarówno dane podane w dokumentacji projektowej obiektu, jak również wzory analityczne oraz dane tabelaryczne określone chociażby w [5, 6].

Następnym etapem modelowania są wytwornice pary odbierające energię z obiegu pierwotnego i powodujące

odparowanie wody obiegu wtórnego. Wytwornice pary są wymiennikami ciepła pomiędzy pierwotnym obiegiem chłodzenia reaktora a wtórnym obiegiem roboczym. Wytwornica pary w stanie ustalonym zapewnia odbiór ciepła z obiegu pierwotnego i przez to utrzymuje odpowiednie wartości temperatur na wlocie i wylocie ze zbiornika reaktora. Ponadto parametry pracy wytwornicy pary po stronie wtórnej są jednymi z parametrów kwalifikujących stan ustalony. Budowa wytwornicy pary w modelu, czyli objętości poszczególnych obszarów, pole powierzchni i objętości poszczególnych elementów metalowych decydują o zachowaniach dynamicznych układu podczas awarii, co również powinno podlegać kwalifikowaniu. Jednym z istotnych parametrów określających pracę wytwornicy pary w stanie ustalonym jest krotność recyrkulacji (ang. *recirculation ratio*), która w przypadku modelu AP1000 została ustalona na 3,5 na podstawie typowych wartości dla wytwornicy pary w eksploatowanych elektrowniach jądrowych. Dokument DCD AP1000 [1] nie zawiera informacji o wartości tej zmiennej. Kolejnym kluczowym parametrem opisującym pracę wytwornicy pary jest wysokość poziomu wody w szczelinie opadowej wytwornicy (ang. *downcomer*), która w rzeczywistym obiekcie jest wartością sterowaną za pomocą specjalnego układu, a odchylenia od wartości oczekiwanej mogą spowodować wyłączenie reaktora.

Model wytwornicy pary powinien być tak zbudowany, aby możliwe było zamodelowanie w niej pewnych założeń konserwatywnych, jak np. zatkania 10% wszystkich u-rurek wytwornicy.

Istotną rolę odgrywają także znajdujące się na głównym rurociągu parowym wytwornicy pary zawory upustowe i zawory bezpieczeństwa. Charakterystyki pracy tych zaworów oraz ciśnienia otwarcia są niezwykle istotne w przypadku np. awarii SGTR (ang. *Steam Generator Tube Rupture*), w czasie której zakłada się pęknięcie jednej lub więcej rurek wytwornicy pary. W przypadku zaworów bezpieczeństwa możliwe jest zamodelowanie ich uszkodzenia (np. zablokowanie w pozycji maksymalnego otwarcia) po wykonaniu przez nie odpowiedniej liczby cykli zamknięcie–otwarcie przy odpowiedniej temperaturze czynnika [4].

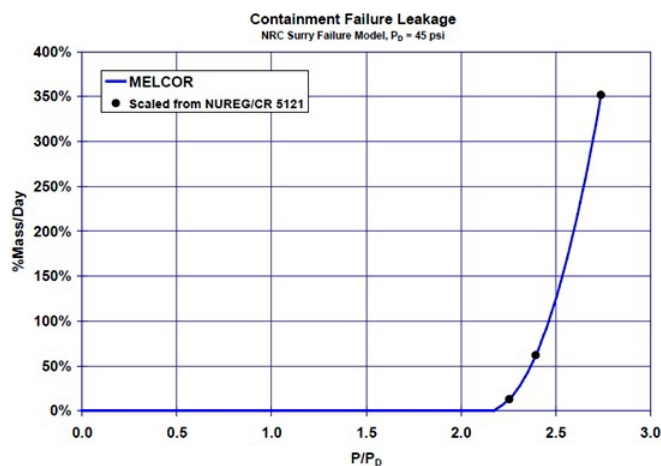
## Obudowa bezpieczeństwa

Kolejnym etapem modelowania jest obudowa bezpieczeństwa, której dokładność modelowania i przyjęta nodalizacja bardzo zależy od projektu i typu reaktora. W przypadku reaktorów pasywnych, jakim jest reaktor AP1000, praca systemów bezpieczeństwa w dużej mierze zależy od warunków panujących w obudowie bezpieczeństwa. W przypadku analizy warunków awaryjnych dla tego typu reaktorów konieczne jest odpowiednie kwalifikowanie parametrów charakteryzujących warunki początkowe obudowy bezpieczeństwa, takie jak ciśnienie, temperatura, wilgotność czy skład gazu w obudowie bezpieczeństwa. Ponadto należy określić dokładnie warunki brzegowe

pierwotnej obudowy bezpieczeństwa. Będą nimi warunki wymiany ciepła we wnętrzu obudowy bezpieczeństwa pomiędzy gazami a metalowymi i betonowymi elementami, a także wymiana ciepła przez ściankę metalową pierwotnej obudowy bezpieczeństwa a powietrzem przepływającym przez otwartą wtórną obudowę bezpieczeństwa. Zamodelowano ponadto system PCCS (ang. *Passive Containment Cooling System*), który poprzez rozlewanie wody na zewnętrznej powierzchni metalowej pierwotnej obudowy bezpieczeństwa intensyfikuje wymianę ciepła. Warunki wymiany ciepła w stanie ustalonym i warunkach nominalnych są także przedmiotem kwalifikowania stanu ustalonego. Jednym z parametrów definiujących ten stan jest wydatek przepływu powietrza przez wtórną obudowę bezpieczeństwa, który napędzany jest zjawiskiem naturalnej cyrkulacji i wymianą ciepła z metalową obudową. W stanie ustalonym konieczne jest także zasymulowanie systemów odbierających ciepło z obudowy bezpieczeństwa, które pochodzi przede wszystkim z obiegu pierwotnego jako strata ciepła i wynosi kilka MW.

Kolejnym warunkiem brzegowym dla modelu obudowy bezpieczeństwa jest wartość nominalnych przecieków gazów z obudowy do środowiska (dla reaktora AP1000 wynoszących 0,1% objętości obudowy bezpieczeństwa na dobę przy ciśnieniu projektowym [1]), a także zmiana tego parametru w zależności od ciśnienia panującego w obudowie bezpieczeństwa. Przykładem modelowania tego parametru jest krzywa zaprezentowana na rysunku 3 [4], z założeniem, że zwiększenie ciśnienia w obudowie bezpieczeństwa zwiększa pole powierzchni przecieku, które nie może się już zmniejszyć.

Wszystkie te założenia dotyczące obudowy bezpieczeństwa mają wpływ na otrzymane wyniki maksymalnego ciśnienia i temperatury w obudowie podczas awarii i w konsekwencji warunkujące utrzymanie integralności przez obudowę bezpieczeństwa. Ponadto założenia te mogą mieć duże znaczenie dla analiz zachowania radionuklidów w obudowie bezpieczeństwa i tym samym parametrów członu źródłowego.



Rys. 3. Model przecieków z obudowy bezpieczeństwa [4].

## Właściwości materiałowe oraz warunki brzegowe

Reaktor jądrowy zbudowany jest z różnych materiałów, które wpływają na parametry pracy bloku oraz jego zachowanie dynamiczne podczas stanów przejściowych. W większości materiałami tymi są stal nierdzewna, stal węglowa, stopy niklowo-chromowe, a z punktu widzenia obudowy bezpieczeństwa także betony. Ze względu na stosowanie w wielu komponentach czy elementach wyposażenia stali nierdzewnej lub węglowej różnych typów czy klas istotne jest, aby posiadać właściwości materiałowe dla wszystkich typów materiałów wykorzystywanych w obiekcie. Najczęściej spotykane materiały i ich właściwości są stabelaryzowane w kodach obliczeniowych, dlatego można ich używać jako materiały domyślne. W innym wypadku użytkownik powinien dodać materiał i określić jego właściwości materiałowe w odpowiednim zakresie temperatur. Właściwości materiałowe obejmują gęstość, ciepło właściwe oraz przewodność cieplną, a także inne bardziej specyficzne parametry, jak temperatura topnienia i ciepło przemiany fazowej. Właściwości materiałowe użyte w modelu mogą mieć wpływ na zachowania cieplno-przepływowe reaktora w czasie stanów przejściowych poprzez pojemność cieplną elementów strukturalnych, ale także zachowanie rdzenia podczas jego degradacji w czasie ciężkiej awarii.

Opisane wyżej etapy są podstawowymi krokami w modelowaniu reaktora umożliwiającymi osiągnięcie warunków stanu ustalonego. Natomiast kolejne etapy modelowania pozwalają na symulowanie zachowań dynamicznych reaktora i w zależności od scenariuszy rozpatrywanych awarii stanów obiektu, jakich dotyczą i celów, do jakich przeprowadza się obliczenia, wymagają stworzenia dodatkowych modeli systemów bezpieczeństwa, systemów pomocniczych czy też aparatury kontrolno-pomiarowej i systemów sterowania (ang. *Instrumentation and Control – I&C*). Warunki panujące w takich systemach określa się mianem warunków brzegowych.

Kwalifikowanie aparatury kontrolno-pomiarowej i systemów sterowania jest dość szczegółowym i istotnym zadaniem, ponieważ może obejmować szereg specyficznych założeń, które warunkują przebieg awarii. Przede wszystkim należy odzwierciedlić logikę zapisaną w systemie, która steruje pracą lub uruchamia poszczególne urządzenia czy systemy. Zależności logiczne obejmują wiele parametrów. Są to zarówno parametry fizyczne, jak i zależność od czasu. W przypadku wielu scenariuszy awaryjnych dokonuje się pewnych założeń konserwatywnych, z góry zakładając, który sygnał może być aktywny, a który nie. Model systemu I&C musi pozwalać na wprowadzanie takich założeń. Ponadto dla poszczególnych sygnałów zakładane jest odpowiednie opóźnienie pomiędzy czasem pojawienia się wartości progowej danego parametru a pojawieniem się sygnału inicjującego działanie w danym urządzeniu. Dodatkowo zakłada się także opóźnienie

pomiędzy pojawieniem się sygnału wyzwalającego działanie urządzenia a faktycznym podjęciem działania przez urządzenie. W przypadku zaworów pojawia się dodatkowe opóźnienie czasowe związane z modelowaniem czasu potrzebnego na pełne otwarcie/zamknięcie zaworu, które wymaga także określenia charakterystyki otwarcia/zamknięcia tego zaworu.

Z punktu widzenia awarii najważniejszymi warunkami brzegowymi systemów bezpieczeństwa są natężenie przepływu wody ze zbiorników systemów bezpieczeństwa oraz jej temperatura. Ze względu na skomplikowanie połączenia między zbiornikami a miejscami wtrysku (liczne zmiany wysokości rurociągów, zagięcia) istotną informacją są wartości oporów hydraulicznych w rurociągach systemów bezpieczeństwa. W przypadku reaktora AP1000 w [1 – rozdział 3.9] podano zakresy oporów hydraulicznych poszczególnych odcinków rurociągów systemów bezpieczeństwa, które dla reaktora AP1000 są zebrane w dwa rurociągi wtrysku (ang. *Direct Vessel Injection* – DVI). Na podstawie danych umieszczonych w [1] można było analitycznie określić wydatki przepływu przez poszczególne odcinki rurociągów, jakie są spodziewane dla założonych warunków. W celu dopasowania miejscowych oporów hydraulicznych w stworzonych przez PAA modelach reaktora zmieniano wartość miejscowego oporu hydraulicznego do uzyskania wartości wydatku przepływu określoną analitycznie. Korekty lokalnego oporu przepływu dokonywano w miejscu, w którym w projekcie reaktora znajduje się kryza regulacyjna służąca do ustawiania żądanej wartości wydatku przepływu. Po dokonaniu dopasowania oporów hydraulicznych dla danego odcinka rurociągu weryfikowano uzyskane obliczenia dla innych warunków początkowych. Dzięki takiemu podejściu możliwe było sklasyfikowanie modelu rurociągów systemów bezpieczeństwa.

