

ISSN 2353-9062

4 (102) 2015

BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA



PAŃSTWOWA
AGENCJA
ATOMISTYKI

Wydawca:



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

Maciej JURKOWSKI, Przewodniczący Rady Programowej

Marek WOŹNIAK, Redaktor naczelny

ISSN 2353-9062 (publikacja elektroniczna)

BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA

BIULETYN INFORMACYJNY PAŃSTWOWEJ AGENCJI ATOMISTYKI

Nr 4 (102) 2015
Warszawa

Spis treści

Marcin Dąbrowski Udział Państwowej Agencji Atomistyki w programach kontroli WGIP.	5
Michał Przybysz Przegląd kodeksów technicznych AFCEN	10
Ernest Staroń Probabilistyczna analiza bezpieczeństwa na poziomie trzecim.	16
Eryk Turski Czynnik ludzki w probabilistycznych analizach bezpieczeństwa	23
Sylwester Sommer Ryzyko niskich dawek promieniowania a ochrona radiologiczna.	33
Zbigniew Zimek, Wojciech Głuszewski Bezpieczeństwo przemysłowych zastosowań technik radiacyjnych	39

Szanowni Państwo

Artykuły zawarte w czwartym tegorocznym numerze Biuletynu w większości poświęcone są różnym aspektom realizacji przez dozór jądrowy swych podstawowych funkcji: określania wymagań (*rules setting*)*, wydawania zezwoleń i uprawnień (*authorization*), kontroli i egzekwowania (*inspection and enforcement*) oraz dozorowej oceny bezpieczeństwa (*assessment*).

Artykuł pana **Marcina Dąbrowskiego** jest relacją z udziału w charakterze obserwatora w tzw. dogłębnej inspekcji (*in-depth inspection*), przeprowadzonej przez inspektorów francuskiego dozoru jądrowego ASN w elektrowni jądrowej Bugey w środkowej Francji we wrześniu br., z udziałem międzynarodowych obserwatorów (trzech inspektorów dozoru jądrowego – po jednym z Kanady, Polski i USA). Udział autora w tej kontroli można traktować jako element bardzo istotnego praktycznego szkolenia polskich inspektorów w zakresie dozoru elektrowni jądrowych. Artykuł zawiera wiele cennych obserwacji, mogących służyć doskonaleniu w polskim dozorcze funkcji kontroli i egzekwowania.



Artykuł pana **Michała Przybysza** omawia zawartość zbioru przepisów (norm) technicznych francuskiego stowarzyszenia AFCEN (tzw. kodeksów technicznych AFCEN), dotyczących zasad projektowania, budowy oraz kontroli eksploatacyjnej urządzeń i systemów elektrowni jądrowych z reaktorami PWR. Kodeksy techniczne będą stanowiły istotny materiał referencyjny na etapie dozorowej oceny projektu (*assessment*), a następnie przy kontrolach (*inspection and enforcement*) budowy, a potem – eksploatacji przyszłej elektrowni jądrowej w Polsce. Kodeksy AFCEN mogłyby być szczególnie przydatne, jeśli polska elektrownia jądrowa byłaby oparta na francuskiej technologii – spełniają podobną rolę jak kodeksy ASME w przypadku technologii amerykańskiej.

Kolejne 2 artykuły poświęcone są narzędziom dozorowej oceny bezpieczeństwa (*assessment*) stanowiącej przecież podstawę decyzji organów dozoru – Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki i inspektorów dozoru jądrowego, w ramach realizacji dozorowych funkcji autoryzacji oraz egzekwowania.

Artykuł pana **Ernesta Staronia** jest kontynuacją informacji dotyczących roli probabilistycznej analizy bezpieczeństwa PSA (*Probabilistic Safety Assessment*) w ocenie bezpieczeństwa obiektu jądrowego i metod jej wykonywania – przedstawia opis metodologii wykonywania PSA na poziomie trzecim (wcześniej publikowane w poprzednich numerach Biuletynu artykuły dotyczyły PSA poziomu 1 i 2). Artykuł pana **Eryka Turskiego** pokazuje (na przytoczonych przykładach), jak radzi sobie metodologia PSA w tak trudnej kwestii, jak modelowanie wpływu czynnika ludzkiego na bezpieczeństwo obiektu jądrowego.

Poza artykułami związanymi z praktyką wykonywania dozoru w odniesieniu do obiektów energetyki jądrowej, zamieszczamy w bieżącym numerze dwa artykuły poświęcone ochronie radiologicznej – jej podstawom oraz aspektom bezpieczeństwa zastosowań technologii radiacyjnych.

Pan **Sylwester Sommer** omawia w swoim artykule hipotezy stanowiące podstawę obecnie obowiązujących poziomów dawek granicznych oraz argumenty za i przeciw ewentualnej ich rewizji.

Panowie **Zbigniew Zimek** i **Wojciech Głuszewski** omawiają istotne aspekty bezpieczeństwa zastosowań technologii radiacyjnych i ich produktów na tle historii rozwoju technik radiacyjnych, u których źródła była m.in. myśl i odkrycia Marii Skłodowskiej-Curie, której 150-lecie urodzin świętować będziemy w 2017 roku.

W imieniu Redakcji i własnym życzę Państwu owocnej lektury, radosnego świętowania Bożego Narodzenia oraz realizacji marzeń i planów, a także wszelkiej pomyślności w Nowym Roku 2016 r.

Przewodniczący Rady Programowej
Maciej Jurkowski

* Ten obszar działania dozoru określany jest często terminem (*Regulations and Guides*). Urząd dozoru, jakim jest PAA, uczestniczy w procesie tworzenia przepisów (*regulations*) – określających wymagania bezpieczeństwa i wytycznych (*guidelines*) – wskazujących oczekiwane, akceptowalne sposoby wykazania dozorcze przez wnioskującego do organu dozoru o autoryzacje jego działalności, że wymagania bezpieczeństwa zawarte w przepisach i warunkach zezwolenia są spełnione.

Udział Państwowej Agencji Atomistyki w programach kontroli WGIP

Marcin Dąbrowski
Państwowa Agencja Atomistyki

Wprowadzenie

Komitet do spraw działalności dozorów jądrowych CNRA (ang. *Committee on Nuclear Regulatory Activities*) Agencji Energii Jądrowej przy Organizacji Współpracy Gospodarczej i Rozwoju (NEA-OECD) utworzył w 1990 roku grupę roboczą, zajmującą się problematyką i dzieleniem się doświadczeniami dotyczącymi kontroli dozorowych. Grupa ta nazwana została WGIP (ang. *Working Group on Inspection Practices*). Celem prac WGIP jest ułatwienie wymiany informacji i doświadczeń w zakresie prowadzenia kontroli dozorowych pomiędzy inspektorami z krajów członkowskich Agencji Energii Jądrowej NEA (ang. *Nuclear Energy Agency*). Przedstawiciele PAA biorą aktywny udział dwa razy w roku w spotkaniach roboczych grupy oraz w warsztatach organizowanych przez WGIP co 2 lata.

W 2013 roku, po odpowiednich przygotowaniach, WGIP wprowadziła nowy program wymiany doświadczeń kontroli dozorowych związany z **obserwacjami kontroli**. W ramach zadania porównywania praktyk w zakresie rutynowych inspekcji dozorowych w EJ (*NPP Benchmarking Inspection Practices Programme – Routine Task*), stworzono możliwość obserwowania praktyk inspekcji prowadzonych przez zagraniczne urzędy dozoru, w ramach tzw. OIPP (*Observed Inspection Practices Programme*).

Pierwsze dwie pilotowe inspekcje przeprowadzono podczas przestojów reaktorów związanych z wymianą paliwa w USA z udziałem inspektorów z Francji i Hiszpanii oraz w Hiszpanii z udziałem przedstawicieli Kanady oraz Korei Południowej. Po zakończonych sukcesem inspekcjach pilotowych przeprowadzono dwie kolejne inspekcje – w 2014 roku w Wielkiej Brytanii oraz w kwietniu 2015 roku w Kanadzie.