## Kwalifikowanie stanu ustalonego

Model reaktora jądrowego AP1000 stworzony w PAA obejmuje obieg pierwotny reaktora wraz ze zbiornikiem reaktora zawierającym paliwo jądrowe i elementy wewnętrzne zbiornika reaktora, stabilizator ciśnienia, rurociągi obiegu pierwotnego oraz pompy cyrkulacyjne. Model ten obejmuje także część wtórnego obiegu chłodzenia (wytwornica pary, układ wody zasilającej oraz część rurociągu parowego z zaworami bezpieczeństwa), pierwotną i wtórną obudowę bezpieczeństwa, systemy bezpieczeństwa reaktora oraz inne systemy wykorzystywane w czasie pracy na mocy nominalnej oraz w trakcie trwania awarii (np. systemy sterowania i kontroli). Błędy i niedoskonałości modelowania, spowodowane ograniczeniami kodu, wybory modelowe czy przybliżenia są jednymi z największych źródeł niepewności obliczeń przy stosowaniu kodów

takich jak RELAP5, TRACE czy MELCOR. Zatem odpowiednia kwalifikacja modelu oraz obliczeń jest kluczową sprawą w dyskusji na temat analiz bezpieczeństwa obiektów jądrowych. Kwalifikacja modelu i obliczeń pozwala uzyskać pewność, że wyniki obliczeń dla stanów przejściowych i awaryjnych w akceptowalny sposób aproksymują rzeczywiste zachowanie systemów oraz elementów konstrukcji i wyposażenia obiektu.

Pierwszym etapem kwalifikacji modelu jest ocena poprawności nodalizacji oraz ocena możliwości uzyskania stabilnych wartości kluczowych parametrów w odniesieniu do oczekiwanych wartości.

## Osiągnięcie stanu ustalonego

Dobrą praktyką przy tworzeniu modelu, niezależnie od stosowanego kodu obliczeniowego, jest podzielenie całego modelu obiektu na mniejsze części, gdzie warunki początkowe oraz warunki brzegowe można ustalić za pomocą dedykowanych komponentów. W ten sposób można tworzyć oddzielnie modele zbiornika reaktora (wraz z rdzeniem), pętli obiegu pierwotnego oraz wytwornicy pary. Dla każdej z części należy określić i zainicjować warunki brzegowe, używając w TRACE komponentów FILL, BREAK lub VALVE, a w MELCOR za pomocą Flow Paths (FL), Control Volumes (CVH) i Heat Structures (HS). Wykonanie obliczeń dla fragmentu modelu pozwala na łatwiejszą identyfikację błędów zarówno projektowych, jak i pomyłek popełnionych przy modelowaniu czy tworzeniu komponentów. Umożliwia to również bardziej dokładne sprawdzenie poprawności ważnych aspektów modelowania danych systemów, które zostały opisane wyżej. Kiedy wszelkie części składowe osiągają wartości parametrów oczekiwane w stanie ustalonym, można połączyć je w całość i sprawdzić poprawność zamknięcia pętli obiegu pierwotnego i wtórnego. Sprawdzenie poprawności zamknięcia pętli odbywa się w kodach TRACE i RELAP5 z zastosowaniem możliwości środowiska graficznego SNAP. Pozwala to na kontrolę wysokości komponentów, długości rurociągów ciepłej i zimnej nitki obiegu pierwotnego. Po sprawdzeniu poprawności zamknięcia pętli należy dodać brakujące komponenty (które nie były niezbędne do tego momentu, na przykład zawory bezpieczeństwa) i wtedy wykonać pierwsze obliczenia dla całego obiektu, stosując **kontrolery stanu ustalonego**<sup>2</sup>. W przypadku kodu MELCOR połączenie części składowych modelu odbywa się za pomocą nowych FL oraz zmiany parametrów CVH w zakładce *Active/Inactive switch*.

Po dokonaniu inicjalizacji modelu najważniejszym zadaniem jest osiągnięcie stabilnych wartości najważniejszych parametrów fizycznych. Pierwsze oszacowanie stanu ustalonego wykonuje się, stosując najczęściej kontrolery mające pomóc osiągnąć wartości parametrów takich, jak

<sup>2</sup> Kontrolery stanu ustalonego – specjalne układy logiczne modelu matematycznego, których zadaniem jest utrzymanie parametrów fizycznych modelu w stanie ustalonym na zadanym poziomie za pomocą przydzielonych im środków.

przepływy chłodziwa w obiegu pierwotnym, poziom wody w stabilizatorze ciśnienia czy też poziom wody w wytwornicy pary. Na przykład, chcąc osiągnąć zakładany poziom wody w stabilizatorze ciśnienia, tworzy się kontroler przyrównujący wartość osiągniętą w obliczeniach dla stworzonego modelu z wartością oczekiwaną. Następnie po obliczeniu różnicy między tymi wartościami kontroler pozwala na dolewanie wody do stabilizatora lub odbiera wodę ze stabilizatora, regulując tym samym poziom wody w stronę oczekiwanej wartości. Po osiągnięciu oczekiwanej wartości kontroler powinien się wyłączyć, a wartość parametru powinna utrzymać się na zakładanym poziomie. Następnie należy sprawdzić stabilność uzyskanych wartości parametrów po wyłączeniu kontrolerów. Wykonuje się więc obliczenia zwane „zerowym stanem nieustalonym” (ang. „*null transient*”), w którym nie ma żadnych kontrolerów utrzymujących wartość któregośkolwiek parametru. Obliczenia te powinny trwać co najmniej 100 sekund [7], choć dobrą praktyką jest wykonywanie dłuższych obliczeń, aby obserwować stabilność parametrów w dłuższym przedziale czasowym.

Stosowanie kontrolerów jest oczywistym uproszczeniem modelowym, mając pełne dane na temat systemów sterowania i kontroli obiektu, należy zamodelować odpowiednie systemy sterujące (oparte na regulatorach PID lub PI<sup>3</sup>) między innymi dla zaworu parowego, zaworu sterującego natężeniem przepływu wody chłodzącej i zaworów stabilizatora ciśnienia, wraz z odpowiednim zamodelowaniem pracy grzałek stabilizatora ciśnienia. Niemniej jednak i w takim wypadku potrzebna jest inicjalizacja takich systemów sterowania i wprowadzenie odpowiednich poprawek, zatem wciąż konieczne jest późniejsze wykonanie obliczeń typu „zerowego stanu nieustalonego” przy odpowiednio nastawionych regulatorach.

W kodzie TRACE do wykonywania wstępnych obliczeń stanu ustalonego stosuje się opcję „*Constrained steady state*”, w której zaprogramowane w kodzie sterowniki PI dostosowują wybrane wartości parametrów do zadanej wielkości [8]. Zazwyczaj stosuje się tę opcję, aby ustalić natężenie przepływu przez pompy obiegu chłodzenia oraz dzięki dedykowanemu komponentowi stabilizatora ciśnienia utrzymać stałe ciśnienie w obiegu. Natomiast w przypadku kodu MELCOR użytkownik sam powinien zdefiniować sterowniki wykorzystywane do osiągnięcia stanu ustalonego, ponieważ nie istnieją dostępne rozwiązania domyślne.

## Wartości parametrów

Proces kwalifikacji stanu ustalonego opracowanego modelu/nodalizacji składa się z następujących etapów:

- sprawdzenie poprawności wymiarów geometrycznych,

- uzyskanie stabilnych wartości kluczowych parametrów fizycznych obiektu i porównanie uzyskanych wyników z wartościami odniesienia podanymi przez projektanta bloku,
- wykonanie analizy spadków ciśnienia wzdłuż linii przepływu przez obieg pierwotny.

Wartości poszczególnych parametrów powinny być porównane z danymi oczekiwanymi/zmierzonymi, z zachowaniem określonego marginesu błędu. Wartości akceptowalnych błędów dla wybranych parametrów można znaleźć na przykład w [7]. Dzięki takiej analizie porównawczej można ocenić, czy opracowany model zgodny jest z rzeczywistymi warunkami w obiekcie oraz czy wyniki otrzymane z jego zastosowaniem można uznać za reprezentatywne dla tego bloku jądrowego. Poza porównaniem liczbowych wartości należy także sprawdzić stabilność parametrów w czasie po wyłączeniu wszystkich możliwości modelu stabilizujących wyniki, takich jak kontrolery PID opisane w poprzednim punkcie. Celem takiej analizy jest sprawdzenie stabilności modelu i zapewnienie, że symulowana awaria i jej przebieg nie będą wynikiem niestabilnego zachowania modelu, lecz wynikiem rzeczywistych zjawisk zachodzących w reaktorze, a przez to, że otrzymane wyniki będą zgodne z rzeczywistym zachowaniem bloku jądrowego.

### Wymiary geometryczne

Obieg chłodzenia reaktora PWR to system rurowy wypełniony wodą lub parą wodną (z dodatkami), którego celem jest odbiór ciepła z paliwa jądrowego umieszczonego w szczelnych prętach paliwowych i przekazanie go do wtórnego obiegu chłodzenia za pomocą wytwornicy pary. System ten ma określoną objętość oraz pole powierzchni wymiany ciepła u-rurek w wytwornicach pary, prętów paliwowych, ścianek zbiornika oraz innych elementów zbiornika. Z punktu widzenia analiz cieplno-przepływowych bardzo istotne są również takie dane geometryczne, jak pola powierzchni przepływu przez pompy, zawory, zwężki oraz wysokości, na których położone są poszczególne komponenty. Poprawność podstawowych danych geometrycznych ma odzwierciedlenie w poprawności odwzorowania zjawisk fizycznych zachodzących w obiekcie w każdym z jego stanów pracy, ponieważ wpływa na rozwiązanie podstawowych równań wymiany ciepła, zachowania energii, masy czy momentu pędu.

W tabeli 1 zaprezentowano wartości parametrów geometrycznych AP1000, zebrane w czasie analizy ogólnodostępnej dokumentacji projektowej, w porównaniu z wartościami uzyskanymi w trakcie modelowania bloku AP1000 w kodach TRACE oraz MELCOR. Wartości akceptowalnych błędów podano na podstawie danych zawartych w [7]. Parametry zaprezentowane w tabeli 1 nie przedstawiają oczywiście wszystkich parametrów, które

<sup>3</sup> Regulator PID – regulator proporcjonalno-całkująco-różniczkujący, którego celem jest utrzymanie sterowanej zmiennej na zadanym poziomie poprzez zmianę wartości sygnału sterującego; regulator PI – regulator proporcjonalno-całkujący.