WGIP założyła, że w roku, w którym organizuje swoje warsztaty, odbywać się będzie jedna wspólna inspekcja, a w pozostałe lata dwie wspólne inspekcje. Główną zasadą tego programu jest obserwowanie przez przedstawicieli

zagranicznych dozorów kontroli przeprowadzanej przez lokalny dozór jądrowy i tworzenie po kontroli raportu opisującego zaobserwowane dobre praktyki, różnice pomiędzy podejściami dozorowymi albo zalecenia.

Z naszego punktu widzenia było istotne, iż OIPP umożliwił m.in. inspektorom z krajów rozpoczynających program jądrowy uczestniczenie w charakterze obserwatorów w inspekcjach dozorowych w krajach o zaawansowanych programach jądrowych. Z tego powodu w inicjatywie OIPP obok krajów o zaawansowanych programach jądrowych od początku uczestniczy Polska. W drugiej ze zorganizowanych w 2015 roku w ramach OIPP – WGIP inspekcji, tym razem w EJ Bugey we Francji, wziął udział, obok inspektorów z US-NRC i CNSN-Canada, inspektor dozoru jądrowego PAA, autor niniejszego artykułu.

Filozofia kontroli dozorowych we Francji

We Francji rolę dozoru jądrowego pełni ASN (fr. *L’Autorité de Sûreté Nucléaire*). Do jego głównych zadań należy kontrola wszystkich działalności z promieniowaniem (*activities*) oraz obiektów jądrowych (*facilities*) pod względem zgodności ich prowadzenia z wymaganiami dozorowymi i warunkami zezwolenia. Rolę tę ASN pełni m.in. poprzez prowadzenie kontroli zgodnie z następującymi dwiema regułami:

- a) kontrola powinna wykryć każde odchylenie wskazujące możliwe obniżenie poziomu bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej (bjior) oraz każdą niezgodność z prawnymi i dozorowymi wymaganiami, do których licencjobiorca powinien się stosować,
- b) zakres, częstość i typ kontroli są proporcjonalne do poziomu ryzyka prezentowanego przez obiekt lub działalność; kontrola nie jest systematyczna lub bardzo szczegółowa, jest wyrywkowa i skupia się na tematach o najwyższych możliwych konsekwencjach, tzw. stosowanie podejścia „*graded approach*”.

We Francji, co jest dość charakterystyczne, nie ma rezydentów dozoru w elektrowni jądrowej, tak jak w wielu innych dozorach, a nadzór nad elektrowniami zapewniany jest przez 11 regionalnych biur ASN. Za nadzór dozorowy nad każdą elektrownią odpowiedzialni są wyznaczeni przez biuro regionalne ASN inspektorzy, którzy wykonują około 1–2 standardowych inspekcji na tydzień. Kontrola, w której brał udział przedstawiciel PAA, odbyła się w elektrowni należącej do biura regionalnego w Lyonie. Do zadań tego biura należy m.in. nadzór nad 4 elektrowniami jądrowymi: Bugey, Craus-Meysse, Saint-Alban oraz Tricastin. Każdej z elektrowni niezależnie od ilości eksploatowanych bloków przypisani są po dwaj inspektorzy ASN, a dwaj pozostali inspektorzy z dziesięciu w tym regionie są inspektorami odpowiedzialnymi za inspekcję pracy w podległych obiektach. Dodatkowo podczas kontroli inspektorów z biura regionalnego mogą wspierać inspektorzy z innych biur regionalnych oraz ze specjalnego departamentu urzędzeń ciśnieniowych albo eksperci z organizacji wsparcia technicznego IRSN (fr. *Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire*).