**Tabela 1.** Porównanie dostępnych wartości parametrów geometrycznych dla reaktora AP1000 [1] i wartości uzyskanych w trakcie modelowania tego reaktora w kodach TRACE i MELCOR

Parametr	Jednostka	Akcept. błąd	Dane AP1000	TRACE	TRACE Błąd	MELCOR	MELCOR Błąd
1	Objętość wody obiegu pierwotnego	1%	271,84	262,39	-3,48%	265,88	-2,19%
2	Objętość stabilizatora ciśnienia	1%	59,465	59,463	0,00%	59,582	0,20%
3	Objętość u-rurek wytwornicy pary	2%	84,33	85,52	1,42%	84,76	0,52%
4	Objętość wody w CMT	1%	70,79	70,79	0,00%	70,79	0,00%
5	Objętość wody w akumulatorze	1%	48,14	48,14	0,00%	48,14	0,00%
6	Powierzchnia wymiany ciepła paliwa	0,10%	5278,7	5278,7	0,00%	5278,4	-0,01%
7	Powierzchnia wymiany ciepła u-rurek	0,10%	11477,1	11477,1	0,00%	11477,1	0,00%

należy sprawdzić na etapie kwalifikacji wymiarów geometrycznych, jednak jest to odpowiedni przykład pokazujący, w jaki sposób weryfikowana jest zgodność matematycznych modeli reaktora z założeniami projektowymi. Odpowiednie odwzorowanie parametrów objętościowych pozwala na osiągnięcie zakładanej masy chłodziwa w obiegu pierwotnym oraz objętości wody w zbiornikach systemów bezpieczeństwa reaktora, co ma zasadniczy wpływ na przebieg awarii. Wartości osiągnięte podczas modelowania w kodach TRACE i MELCOR wskazują na problemy w modelowaniu obiegu pierwotnego, gdzie brak odpowiednich danych dotyczących długości lub objętości wszystkich komponentów (szczególnie rurociągów zimnej i ciepłej nitki) wpłynął na otrzymane rozbieżności. Zważywszy na fakt, że modele opracowywano na podstawie ogólnodostępnej dokumentacji, zaakceptowano otrzymane wyniki, zwłaszcza że zgodność pozostałych parametrów z wartościami oczekiwanymi była bardzo dobra. Parametry określające pola powierzchni wymiany ciepła w u-rurkach oraz prętach paliwowych są kluczowe z punktu widzenia odpowiedniego modelowania wymiany ciepła w reaktorze. W modelach opracowanych w PAA uzyskano bardzo dobrą zgodność wartości tych parametrów z założeniami projektowymi.

#### Parametry fizyczne

Do kwalifikowania stanu ustalonego można wykorzystać kilka lub kilkanaście parametrów fizycznych, w zależności od stopnia szczegółowości dokonywanego kwalifikowania. Parametr uznaje się za istotny, jeśli ma on wpływ na zachowanie obiektu w trakcie awarii oraz jego wartość jest ściśle określona (lub jest mierzalny). Nie istnieje jeden zestaw parametrów, które są wybierane w celu kwalifikowania stanu ustalonego, jednak niezbędnym minimum są parametry zaprezentowane w tabeli 2. Oprócz takich podstawowych parametrów można dodatkowo kwalifikować parametry takie jak ciśnienie w akumulatorach, temperatura w rurociągu parowym, prędkość obrotowa pompy, wydatki przepływu w rdzeniu, spadki ciśnień w u-rurkach, rdzeniu i na pompie (parametry ciśnieniowe można

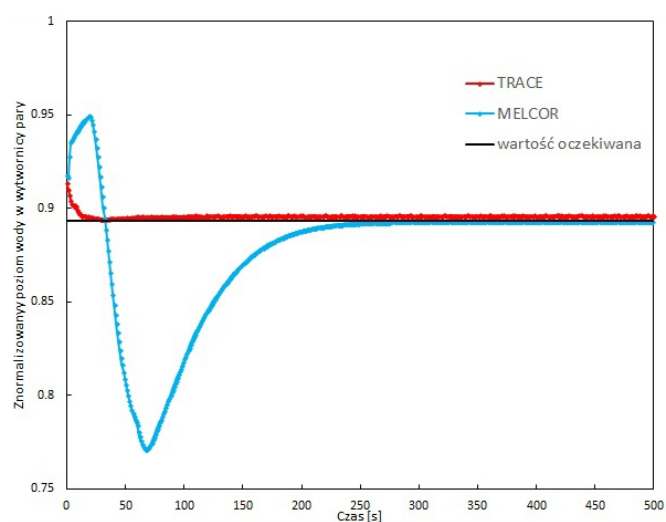
również sprawdzić na etapie analizy zmiany ciśnienia wzdłuż linii przepływu przez obieg pierwotny) itp. Ogólnie wśród kwalifikowanych parametrów sprawdza się przede wszystkim ciśnienie, temperaturę, moc, wydatki przepływu oraz masę wody w różnych systemach.

Na etapie tworzenia modelu i pierwszego osiągnięcia stanu ustalonego dąży się do warunków panujących w obiekcie podczas normalnej eksploatacji, określanymi jako nominalny stan ustalony. W analizach bezpieczeństwa wykorzystuje się również inne typy stanów ustalonych, które zostaną opisane dalej. Osiągnięcie warunków stanu ustalonego nominalnego jest jednym z ważniejszych kroków milowych na etapie tworzenia modelu. Uzyskując odpowiednie wartości parametrów wejściowych, warunków początkowych i brzegowych, nabieramy przekonania, że wyniki przeprowadzonych obliczeń z użyciem takiego modelu odwzorowują warunki panujące w czasie awarii w obiekcie (uwzględniając zachodzące zjawiska fizyczne).

W tabeli 2 przedstawiono porównanie wybranych wartości parametrów fizycznych w nominalnym stanie ustalonym dla danych projektowych AP1000 i wykonanych obliczeń z zastosowaniem kodów TRACE i MELCOR. Dla większości parametrów uzyskane wyniki obliczeń są zgodne z wartościami projektowymi z błędami nie przekraczającymi 0,5%. W obliczeniach wykonanych w kodzie TRACE niedoszacowany został poziom wody w stabilizatorze ciśnienia, jednak mieści się on w granicy akceptowalnego błędu, a system pozostaje w stanie ustalonym. Wyniki obliczeń stanu ustalonego dla obliczeń TRACE i MELCOR zostały więc pozytywnie zakwalifikowane na etapie porównania wartości parametrów fizycznych. Poza zgodnością wartości liczbowych drugim istotnym czynnikiem przy ocenie wartości kluczowych parametrów fizycznych jest zdolność modelu do utrzymania wartości tych parametrów na stabilnym poziomie w obliczeniach typu „zerowego stanu nieustalonego”. Zazwyczaj zakłada się, że w czasie co najmniej 100 sekund obliczeń wartość międzyszczytowa badanego parametru nie powinna się zmienić o więcej niż 1% [9]. Na rysunku 4 zaprezentowano stabilność znormalizowanego poziomu wody w wytwornicy

**Tabela 2.** Porównanie wartości parametrów fizycznych w nominalnym stanie ustalonym dla danych projektanta AP1000 i obliczeń z zastosowaniem kodów TRACE i MELCOR

Parametr	Jednostka	Akcept. błąd	Dane AP1000	TRACE	TRACE Błąd	MELCOR	MELCOR Błąd
1 Moc rdzenia reaktora	MW	2%	3400	3400	0,00%	3400	0,00%
2 Ciśnienie w stabilizatorze	MPa	0,1%	15,51	15,51	0,02%	15,51	-0,01%
3 Ciśnienie wylotowe pary			5,76	5,76	0,00%	5,77	0,10%
4 Temperatura na wlocie do zbiornika	K	0,5%	553,8	554,1	0,05%	553,8	-0,01%
5 Temperatura na wylocie ze zbiornika			594,3	594,5	0,04%	594,3	0,01%
6 Temperatura wody zasilającej			499,8	499,8	0,00%	499,8	0,00%
7 Wydatek przepływu przez zbiornik reaktora	kg/s	2%	15 170	15 235	0,43%	15 167	-0,02%
8 Wydatek przepływu wody zasilającej			943,7	942,4	-0,14%	943,5	-0,03%
9 Poziom wody w wytwornicy pary	m	0,05 m	13,67	13,71	0,04	13,67	0,00
10 Poziom wody w stabilizatorze ciśnienia	m	0,1 m	6,01	5,93	-0,08	6,01	0,00

**Rys. 4.** Stabilność znormalizowanego poziomu wody w stabilizatorze w obliczeniach stanu ustalonego TRACE i MELCOR.

pary w obliczeniach „zerowego” stanu ustalonego. W obliczeniach z zastosowaniem kodu MELCOR regulatory PID ustaliły poziom wody po około 250 sekundach, po czym przez kolejne 250 sekund poziom wody pozostawał stabilny. Kontrolery w kodzie TRACE zostały wyłączone po około 50 sekundach, gdy poziom wody w wytwornicy zbliżył się do wartości oczekiwanej, po czym wartości utrzymały się na stabilnym poziomie. Obliczenia z zastosowaniem modeli opracowanych w obu kodach pokazały więc zdolności opracowanych modeli do utrzymania stabilnych wyników w warunkach stanu ustalonego.

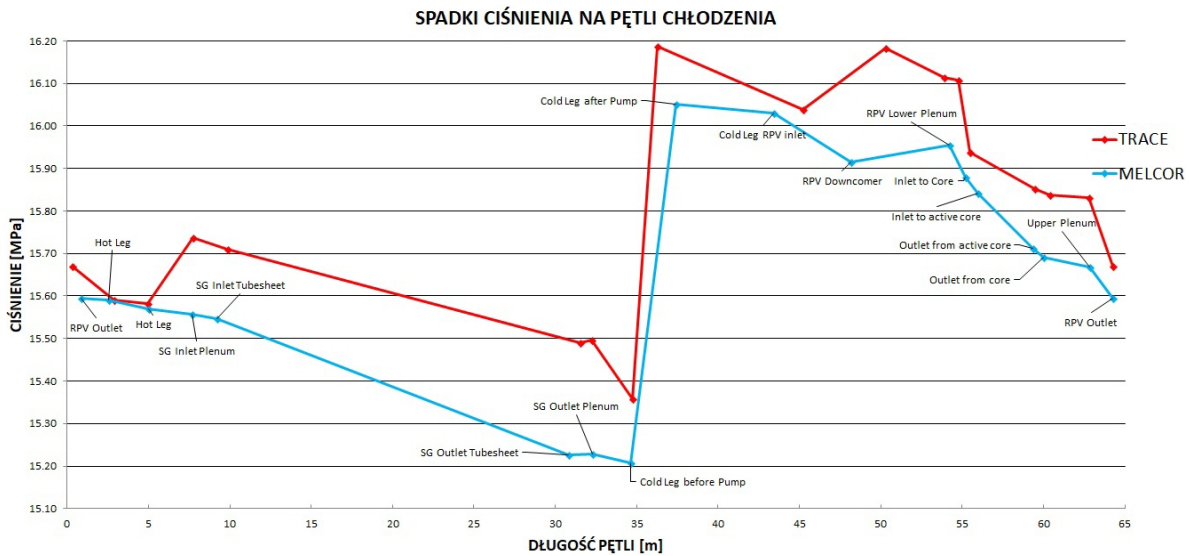
#### Zmiana ciśnienia wzdłuż linii przepływu przez obieg pierwotny

Istotnym krokiem w sprawdzaniu poprawności modelu jest określenie zmian ciśnienia wzdłuż linii przepływu przez

obieg pierwotny. Analiza zmian ciśnienia występująca w obiegu pierwotnym reaktora pozwala na sprawdzenie poprawności przyjętych założeń dotyczących oporów hydraulicznych, spadków ciśnienia, wysokości podnoszenia pomp itp. Spadki ciśnienia mają też zasadniczy wpływ na poprawne określenie bilansu energetycznego rdzenia reaktora oraz wytwornicy pary, wpływając na warunki na wlocie i wylocie do zbiornika/wytwornicy oraz na wartości ciepła właściwego chłodziwa.

W trakcie oceny przebiegu zmian ciśnienia warto pamiętać o tym, że sama wartość bezwzględna nie określa poprawności przebiegu spadków ciśnień. Dla każdego parametru przyjmuje się akceptowalny błąd, zatem wartość ciśnienia w gorącej nitce obiegu pierwotnego może być, dla obliczeń wykonanych w różnych kodach/przez różne zespoły, odmienna, lecz wciąż akceptowalna na etapie kwalifikacji parametrów. Istotny jest za to trend zmian, w szczególności w miejscach takich, jak wytwornica pary, pompy obiegu pierwotnego czy rdzeń reaktora. Z tego względu stosuje się niekiedy (np. w dużych projektach badawczych, w których bierze udział wiele zespołów obliczeniowych) tzw. unormowane przebiegi zmian ciśnienia, gdzie wartością względną jest ciśnienie na wyjściu ze zbiornika.

Na rysunku 5 zaprezentowano przebieg zmian ciśnienia wzdłuż linii przepływu przez obieg pierwotny dla modeli reaktora AP1000 wykonanych w modelach TRACE i MELCOR. Można zaobserwować rozbieżności w wynikach numerycznych, jednak trend zmian ciśnienia (poza miejscowymi różnicami na wlocie do wytwornicy oraz w szczelinie opadowej zbiornika reaktora) jest bardzo podobny. Różnice numeryczne wynikają przede wszystkim z zastosowania różnych kodów oraz, co ma największe znaczenie, z przyjęcia odmiennych nodalizacji, ponieważ każdy z kodów ma inne wymagania co do jej tworzenia.



Rys. 5. Przebieg zmian ciśnienia wzdłuż linii przepływu przez obieg pierwotny na przykładzie obliczeń dla reaktora AP1000 wykonanych w kodach TRACE i MELCOR.

### Stany ustalone dla warunków awaryjnych

W przypadku obliczeń awarii projektowych zamieszczonych w wstępnym raporcie bezpieczeństwa reaktora AP1000 [1] wyróżnić można 3 różne stany ustalone, tj. nominalny oraz 2 rodzaje stanów ustalonych przedawaryjnych: z zatkaniami 10% rurek wytwornic pary (wartość projektowa) oraz konserwatywny stan ustalony.

Nominalny stan ustalony oparty jest na wartościach projektowych i nominalnych reaktora, natomiast stan ustalony z zatkaniami 10% rurek wytwornic pary różni się od stanu nominalnego jedynie zatkaniami 10% rurek wytwornic pary, co w konsekwencji zmienia o około 0,4°C wartości temperatur na wlocie i wylocie ze zbiornika reaktora oraz zmniejsza wydatek przepływu przez zbiornik reaktora. Konserwatywny stan ustalony stosowany jest

w przypadku wykonywania obliczeń, stosując podejście zachowawcze, np. do obliczeń i analiz awarii projektowych. W tym celu dokonuje się pewnych założeń konserwatywnych, które powinny prowadzić do uzyskania jak najbardziej niekorzystnych warunków w odniesieniu do odpowiedzi systemów obiektu na daną awarię. W przypadku reaktora AP1000 przyjęto następujące konserwatywne założenia:

- zmniejszony wydatek przepływu przez zbiornik reaktora (około 93% wartości nominalnej),
- zwiększone ciśnienie w obiegu chłodzenia reaktora,
- zmienione wartości temperatury na wlocie i wylocie ze zbiornika reaktora (z zachowaniem nominalnej wartości temperatury średniej w zbiorniku reaktora),
- zmniejszone ciśnienie w wytwornicy pary po stronie wtórnej.

Tabela 3. Porównanie wartości parametrów fizycznych w konserwatywnym stanie ustalonym dla danych projektanta AP1000 i obliczeń z zastosowaniem kodów TRACE i MELCOR

Parametr	Jednostka	Akcept. błąd	Dane AP1000	TRACE	TRACE Błąd	MELCOR	MELCOR Błąd
1 Moc rdzenia reaktora	MW	2%	3400	3400	0,00%	3400	0,00%
2 Ciśnienie w stabilizatorze	MPa	0,1%	15,86	15,87	0,06%	15,86	0,01%
3 Ciśnienie wylotowe pary			5,48	5,48	-0,02%	5,48	0,02%
4 Temperatura na wlocie do zbiornika			552,4	550,8	-0,29%	552,2	-0,03%
5 Temperatura na wylocie ze zbiornika	K	0,5%	595,7	594,7	-0,18%	595,9	0,03%
6 Temperatura wody zasilającej			499,8	499,8	0,00%	499,8	0,00%
7 Wydatek przepływu przez zbiornik reaktora	kg/s	2%	14 115	14116	0,00%	14 097	-0,13%
8 Wydatek przepływu wody zasilającej			943,7*	943,7	0,00%	942,0	-0,18%
9 Poziom wody w wytwornicy pary	m	0,05 m	13,67*	13,70	0,03	13,67	0,00
10 Poziom wody w stabilizatorze ciśnienia	m	0,1 m	6,01*	5,98	-0,03	6,02	0,01

\* wartości założone jak dla stanu nominalnego ze względu na brak danych w [1] odnoszących się do stanu konserwatywnego.



We wstępnym raporcie bezpieczeństwa reaktora AP1000 [1] podano wartości odniesienia dla warunków konserwatywnych, które zostały określone w sposób analityczny. Natomiast obliczenia numeryczne stanów awaryjnych przeprowadzone przez projektanta z wykorzystaniem warunków konserwatywnych nie były w pełni zgodne z zakładanymi wartościami. Dlatego też warunki konserwatywne wykorzystywane w obliczeniach modeli PAA były odnoszone do wartości analitycznych, zaprezentowanych w tabeli 3. Wyniki uzyskane przez PAA dla obliczeń stanu ustalonego konserwatywnego zaprezentowane w tabeli 3 wskazują na dobrą zgodność z wartościami analitycznymi dla AP1000. Wszystkie wartości mieściły się w granicach akceptowalnego błędu, także wyniki zostały zakwalifikowane jako akceptowalne przed obliczeniami dla awarii.

## Podsumowanie

Artykuł przedstawia problematykę dokonywania kwalifikowania modelu reaktora typu PWR na przykładzie reaktora pasywnego AP1000. Kwalifikacja ta odbywa się na poziomie zgodności modelu z założeniami projektowymi dotyczącymi budowy oraz pracy urządzeń i systemów, ale także na poziomie zgodności parametrów stanu ustalonego, które są warunkami początkowymi do symulacji stanów dynamicznych reaktora. Proces kwalifikowania modelu ma za zadanie sprawdzić jego przydatność w dokonywaniu obliczeń stanów dynamicznych i wiarygodność otrzymanych wyników. Proces kwalifikowania powinien być przejrzysty i weryfikowalny, a parametry, które podlegają temu procesowi, starannie wybrane. Przed

rozpoczęciem procesu kwalifikowania modelu dla każdego parametru należy określić wartości odniesienia i akceptowalny zakres zmienności.

## 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. “AP1000 Design Control Document Rev. 16”, Westinghouse Electric Company LLC.
2. “Code of Federal Regulations, Title 10, Part 50, Appendix K”, Government Publishing Office.
3. U.S. Nuclear Regulatory Commission “Decay heat changes to 50.46 and Appendix K”
4. U.S. Nuclear Regulatory Commission “State of the Art Reactor Consequence Analyses Project Volume 2: Surry Integrated Analysis”, Sandia National Laboratories NUREG/CR 7110, Vol.2, Rev.1 (2013).
5. Crane “Flow of fluids through valves, fittings and pipe”, New York (1976).
6. I.E. Idel’chik “Handbook of hydraulic resistance. Coefficients of local resistance and of friction” NTIS, 1966.
7. A. Petrucci, 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).
8. U.S. Nuclear Regulatory Commission “TRACE V5.840 USER’S MANUAL, Volume 1 Input Specification” (2015).
9. Nuclear Energy Agency, Committee on The Safety of Nuclear Installations, “BEMUSE Phase II Report Re-Analysis of the ISP-13 Exercise, Post Test Analysis of the LOFT L2-5 Test Calculation”, NEA/CSNI/R (2006)2.

# Niepewność w modelowaniu rozwoju sytuacji radiacyjnej za pomocą Systemów Wspomagania Decyzji

Adam Jaroszek  
Państwowa Agencja Atomistyki

## Wstęp

Systemy Wspomagania Decyzji (SWD) mają na celu pomoc w zakresie reagowania kryzysowego, w **sytuacji ciężkiej awarii** z uwolnieniem izotopów promieniotwórczych do środowiska. Systemy te pozwalają wygenerować prognozy rozwoju sytuacji radiacyjnej wraz z przewidywanymi konsekwencjami. Wyniki pracy SWD dają odpowiedź co do stosowności podjęcia wybranych działań. Ze względu na złożoność SWD wyniki są obarczone znacznym błędem. Na wielkość błędu wpływ ma jakość danych wejściowych wprowadzanych do poszczególnych modułów obliczeniowych wchodzących w skład systemu. W modułach zastosowano szereg uproszczeń oraz parametryzacji dodatkowo wpływających na jakość wyników. Określenie wielkości błędu jest niezwykle istotne dla osób decyzyjnych, które w przypadku zdarzeń radiacyjnych muszą dysponować świadomością, w jakim stopniu mogą zaufać wynikom oraz jakie mogą być maksymalne negatywne konsekwencje wynikające z błędu wyniku. Wiedza ta jest istotna dla bezpieczeństwa jądrowego, szczególnie przy podejmowaniu decyzji związanych z wprowadzaniem poziomów interwencyjnych oraz wspomaganie planowania. Zakres niepewności w trakcie procesu decyzyjnego obejmuje [1]:

Niepewności zewnętrzne:

- Stochastyczne – wystąpienie losowych zdarzeń,
- Epistemologiczne – związane z niepełnym zrozumieniem zjawisk,
- Arbitrażowe – przyjęcie pewnych parametrów na zasadzie arbitrażu,
- Obliczeniowe – wynikające z niedokładności obliczeń,
- Modelowania – wynikające z indolencji modeli w idealnym odzwierciedlaniu rzeczywistości.

Niepewności wewnętrzne:

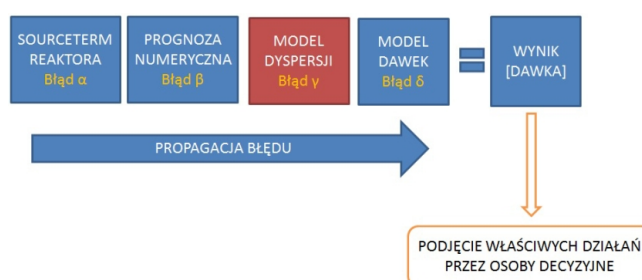
- Nieprecyzyjne – źle zdefiniowane pojęcia,
- Niedowartościowania – definiowanie niedokładnych celów działań dla danej okoliczności,
- Socjalne i etyczne – w jaki sposób formułowane są zalecenia i jak przebiega ich wdrażanie w społeczeństwie.

## Propagacja błędów w SWD

Złożoność systemów wspomaganie decyzji przekłada się bezpośrednio na wzrost wielkości błędu końcowego. W trakcie pracy SWD zachodzi zjawisko tzw. propagacji błędów, przez które rozumiemy wpływ poszczególnych błędów na błąd wielkości końcowej.

W trakcie procesu przygotowania prognozy pierwszym a zarazem najbardziej newralgicznym etapem jest wprowadzenie danych wejściowych. W pierwszej kolejności należy zdefiniować dane dotyczące źródła uwolnienia. Zasadnicze grupy niedokładności w oszacowaniu źródeł obejmują [2]:

- błędy dotyczące zdefiniowania rodzaju uwolnienia,
- niedokładności w określeniu parametrów potrzebnych dla specyficznego modelu źródła uwolnień,
- podstawową niepewność modelu uwolnienia ze źródła.



Rys. 1. Uproszczony schemat działania Systemu Wspomagania Decyzji (opracowanie własne).