Inspekcja może być niezapowiedziana albo zapowiedziana kilka tygodni wcześniej przed kontrolą. ASN przeprowadza różne rodzaje kontroli zależnie od sytuacji w obiekcie:

- 1) najczęstsze **kontrole standardowe** prowadzone przez inspektorów przypisanych do danej elektrowni przeprowadzane są zazwyczaj w ciągu jednego dnia i skupiają się na jednym temacie,
- 2) **kontrole w głąb**, inspekcje kilkudniowe przeprowadzane przez większy zespół inspektorów i ekspertów odnoszące się do wielu tematów, jest to ekwiwalent około 10 standardowych inspekcji; tematy kontrolne dobiera się na podstawie problemów, z którymi zmagają się dany obiekt; zgodnie z polityką ASN takie kontrole przeprowadza się raz w roku w całym kraju w elektrowni z największymi problemami związanymi z bjiór, np. w opisywanej w tym artykule elektrowni Bugey poprzednia taka kontrola była w roku 2000,
- 3) **kontrole z pobieraniem próbek i pomiarami**, głównie skupione na niezależnym pobieraniu od operatora próbek do pomiarów porównawczych uwolnień substancji promieniotwórczych z elektrowni,
- 4) **kontrole na skutek** jakiegoś znaczącego **zdarzenia** w elektrowni,
- 5) **kontrole specjalne przeprowadzane w przypadku przestojów** związanych z wymianą paliwa albo remontami oraz likwidacją reaktora (ang. *decommissioning*).

Udział w kontroli w EJ Bugey we Francji

We wrześniu 2015 roku po raz pierwszy w ramach programu OIPP-WGIP przedstawiciel polskiego dozoru jądrowego PAA miał możliwość wziąć udział jako obserwator



Rys. 1. Obserwatorzy WGIP wraz z przedstawicielem ASN podczas kontroli w EJ Bugey. Źródło własne.

w kontroli przeprowadzanej przez francuski dozór jądrowy ASN we francuskiej elektrowni jądrowej Bugey.

Elektrownia Bugey znajduje się na południu Francji, 30 kilometrów od miasta Lyon oraz około 65 kilometrów od granicy ze Szwajcarią. Jak wszystkie elektrownie jądrowe we Francji, należy do francuskiego operatora EdF. Cztery z pięciu bloków należą do serii CP0 reaktora PWR i wraz z dwoma blokami w elektrowni Fessenheim są to najstarsze eksploatowane bloki elektrowni jądrowych we Francji. Piąty już nieczynny blok typu UNGG (reaktor chłodzony gazem) jest poddawany likwidacji po jego wyłączeniu w 1994 roku. Podczas kontroli trzy eksploatowane bloki pracowały z mocą nominalną około 900 MW, a czwarty miał przestój związany z wymianą paliwa.

Przed kontrolą była możliwość zapoznania się ze specyfiką kontrolowanego obiektu oraz wytycznymi dozorowymi odnośnie do planowanej kontroli. Zgodnie z wcześniej wymienionymi rodzajami kontroli była to kontrola w głąb, trwająca pięć dni od poniedziałku do piątku i przeprowadzana przez 10 inspektorów ASN i 15 ekspertów IRSN. Aby zapewnić tzw. świeże spojrzenie, kontrolą kierował inspektor z innego biura regionalnego. W kontroli brali również udział inspektorzy z innych biur regionalnych z całej Francji, w tym z siedziby głównej w Paryżu. Ze strony WGIP jako obserwatorzy w kontroli poza przedstawicielem Polski brał udział inspektor dozoru US.NRC (USA) oraz CNSC (Kanada). Dodatkowo podczas kontroli inspektorów ANS wspierali eksperci z organizacji wsparcia technicznego IRSN. Nie brali oni udziału w kontroli przez cały tydzień, ale w poszczególnych dniach, kiedy to kontrolowano poszczególne elementy elektrowni.

Kontrola rozpoczęła się w poniedziałek od formalnych czynności, czyli wyrobienia odpowiednich przepustek, otrzymania od EdF podstawowych informacji bezpieczeństwa i ochrony radiologicznej oraz pomiarów licznikiem całego ciała. Następnie przeprowadzono spotkanie wprowadzające z przedstawicielami dyrekcji EdF, podczas którego ASN prezentował cele kontroli. EdF ze swojej

strony prezentował wyznaczonych pracowników elektrowni odpowiedzialnych za wyjaśnienia dotyczące poszczególnych tematów kontroli oraz zaprezentował planowane na następne lata modyfikacje związane z podniesieniem poziomu bezpieczeństwa obiektu, w tym m.in.:

- w przypadku utraty zasilania zewnętrznego dodatkowe generatory prądu w budynku bunkra, odporne na wszelkie zdarzenia zewnętrzne (zalania, trzęsienia ziemi, tornada); generatory te zapewniałyby odpowiednie zasilanie energią elektryczną (3MW) przez trzy dni, kiedy to funkcje zasilania mogłyby przejąć zespoły FARN¹,
- dodatkowe zbiorniki rezerw wody,
- nowe awaryjne centrum zarządzania na terenie elektrowni, niezależne od zewnętrznych źródeł zasilania i tak jak wyżej odporne na wszelkie zdarzenia zewnętrzne.

Właściwa szczegółowa kontrola rozpoczęła się we wtorek i trwała do czwartku. Podczas tych trzech dni cały zespół kontrolny podzielony był na trzy do czterech grup, które przeprowadzały kontrolę innych systemów albo dokumentacji równoległe względem siebie. Każdego dnia rano i wieczorem następowało spotkanie wszystkich grup kontrolnych i omówienie zadań na następny dzień albo uchybień i problemów wykrytych podczas kontroli. Czas kontroli inspektorów był mniej więcej jednakowo podzielony na przeglądanie dokumentacji równocześnie z dyskusjami z odpowiedzialnymi za nią pracownikami oraz na przebywanie na obiekcie i obserwowanie czynności w nim wykonywanych. Kierujący kontrolą bezpośrednio nie brał udziału w czynnościach kontrolnych tylko nadzorował równoległe zespoły kontrolne.

Obserwatorzy z ramienia WGIP w drugim dniu brali udział w kontroli utrzymania obiektu podczas przestoju reaktora związanego z wymianą paliwa. Ze względu na

dużą ilość prac prowadzonych w głównym budynku reaktora inspektorzy ASN losowo wybierali czynności, przy których chcieli być obecni. Podczas obserwacji zwracali uwagę na przestrzeganie przez pracowników instrukcji opisujących wykonywane przez nich prace oraz instrukcji radiologicznych. Poza obserwacją prac remontowych inspektorzy zwracali również uwagę na kwestie zachowania odpowiedniego porządku w kontrolowanych pomieszczeniach.

W związku z przestojem reaktora prowadzonych było w nim bardzo dużo prac również przez pracowników zewnętrznych, czyli nie należących do stałej obsady elektrowni. Dlatego też trzeba było zwrócić uwagę na ich stosunek do kultury bezpieczeństwa i odpowiednie przeszkolenie, czyli m.in. na:

- 1) przestrzeganie zasad ochrony radiologicznej, w tym każdorazowe pomiary radiologiczne przy opuszczaniu stref o podwyższonym narażeniu na skażenia radiologiczne,
- 2) odpowiednie wyposażenie pracowników zgodne z wymogami pomieszczenia, w którym prowadzone są prace,
- 3) zachowanie porządku podczas wykonywania prac, po tymczasowym przerwaniu prac oraz po zakończeniu prac, czyli pozostawianie po ukończeniu pracy jakichkolwiek przedmiotów nie będących stałym wyposażeniem obiektu, pozostawianie materiałów łatwopalnych (np. elementów drewnianych albo kartonów), kwestie pozostawiania i zabezpieczenia tymczasowych rusztołów.

Dodatkowo podczas wizyty przy basenie reaktora inspektorzy zwrócili uwagę na wdrożony przez operatora program FME (ang. *Foreign Material Exclusion*). Program ten ma zapobiec dostaniu się obcych ciał do ważnych