W przypadku awarii jądrowych należy zdefiniować dane dotyczące emisji, na które składają się: miejsce i wysokość emisji, aktywności [Bq], skład izotopowy, czas trwania uwolnienia oraz kinetyka uwolnienia. Dane dotyczące emisji bezpośrednio determinują wielkości dawek oraz obszar skażenia, dlatego minimalizacja błędów na tym etapie jest szczególnie pożądana. Dane te są trudne do oszacowania bezpośrednio po incydencie. Jedną z metod jest wykorzystanie kodów obliczeniowych, jak np. Melcor, służących analizie hipotetycznych ciężkich awarii oraz konsekwencji uwolnień. Na podstawie wyników pracy kodu możemy opracować tzw. drzewo błędów (FTA) przedstawiające listę możliwych poważnych awarii i ich zdarzeń inicjujących z poszczególnymi sekwencjami zdarzeń [2]. Pozwala to na stworzenie bazy danych zawierającej informacje o wielkościach uwolnienia dla poszczególnych typów awarii. Następną metodą jest tzw. modelowanie wsteczne polegające na wykorzystaniu danych ze stacji monitoringu w celu oszacowania wielkości uwolnienia. Należy zwrócić uwagę na fakt, iż monitoring naziemny nie odzwierciedla rzeczywistego skażenia, jest jedynie próbą z całego skażenia, w związku z czym błąd oszacowania emisji jest w tym wypadku ściśle powiązany z gęstością sieci stacji monitoringowych oraz jakością pomiaru. Oba warianty estymacji uwolnienia są obarczone znacznymi niepewnościami, w związku z czym dobrą praktyką jest stosowanie zasady pesymizacji w szacowaniu wielkości emisji.

## Prognozy meteorologiczne

Na wypadek zdarzenia radiacyjnego w obiekcie jądrowym tworzy się tzw. Strefy Planowania Awaryjnego (EPZ), ich rozmiar oraz kształt są określane na podstawie szczegółowych uwarunkowań geograficzno-środowiskowych oraz demograficznych. Według norm USNRC promień planowania awaryjnego w ramach EPZ wynosi 10 mil (ok. 16 km). W promieniu 8 km od obiektu jądrowego działania interwencyjne przeprowadza się dla stref znajdujących się wzdłuż linii kierunku wiatru. Zgodnie z zaleceniami IAEA [6] teren wokół elektrowni jądrowej dzieli się na kilka stref bezpieczeństwa. Pierwszą strefą jest Strefa Działań Zapobiegawczych (PAZ)<sup>1</sup>, nad którą bezpośrednią kontrolę sprawuje operator elektrowni. Wewnętrzna część strefy jest podzielona na strefę zamkniętą, gdzie obowiązuje zakaz stałego zamieszkania oraz strefę ochronną, gdzie użytkowanie terenu jest silnie ograniczone. Następną strefą jest Strefa Planowania Awaryjnego (EPZ)<sup>2</sup>. Jest to obszar, dla którego jest opracowany plan postępowania awaryjnego obejmujący między innymi: sposoby zawiadomienia mieszkańców, ochronę przed skażeniami i dozymetrię kontrolną. Ostatnią najbardziej oddaloną strefą jest Strefa Planowania Skutków Długoterminowych (LPZ)<sup>3</sup>, której celem jest wprowadzanie działań zapobiegających wystąpieniu skutków stochastycznych w wyniku długotrwałego narażenia.

W celu określenia stref narażonych należy oprzeć się na dostępnym monitoringu meteorologicznym obiektu. Należy

**Tabela 1.** Różnice w oszacowaniach uwolnienia po katastrofie w Czarnobylu przez różnych autorów (opracowanie własne na podstawie [11])

Izotop	Oszacowanie inwentarza przez poszczególnych autorów [Bq]							Miara statystyczna	
	1	2	3	4	5	6	7	Rozstęp	Odchylenie standardowe
Cs-137	$2,90 \cdot 10^{17}$	$2,40 \cdot 10^{17}$	$2,20 \cdot 10^{17}$	$2,70 \cdot 10^{17}$	$2,20 \cdot 10^{17}$	$2,60 \cdot 10^{17}$	$2,80 \cdot 10^{17}$	$7,00 \cdot 10^{16}$	$7,0051 \cdot 10^{16}$
Xe-133	$7,30 \cdot 10^{18}$				$6,20 \cdot 10^{18}$	$6,50 \cdot 10^{18}$	$6,30 \cdot 10^{18}$	$1,10 \cdot 10^{18}$	$2,48636 \cdot 10^{18}$
I-131	$3,10 \cdot 10^{18}$	$2,90 \cdot 10^{18}$	$2,90 \cdot 10^{18}$	$2,40 \cdot 10^{18}$	$3,00 \cdot 10^{18}$	$3,10 \cdot 10^{18}$	$3,20 \cdot 10^{18}$	$8,00 \cdot 10^{17}$	$7,95972 \cdot 10^{17}$
Sr-90	$2,00 \cdot 10^{17}$	$2,00 \cdot 10^{17}$	$1,80 \cdot 10^{17}$	$2,00 \cdot 10^{17}$	$1,70 \cdot 10^{17}$	$2,30 \cdot 10^{17}$	$2,00 \cdot 10^{17}$	$6,00 \cdot 10^{16}$	$5,15475 \cdot 10^{16}$
Ru-106	$2,00 \cdot 10^{18}$	$8,90 \cdot 10^{17}$	$7,90 \cdot 10^{17}$	$1,10 \cdot 10^{18}$	$1,20 \cdot 10^{18}$	$8,60 \cdot 10^{17}$	$2,10 \cdot 10^{18}$	$1,31 \cdot 10^{18}$	$5,06964 \cdot 10^{17}$
Pu-239	$8,50 \cdot 10^{14}$			$8,00 \cdot 10^{14}$	$9,60 \cdot 10^{14}$	$9,50 \cdot 10^{14}$	$8,50 \cdot 10^{14}$	$1,60 \cdot 10^{14}$	$3,01292 \cdot 10^{14}$

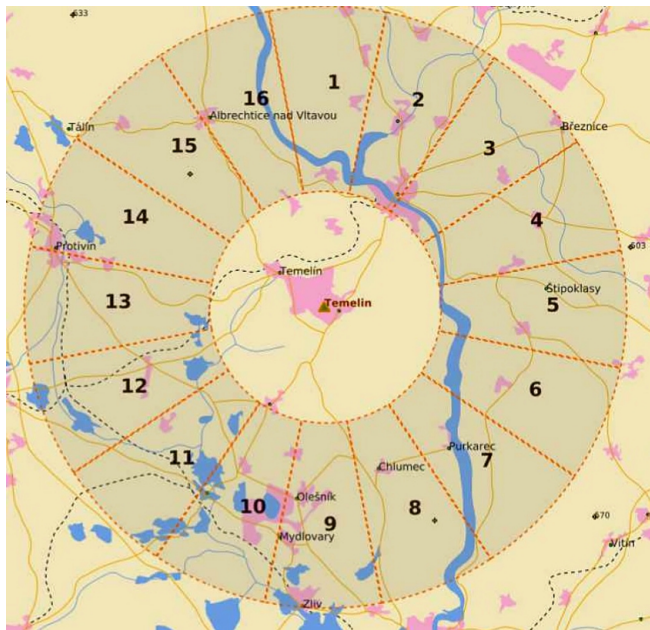
**Tabela 2.** Sugerowane rozmiary dla poszczególnych stref (źródło: na podstawie [6])

Obiekt	Strefa Działań Zapobiegawczych (PAZ) [km]	Strefa Planowania Awaryjnego (EPZ) [km]	Strefa Planowania Skutków Długoterminowych (LPZ) [km]
Reaktory >1000 MW (th)	3–5	5–30	300
Reaktory 100–1000 MW (th)	0,5–3	5–30	50–300

<sup>1</sup> PAZ – precautionary action zone.

<sup>2</sup> EPZ – emergency planning zone.

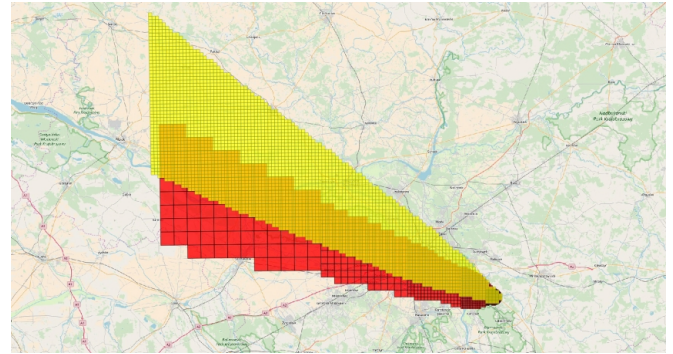
<sup>3</sup> LPZ – longer-term protective action zone.



Rys. 2. Strefy Planowania awaryjnego (EPZ) z podziałem na sektory dla czeskiej elektrowni jądrowej „Temelin” [10].

zwrócić uwagę, że pomiary kierunku wiatru są dokonywane z dokładnością do  $5^\circ$ . W związku z tym należy uwzględnić także błąd z pomiaru bezpośredniego. Dla obszarów powyżej 8 km należy uwzględnić zmienność czasowo-przestrzenną warunków meteorologicznych, a więc wykorzystać dane prognostyczne. Współczesne modele dyspersyjne zaimplementowane do SWD wykorzystują numeryczne prognozy pogody (NWP). Meteorologiczne prognozy numeryczne otrzymywane są poprzez rozwiązywanie równań opisujących przepływ atmosferyczny (układ równań zachowania masy, pędu i energii). W celu uproszczenia równań oraz filtracji zaburzeń stosuje się szereg parametryzacji oraz przybliżeń, jak np. zaniedbanie pionowych wiatrów oraz lokalnych zmian gęstości powietrza. Otrzymane wyniki są obciążone błędem zwłaszcza dla przypadków zagadnień obejmujących zjawiska przepływu turbulentnego oraz rozwiązania o dużej rozdzielczości przestrzennej. Centrum ds. Zdarzeń Radiacyjnych Państwowej Agencji Atomistyki wykorzystuje dwa niezależne systemy wspomaganie decyzji. Pierwszym jest RODOS (*Real-time On-line DecisiOn Support*) zaprojektowany oraz wspierany przez KIT (Karlsruher Institut für Technologie). Drugim systemem jest ARGOS (*Accident Reporting and Guiding Operational System*), którego deweloperem jest duńska firma Prolog Development Center. Polska należy do konsorcjum systemu ARGOS oraz jest członkiem grupy użytkowników RODOS, w związku z czym bierze czynny udział w wspieraniu oraz rozwijaniu obydwu systemów. Systemy ARGOS oraz RODOS używają prognoz numerycznych modelu COSMO o rozdzielczości siatki obliczeniowej 13 km oraz GFS (*Global Forecast System*) o rozdzielczości 27 km. Należy zwrócić uwagę, że prognozy są przedstawione w postaci jednorodnych pól meteorologicznych o określonych wymiarach. Parametry meteorologiczne w skali mniejszej (tzw. podsiatkowej) są identyczne we wszystkich punktach.

Wprowadza to znaczącą niepewność dla mniejszych skal (np. miejskich 10–20 km), a zwłaszcza dla terenów o skomplikowanej topografii. Rozwiązaniem w takich przypadkach jest zastosowanie tzw. zagnieżdżenia dla interesującego nas obszaru przez odpowiedni preprocesor meteorologiczny asymilujący dane na dokładniejszą siatkę (np. Lincom) lub lokalny model meteorologiczny o dużej rozdzielczości, jak np. WRF.



Rys. 3. Symulacje z użyciem modelu Rimpuff dla dwóch prognoz numerycznych. Model COSMO (kolor czerwony), model GFS (kolor żółty) (opracowanie własne).

Kolejnym etapem obciążonym niepewnością jest wybór właściwego modelu dyspersyjnego. Wybór ten zależy od interesującego nas zasięgu prognozy, warunków topograficznych oraz charakterystyki uwolnienia. Obecnie istnieje bardzo duża ilość modeli rozwiązujących zagadnienie dyspersji w różnorodny sposób. Istotniejszymi grupami modeli są:

**Modele Gaussowskie** – modele oparte na analitycznym rozwiązaniu równania dyfuzji dla jednorodnych w czasie i przestrzeni warunków meteorologicznych. Ze względu na turbulentny charakter przepływu powietrza atmosferycznego (duże wartości liczby Reynoldsa) opis transportu skażeń oparty jest na szeregu równań różniczkowych (zachowania masy, pędu i ciepła) wymagających użycia metod numerycznych. Metoda polega na znacznym uproszczeniu opisu transportu poprzez przyjęcie założeń rozkładu stężeń zgodnych z rozkładem normalnym funkcji prawdopodobieństwa. Przebieg gęstości funkcji jest zależny od panujących warunków meteorologicznych. Ze względu na swoją prostotę modele te dają szybką odpowiedź w sytuacji kryzysowej. Jednak ze względu na znaczącą ilość uproszczeń model jest zalecany do prognoz o zasięgu lokalnym.

**Modele siatkowe** (Eulerowskie) – metoda polega na dyskretyzacji przestrzennej zmiennych w domenie obliczeniowej, w wyniku czego uzyskuje się siatkę obliczeniową, w której jest rozwiązywane równanie transportu za pomocą metod numerycznych. Metoda pozwala na uwzględnienie zmienności parametrów meteorologicznych oraz zjawisk fizyczno-chemicznych zanieczyszczeń.

**Modele pseudocząsteczkowe** (Lagrange’a) – dyspersja jest opisywana przez wyrzucenie do domeny oblicze-

niowej (atmosfery) pewnej liczby cząstek reprezentujących zanieczyszczenia. Liczba cząstek jest odpowiednio proporcjonalna do stężenia. Położenie poszczególnej pseudo-cząsteczki w kolejnych krokach czasowych jest opisywane równaniem:

$$x \quad x(a,b,c,t), y \quad y(a,b,c,t), z \quad z(a,b,c,t) \quad (1)$$

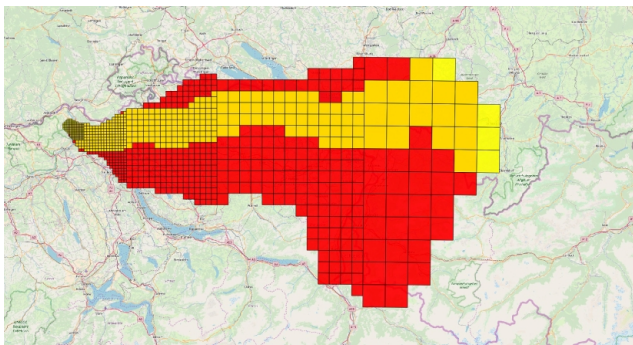
a trajektorie poszczególnych cząsteczek w atmosferze są obliczane za pomocą:

$$x_i^{n+1} = x_i^n + \bar{u}_i u_i t \quad (2)$$

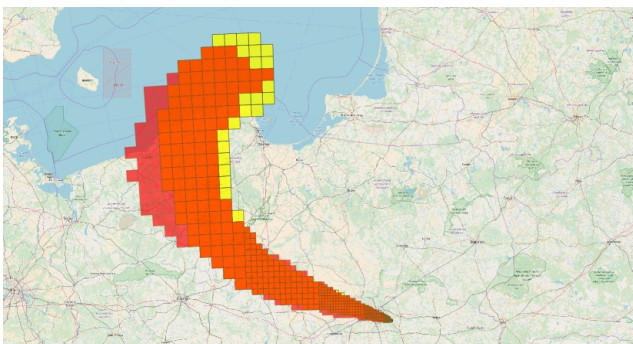
gdzie:  $x_i^n$  – położenie cząstki,  $\bar{u}_i$  – uśredniona prędkość wiatru w kierunku „i”,  $u_i$  – współczynnik opisujący dyfuzję turbulentną,  $t$  – krok czasowy

Modele te często opisują dyfuzję turbulentną za pomocą losowych fluktuacji tzw. parametru random walk. Modele lagrangowskie znajdują szczególne zastosowanie w symulacji rozprzestrzeniania się zanieczyszczeń na terenach o wyjątkowo skomplikowanej topografii. Mogą one odwzorowywać praktycznie dowolne warunki atmosferyczne, jednak ze względu na potrzebę generowania bardzo dużej liczby cząstek, są obciążone wysokimi kosztami obliczeniowymi.

**Gasussowskie modele obłoku** – to połączenie modelu Lagrange’a oraz Gaussa. Skażenie w chmurze ma charakter rozkładu normalnego, natomiast trajektoria chmury jest obliczana z wykorzystaniem trójwymiarowych pól



Rys. 4. Porównanie wyników modelu pseudocząsteczkowego Dipcot (kolor żółty) z modelem obłoku Rimpuff (kolor czerwony) w terenie o skomplikowanej topografii (szwajcarska elektrownia Goesgen) (opracowanie własne).

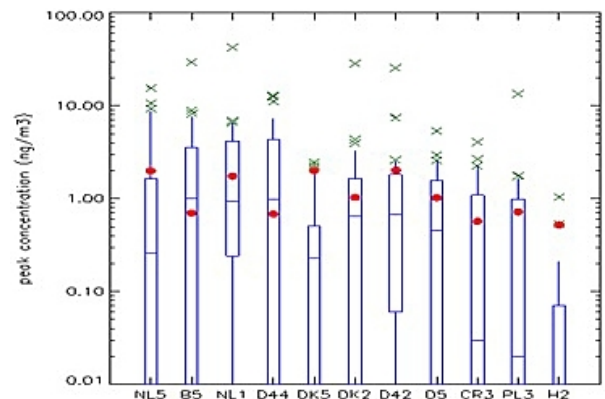


Rys. 5. Symulacja prognozy dalekozasięgowej dla hipotetycznego uwolnienia z reaktora Maria. Dla przypadku terenu znacząco bardziej jednorodnego oraz symulacji na dużą odległość wyniki obydwu modeli wykazują znacząco większą korelację. Kolor czerwony – model Rimpuff, kolor żółty – Dipcot (opracowanie własne).

meteorologicznych. Obecnie grupa ta jest najpowszechniej wykorzystywana do modelowania dyspersji skażeń promieniotwórczych, takim przykładem jest model Rimpuff stosowany w systemach RODOS i ARGOS.

Aby zmniejszyć niepewność wynikającą z doboru niewłaściwego modelu, dokonuje się szeregu badań empirycznych mających na celu walidację modeli. Eksperymenty przeprowadza się z użyciem znaczników imitujących rzeczywiste skażenie. Znacznik jest emitowany ze ściśle określoną ilością w określonych warunkach meteorologicznych do atmosfery, następnie jest dokonywany pomiar jego stężenia w zdefiniowanej siatce pomiarowej. Jako znaczników używa się głównie perfluorowęglowodorów (PFC) oraz sześćofluorku siarki (SF6). Są to ciężkie i obojętne gazy, nieszkodliwe dla organizmów żywych oraz środowiska. Dodatkową zaletą jest łatwość oznaczania ich stężenia za pomocą badań chromatograficznych. Wyniki eksperymentów poddaje się obróbce statystycznej mającej dać odpowiedź, czy model w stopniu wystarczającym symuluje przebieg rzeczywistej dyspersji. Eksperymenty walidacyjne dają odpowiedź dotyczącą spodziewanych wielkości błędów w rzeczywistej sytuacji kryzysowej. Ma to bardzo istotny wpływ w procesie decyzyjnym.

Jednym z ważniejszych eksperymentów przeprowadzonych w Europie był ETEX (*European Tracer Experiment*). Celem eksperymentu był test reagowania kryzysowego w 20 krajach Europy oraz walidacja prognoz systemów tych krajów. Zasięg eksperymentu wynosił 2000 km, uwolnienie miało miejsce w zachodniej części Francji podczas dominującego południowo-zachodniego kierunku wiatru. Jako znacznik posłużył perfluorometylocyklopentan (PMCH). Uwolnienie trwało około 12 godzin, w trakcie którego uwolniono 490 kilogramów znacznika, próbki powietrza atmosferycznego były zbierane w 168 punktach pomiarowych, a następnie przesyłane do jednego laboratorium. Dzięki eksperymentowi została określona wielkość błędów systemów prognozowania wykorzystywanych w Europie. Dodatkowo stworzono bazę danych



Rys. 6. Zbiorcze wyniki eksperymentu dla 11 punktów pomiarowych. Wykresy skrzynkowe stanowią statystykę wyników 28 modeli dla poszczególnego punktu pomiarowego, gdzie czerwone kółka są wartościami zmierzonymi, a zielone krzyżyki wartościami znacząco odstającymi od pozostałych wyników [5].

zawierającą wyniki i przebieg eksperymentu [5]. Baza ta może posłużyć do dalszych badań i eksperymentów. Wyniki eksperymentu wskazują, że większość modeli używanych w Europie dobrze odwzorowuje rzeczywiste rozprzestrzenianie się skażeń.

## Niepewność przy obliczaniu dawek

Rezultaty prac modeli dyspersyjnych dają informację o czasowo-przestrzennym rozkładzie aktywności [Bq] w powietrzu oraz na powierzchni gruntu (w wyniki mokrej lub suchej depozycji). W celu podjęcia stosownych działań należy obliczyć potencjalną dawkę od wszystkich dróg narażenia, to jest: dawkę od bezpośredniego promieniowania chmury, powierzchni gruntu, inhalacji oraz dawki od spożycia skażonych produktów. W celu określenia działań interwencyjnych całkowitą dawkę obliczamy na podstawie wzoru:

$$E = E_{bezp} + E_{dep} + E_{inh} \quad (3)$$

gdzie:  $E_{bezp}$  – dawka od promieniowania bezpośredniego chmury,  $E_{dep}$  – dawka od zdeponowanych izotopów,  $E_{inh}$  – dawka od inhalacji skażonego powietrza. Każda droga narażenia cechuje się indywidualnymi współczynnikami dawki dla danego radioizotopu.

**Tabela 3.** Wartości współczynników konwersji od różnych dróg narażenia (źródło: na podstawie [8])

Radionuklid	$e_{bezp}$	$e_{dep}$	$e_{inh}$ (50)
	[Sv·m <sup>3</sup> ·Bq <sup>-1</sup> ·s <sup>-1</sup> ]	[Sv·m <sup>2</sup> ·Bq <sup>-1</sup> ·s <sup>-1</sup> ]	[Sv·Bq <sup>-1</sup> ]
I-131	2,1·10 <sup>-14</sup>	2,6·10 <sup>-16</sup>	7,4·10 <sup>-9</sup>
Cs-137	3,1·10 <sup>-14</sup>	3,9·10 <sup>-16</sup>	3,9·10 <sup>-8</sup>
Pu-239	–	–	1,6·10 <sup>-5</sup>

Wielkość niepewności związanej z oszacowaniem dawki jest ściśle powiązana z wynikami modelu dyspersyjnego, a także z wprowadzonymi danymi charakteryzującymi emisje. W przypadku narzędzi służących do szacowania dawek od różnych dróg narażenia, takich jak rodzina modeli RESRAD czy ERICA tool, istnieje możliwość wygenerowania raportu zawierającego statystyki dotyczące niepewności otrzymanych wyników. W przypadku liczenia dawki kolektywnej oraz wielkości dawki od spożycia błąd jest ściśle zależny od jakości danych geostatystycznych dotyczących gęstości zaludnienia oraz użytkowania terenu.

## Narzędzia służące ocenie modeli

W celu dokonania oceny wyników poszczególnych modeli stosuje się szereg parametrów oraz wskaźników statystycznych pozwalających określić poprawność tych wyników.

Podstawowym i najprostszym parametrem jest błąd względny pozwalający oszacować jakość wyników modelowania [9].

$$B_w = \frac{c_o - c_p}{c_o} \quad (4)$$

gdzie:  $c_o$  jest stężeniem rzeczywistym, a  $c_p$  stężeniem obliczonym.

Zależność liniową rezultatów modelu od wartości rzeczywistych określa się za pomocą współczynnika korelacji Pearsona  $r$ , wyrażonego następująco:

$$r = \frac{\sum_{i=1}^N (c_{oi} - \bar{c}_o)(c_{pi} - \bar{c}_p)}{\sqrt{\sum_{i=1}^N (c_{oi} - \bar{c}_o)^2 \sum_{i=1}^N (c_{pi} - \bar{c}_p)^2}} \quad (5)$$

Wartość współczynnika  $r = 0$  oznacza brak zależności liniowej między wynikami modelu a pomiarami rzeczywistymi, wartość  $r = 1$  oznacza liniową zależność między wynikami.

Parametrem statystycznym pozwalającym określić, o ile średnio wartości obliczonych stężeń różnią się od wyników pomiarowych, jest pierwiastek błędu średniokwadratowego *RMSE* (*Root Mean Square Error*):

$$RMSE = \sqrt{\frac{1}{N} \sum_{i=1}^N (c_{oi} - c_{pi})^2} \quad (6)$$

gdzie:  $N$  jest liczbą wyrazów szeregu czasowego,  $c_{oi}$  stężeniem pomiarowym,  $c_{pi}$  wynikiem modelu. Uznaje się, że im wartość *RMSE* jest bliższa zero, tym wyniki tego modelu są lepsze jakościowo.

Oceny niepewności pomiarów możemy dokonać za pomocą pierwiastka błędu średniokwadratowego niepewności pomiarowej *RMSU* (*Root Mean Square Uncertainty*):

$$RMSU = \sqrt{\frac{1}{N} \sum_{i=1}^N (U(O_i))^2} \quad (7)$$

Kończącą analizę jakości wyników modelu możemy oprzeć na wskaźniku jakości modelu *MQO* (*Model Quality Objective*):

$$MQO = \frac{1}{2} \frac{RMSE}{RMSU} \quad (8)$$

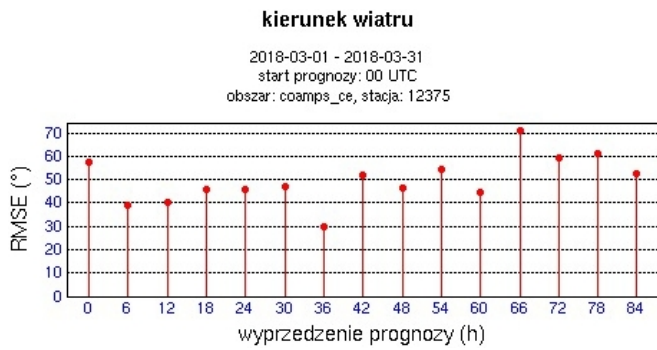
Interpretacja wartości *MQO* przedstawia się następująco:

$MQO = 0,5$  – rezultaty modelu zawierają się w zakresie błędu pomiaru;

$0,5 < MQO < 1$  – wyniki modelu przekraczają wielkość niepewności pomiaru;

$MQO > 1$  – brak pokrycia wyników modelowania z pomiarami rzeczywistymi.

Użycie narzędzi statystycznych w celu walidacji modelu pozwala przeprowadzić kompleksową analizę przydatności modelu dla określonej awarii. Dzięki analizie statystycznej można opracować strategię wyboru najlepszej metodyki prognozowania dla danej instalacji czy danych warunków meteorologicznych. Daje ona również możliwość dopracowania konkretnego elementu SWD w celu uzyskania wiarygodniejszych wyników np. poprzez parametryzację.



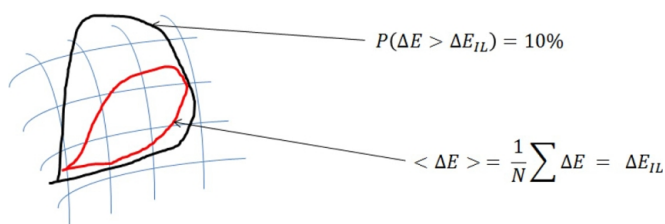
Rys. 7. Przykład wykorzystania parametru statystycznego RMSE (wartość pierwiastka błędu średniokwadratowego) dla prognozy kierunku wiatru modelu COAMPS (źródło: [4])

### Niepewność związana z prezentacją wyników

Nawet najlepsze jakościowo wyniki przedstawione w nieodpowiedni sposób mogą przelożyć się na błędne decyzje. Mogą również wywołać zbędną panikę w społeczeństwie, utrudniając realizację podjętych działań. W przypadku uzyskania wyników obarczonych znacznymi niepewnościami (jak to jest na rys. 4) rodzi się problem właściwej prezentacji tych wyników w sytuacji planowania konkretnych działań interwencyjnych, jak np. ewakuacja. Ważne jest prawidłowe odfiltrowanie z wyników wartości niestwarzających bezpośredniego zagrożenia lub będących znacząco poniżej wartości progowej dla danego poziomu interwencyjnego. Kolejnym problemem jest niepewność związana ze znacznym rozrzutem dla uzyskanych wyników. Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej (IAEA) w celu optymalizacji poziomów interwencyjnych oraz działań zaradczych wprowadza tzw. poziomy referencyjne [6]. Wybrany środek zaradczy jest uzasadniony, jeżeli oczekiwana dawka ( $E$ ) przekracza ustalony poziom referencyjny.

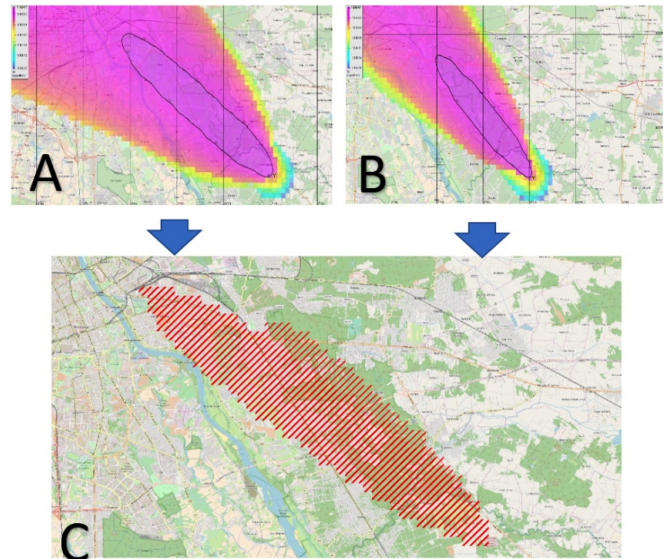
$$\langle E \rangle \frac{1}{N} E E_u \quad (9)$$

Oczekiwana dawka jest określana na podstawie średniej z  $N$  estymacji dawek potencjalnych. Wartość progowa poziomu referencyjnego jest indywidualna dla konkretnego środka zaradczego. Oczekiwana dawka oszacowana na podstawie  $N$  estymacji pozwala na optymalizację obszaru w celu realizacji środków zaradczych. Metoda pozwala również oszacować maksymalny zasięg strefy.



Rys. 8. Ilustracja uśrednionego obszaru działań zaradczych oraz przykład 10% przekroczenia poziomu referencyjnego [8].

Dobłą praktyką jest także odniesienie się do pełnego zakresu otrzymanych wyników. Jednak ze względu na skończone zasoby oraz środki podjęcie to ma ograniczenia w fazie wczesnego reagowania. Oszacowany obszar działań można dodatkowo interpolować z założeniem pesymistycznym, w zależności od jakości posiadanych danych, np. uwzględniając 5% poziom istotności. Obszar działań może zostać dodatkowo rozszerzony względem lokalnej topografii bądź podziału administracyjnego w zależności od zaistniałej sytuacji i sposobu realizowania podjętych działań.



Rys. 9. Prognozy dla hipotetycznego uwolnienia przy wykorzystaniu dwóch źródeł danych prognoz numerycznych (rys. A i B), rys. C przedstawia ujednoczony obszary z dwóch prognoz oraz odfiltrowane wartości poniżej poziomu wymagającego ewakuacji. Dodatkowo obszar został rozszerzony o 5% w celu ujednoczenia (opracowanie własne).

### Wnioski

Oszacowanie wielkości błędu SWD jest sprawą kluczową dla zarządzania kryzysowego. Odpowiedź na pytanie dotyczące jakości wyników wykorzystywanego systemu wpływa bezpośrednio na usprawnienie procesu decyzyjnego, a także samego kierowania akcją w sytuacji zdarzenia radiacyjnego. Należy jednak pamiętać, że systemy wspomagania decyzji są bardzo złożone, przez co są wrażliwe na wszelkie zaburzenia, zwłaszcza na etapie wprowadzania danych dotyczących wielkości emisji. Walidacja systemów powinna być kompleksowa, obejmować analizę błędów na poszczególnych etapach pracy systemu oraz ich wpływu na wielkość wyniku końcowego. Analiza powinna również brać pod uwagę błędy związane z czynnikiem ludzkim, a więc możliwość wprowadzenia znacznej niepewności przez operatora systemu lub osobę dokonującą pomiaru. Najdoskonalsze kody obliczeniowe mimo ograniczonego obciążenia niepewnościami wyników nigdy nie wygenerują prognoz idealnie oddających rzeczywistość.

W związku z tym zawsze należy podchodzić do wyników z pewną dozą nieufności oraz posiłkować się wynikami pomiarów monitoringowych. Należy zwrócić uwagę, że prawdopodobieństwo wykorzystania SWD w warunkach rzeczywistych jest niezwykle małe. Szereg zaawansowanych zabezpieczeń oraz wybitnie restrykcyjnych norm i przepisów dla reaktorów jądrowych nie dopuszcza do wystąpienia ciężkiej awarii powodującej skażenia środowiska lub jakiegokolwiek skutki radiologiczne, natomiast jest niezwykle cennym narzędziem na etapie przygotowania do reagowania.

#### Notka o autorze

**Mgr inż. Adam Jaroszek** – absolwent Wydziału Instalacji Budowlanych, Hydrotechniki i Inżynierii Środowiska Politechniki Warszawskiej. Obecnie doktorant Katedry Kształtowania i Ochrony Środowiska. Specjalista w Wydziale Monitoringu i Prognozowania Centrum do spraw Zdarzeń Radiacyjnych Państwowej Agencji Atomistyki.

#### Literatura

1. „Materiały z międzynarodowej konferencji NERIS” DUBLIN, 2018.
2. Furtek A., Potemski S., Borysiewicz M. *Poradnik metod oceny ryzyka związanego z niebezpiecznymi instalacjami procesowymi*. Otwock-Świerk, Instytut Energi Atomowej, 2000.
3. Holnicki P. *Niepewność prognoz modelowania propagacji zanieczyszczeń atmosferycznych*. Instytut Badań Systemowych PAN.
4. <http://weryfikacja.icm.edu.pl/>.
5. <https://rem.jrc.ec.europa.eu/etex/>.
6. IAEA Safety Standards. *Arrangements for Preparedness for Nuclear or Radiological Emergency*. Vienna, IAEA, 2007.
7. IAEA SAFETY STANDARDS SERIES. *Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency*. Vienna, IAEA, 2002.
8. Havskov Sørensen J., Amstrup B., Feddersen H., Smith Korsholm U., Bartnicki J. *Meteorological Uncertainty of atmospheric Dispersion model results (MUD)*. Technical University of Denmark, 2014.
9. Juda-Rezler K. *Pyły drobne w atmosferze*. Warszawa, Główny Inspektorat Ochrony Środowiska, 2016.
10. Petrova K., Matzner J., Fuchsova D., Hort M. *System for assessment and prognosis*. State Office for Nuclear Safety.
11. Powers D., Devell L., Guntay S. *The Chernobyl reactor accident source term: development of a consensus view*. IAEA.
12. *Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards*. Vienna, IAEA, 2011.



## Nuklearne NDT – krok ku harmonizacji standardów szkolenia i certyfikacji ekspertów

Wojciech Głuszewski

W procesach produkcyjnych oraz w eksploatacji urządzeń technicznych coraz częściej stosuje się badania pozwalające wykryć nieciągłości w materiałach, złączach, urządzeniach lub wyposażeniu bez wywołania zmian ich właściwości użytkowych. Można w ten sposób monitorować cały cykl życia produktu, eliminować wady oraz zapobiegać awariom.

Jądrowe techniki nieniszczące NDT (ang. *non-destructive testing*) są również powszechnie stosowane w przemyśle oraz konserwacji i identyfikacji obiektów o znaczeniu historycznym.

Szczególnym przypadkiem defektoskopii jest **radiografia**, w tym jej cyfrowa wersja DR (ang. *digital radiography*), umożliwiającą uzyskanie zapisu zdjęcia w formie elektronicznej. Techniki DR, wykorzystujące bezpośredni detektor cyfrowy, stanowią alternatywę dla tradycyjnych (analogowych) fotografii rentgenowskich, otrzymywanych na błonach światłoczułych, będących zawieszoną halogenków srebra w żelatynie. Obecnie można ucyfrowić praktycznie wszystkie aparaty rentgenowskie oraz mammografy.

W systemach pośrednich – radiografii komputerowej CR (ang. *computed radiography*) wykorzystuje się kasety z płytą „fosforową” o rozmiarach identycznych jak używane w klasycznej radiologii. Warto dodać, że nie chodzi o pierwiastek fosfor, lecz luminofor, którego elektrony pod wpływem promieniowania X przechodzą na metastabilne wyższe poziomy energetyczne. Po zakończeniu badania są one uwalniane światłem laserowym, emitując kwanty promieniowania elektromagnetycznego, które po wzmoczeniu zamieniane są na sygnał cyfrowy. Po zeskanowaniu obrazu płyta jest kasowana za pomocą specjalnej lampy i może być użyta ponownie. Elektronika stała się w ten sposób konkurentem dla producentów srebra, którego głównym odbiorcą był do niedawna przemysł fotograficzny.

Badania radiograficzne są uważane za podstawową metodę badań nieniszczących o największej wiarygodności

wyników. Stosuje się je praktycznie we wszystkich procesach wytwarzania i eksploatacji urządzeń w petrochemii oraz przemysłach: chemicznym, samochodowym, stoczniowym, lotniczym, kosmicznym i zbrojeniowym. Są wykorzystywane do kontroli spawów, odlewów i obróbki plastycznej. Napromieniowuje się (przeświewa) na przykład wyroby wykonane ze stali, aluminium, ceramiki, drewna, elastomerów, tworzyw sztucznych i betonów. W zależności od gęstości materiału i jego grubości dobiera się jonizujące promieniowania elektromagnetyczne o różnej energii. Radioizotopowe źródła promieniowania gamma (kobalt  $^{60}\text{Co}$ , cez  $^{137}\text{Cs}$ , iryd  $^{192}\text{Ir}$ , iterb  $^{169}\text{Yb}$ , selen  $^{75}\text{Se}$ ) odgrywają nadal istotną rolę we współczesnej radiografii. Alternatywą są promieniowania rentgenowskie otrzymywane za pomocą różnych typów akceleratorów elektronów, ściślej mówiąc, promieniowania hamowania o widmie ciągłym powstające w wyniku bombardowania przyspieszonymi elektronami tarcz z ciężkich pierwiastków. Tradycyjnie promieniowaniem rentgenowskim nazywa się charakterystyczne dla danego pierwiastka fotony o ściśle określonej energii, powstające w wyniku przeskoków elektronów między powłokami atomowymi.

Badania defektoskopowe pozwalają na wykrywanie wad powierzchniowych i wewnętrznych bez niszczenia badanego obiektu (porowatości, pęknięcia, jamy skurczowe, obce wtrącenia). Są one stosowane głównie do oceny jakości materiałów, gdyż w odróżnieniu od wrywkowych metod niszczących dają możliwość 100-procentowej kontroli wyrobów. Na przykład każda felga samochodowa musi być skontrolowana promieniowaniem hamowania. Oddzielnym działem jest radiologia, dziedzina medycyny zajmująca się obrazowaniem ciała człowieka, z wykorzystaniem promieniowania rentgenowskiego (tradycyjna rentgenografia, tomografia komputerowa, angiografia). Otrzymane w ten sposób obrazy są interpretowane przez radiologa, na podstawie czego powstaje dokładny opis zdjęcia ze wszystkimi spostrzeżeniami oraz diagnozą.

W identyfikacji dzieł sztuki stosuje się powszechnie techniki fluorescencji rentgenowskiej z: dyspersją energii (ang. *energy dispersive XRF* – EDXRF), dyspersją długości fali (ang. *wavelength dispersive XRF* – WDXRF), całkowitym odbiciem wewnętrznym (ang. *total reflection XRF* – TRXRF), PIXE (ang. *particle induced X-ray fluorescence*). Dodać można jeszcze neutronową analizę aktywacyjną oraz analizę ramanowską.

Rynek usług w badaniach NDT ma obecnie charakter globalny. W przetargach na wykonywanie takich badań mogą startować eksperci z różnych państw. Problem w tym, że brak jest spójności między krajowymi standardami i procedurami dotyczącymi szkoleń i certyfikacji personelu. W konsekwencji zagraża to międzynarodowej współpracy przy realizacji dużych projektów oraz zwiększa w przypadku oceny infrastruktury lądowej ryzyko wypadków i katastrof.

Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej (MAEA) zainicjowała więc nowy regionalny projekt „**Harmonizing Non-Destructive Testing Training and Certification for Civil Engineering and Cultural Heritage**”, którego celem jest wymiana doświadczeń w dziedzinie NDT wykorzystujących promieniowania jonizujące. Skierowany

jest on w dużej części do krajów dawnego bloku wschodniego, chociaż zainteresowanie współpracą wyraziły również liczne kraje spoza tego regionu. Pełna lista zgłoszonych krajów to: Armenia, Austria, Azerbejdżan, Białoruś, Bośnia i Hercegowina, Bułgaria, Chorwacja, Cypr, Czarnogóra, Czechy, Estonia, Francja, Grecja, Gruzja, Hiszpania, Kazachstan, Kirgizja, Litwa, Łotwa, Macedonia, Malta, Mołdawia, Niemcy, Polska, Portugalia, Rumunia, Rosja, Serbia, Słowacja, Słowenia, Tadżykistan, Turcja, Ukraina, Uzbekistan, W. Brytania, Węgry, Włochy.

MAEA zakłada, że uda się wykorzystać najlepsze doświadczenia zaawansowanych technologicznie krajów, jakimi są Niemcy, Francja i USA. W tym kontekście wymieniane są również standardy rosyjskie, które obowiązują w wielu krajach byłego Związku Radzieckiego.

Na pierwszym spotkaniu, na którym przedstawione zostały założenia tego projektu, w wyniku dyskusji nad jego programem wyodrębniono tematykę zastosowania: rentgenografii, tomografii komputerowej, gamma radiografii, rentgenowskiej analizy fluorescencyjnej i radiacyjnej analizy aktywacyjnej w konserwacji i rewaloryzacji obiektów archeologicznych oraz dzieł sztuki. Techniki rentge-



Uczestnicy pierwszego spotkania, na które przygotowano założenia projektu IAEA „*Harmonizing Non-Destructive Testing, Training and Certification for Civil Engineering and Cultural Heritage*”

nowskie stały się obecnie podstawowym narzędziem pracy konserwatorów. W odróżnieniu jednak od inżynierii lądowej nie ma w tym przypadku wypracowanych standardów postępowania. Bardzo często muzea posługują się aparaturą zaprojektowaną na potrzeby przemysłowe lub medyczne.

Współczesna opieka konserwatorska opiera się na dobrym rozpoznaniu dzieła sztuki. Określenie jego budowy, stanu zachowania, a także warsztatu artystycznego twórcy jest możliwe między innymi poprzez zastosowanie najnowocześniejszych urządzeń diagnostycznych RTG, w tym także sprzętu używanego zwykle do zaawansowanych badań medycznych. Dobrym przykładem jest współpraca Muzeum Narodowego w Warszawie (MNW) z Europejskim Centrum Zdrowia Otwock (ECZ Otwock), która doprowadziła do wykorzystania w ocenie obiektów historycznych: wielowarstwowej tomografii komputerowej, angiografu z tomografią stożkową, cyfrowych systemów RTG oraz cyfrowego mammografu z tomosyntezą. Uzyskane tymi metodami obrazy mogą być dowolnie przekształcane, m.in. poprzez tworzenie wtórnych rekonstrukcji 2D i 3D, bardzo wieloma sposobami. Instytucje medyczne stały się obecnie istotnym graczem na rynku badań obiektów historycznych.

Skuteczność badań NDT zależy od właściwie zdefiniowanych potrzeb, czyli wyboru odpowiedniej metody i techniki badań, jak również od merytorycznych kompetencji osób wykonujących oraz nadzorujących ich przebieg. Obecnie na świecie działa wiele jednostek oferujących

usługi w zakresie certyfikacji, szkoleń i badań. Jedną z nowych możliwości jest odbycie szkolenia w systemie nauki przez Internet. MAEA zaprezentowała kurs (E-learning system ASNT) oferowany przez amerykańską firmę prowadzoną przez Davida Mandinę. Omówiono również niemiecki przykład certyfikacji w zakresie inżynierii lądowej, który daje możliwość uzyskania uprawnień poprzez własną naukę na kursie internetowym. Przy wszystkich zaletach nauki przez Internet pozostaje jednak pewna niepewność sprowadzająca się do myśli „sen o e-nauce, czy można zrobić prawo jazdy na symulatorze?”.

Osobną kwestią są kompetencje w zakresie badań obiektów o znaczeniu historycznym. Jak się wydaje, panuje w tej dziedzinie duża dowolność, tym bardziej że liczba stosowanych nuklearnych metod jest większa niż w inżynierii lądowej. Wiele laboratoriów prowadzących badania radiograficzne nie ma certyfikatów, inne wykorzystują standardy obowiązujące w inżynierii lądowej lub medycynie. Olbrzymi postęp w konstrukcji urządzeń stosujących promieniowanie jonizujące spowodował, że współcześnie historycy sztuki współpracują z chemikami, inspektorami ochrony radiologicznej, a ostatnio również z elektronikami. Wspieranie zwłaszcza regionalnych muzeów i laboratoriów konserwatorskich w wykorzystywaniu jądrowych technik obrazowania jako narzędzia diagnostycznego, a także radiacyjnych technologii dezynsekcji, dezynfekcji i konsolidacji powinno poprawić proces przywracania i konserwacji dzieł sztuki oraz archeologicznych artefaktów.

## 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. Bonifraterska 17, 00-203 Warszawa  
[www.paa.gov.pl](http://www.paa.gov.pl)