Tabela 1. Program czynności kontrolnych

Dzień tygodnia	Tematy kontroli		
Wtorek	Zintegrowany System Zarządzania	Utrzymanie obiektu podczas przestoju reaktora związanego z wymianą paliwa	Modyfikacje materiałów
Liczba inspektorów ASN	3	3	2
Liczba ekspertów IRSN	3	2	2
Środa	Zapewnienie zgodności z wymaganiami zezwolenia oraz wprowadzanie zmian w dokumentacji i systemach sterujących	Prowadzenie i kontrola obiektu (pierwsza część)	Ostateczne ujęcie ciepła
Liczba inspektorów ASN	3	4	2
Liczba ekspertów IRSN	2	2	1
Czwartek	Korygowanie uchybień	Prowadzenie i kontrola obiektu (druga część)	Kontrola pierwotnych i wtórnych systemów
Liczba inspektorów ASN	3	2	2
Liczba ekspertów IRSN	3	2	1

¹ FARN – *Nuclear Rapid Response Force* – system szybkiego reagowania na awarię jądrową.

komponentów elektrowni jądrowej, w szczególności do obiegu pierwotnego ze zbiornikiem ciśnieniowym reaktora oraz do wszelkich wymienników ciepła. Szczególnie zwraca się na to uwagę podczas prac przy zdjętej górnej części zbiornika ciśnieniowego reaktora albo przy pracach związanych z wymianą rurociągów bądź zaworów. W EJ Bugey przy wejściu na korpus reaktora specjalnie wyznaczony do tego pracownik wymienia wchodzącym tam osobom wyposażenie osobiste na takie, które nie stanowi zagrożenia dla obiektu (np. kask ochronny ze specjalnym zapięciem pod brodą) oraz zwraca uwagę krok po kroku, jakie elementy wyposażenia stwarzają dla nich zagrożenie w danej strefie bądź pomieszczeniu.

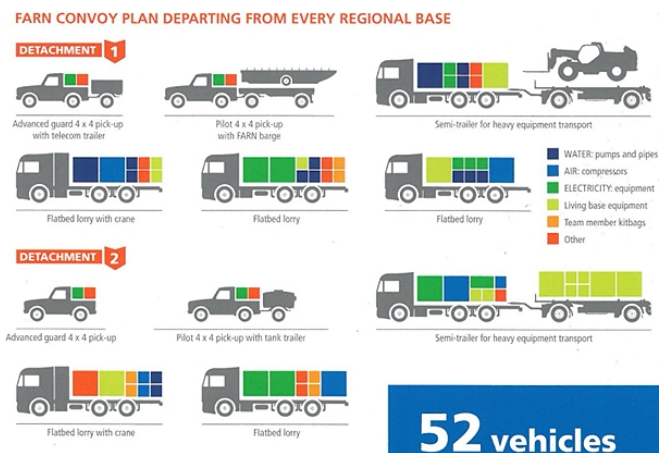
Trzeciego dnia obserwatorzy towarzyszyli zespołowi inspektorów oraz ekspertów odpowiedzialnych za kontrolę ostatecznego ujścia ciepła z elektrowni. Dwa z bloków EJ Bugey oddają ciepło poprzez chłodnie kominowe, a dwa pozostałe do rzeki Rodan. Pierwsza część kontroli związana z tym systemem polegała na przeglądzie dokumentacji, która m.in. dotyczyła: utrzymania systemu, wprowadzania dyrektyw EdF w procedurach, kontroli procedur oraz organizacji szkoleń obsługi technicznej tego systemu. Następnie inspektorzy dokonali wizualnej inspekcji systemów poboru wody z rzeki Rodan wraz z pomieszczeniami przepompowni tego systemu oraz przepompowni wody do systemów przeciwpożarowych. Inspektorzy zwracali uwagę na stan techniczny urządzeń, w tym ewentualne uszkodzenia mechaniczne oraz zgodność oznaczeń z dokumentacją.

Czwartego dnia inspektorzy ASN wykonywali nietypową dla siebie inspekcję, polegającą na obserwacji pracy osób odpowiedzialnych za zapewnienie bezpieczeństwa wewnątrz obiektu. Przez pierwszą część dnia obserwowano odprawę inżynierów bezpieczeństwa (ang. *Safety Engineers*), a następnie podążano za jednym z ośmiu inżynierów podczas jego rutynowego obchodu po obiekcie oraz rozmowy z kierownikiem zmiany. Inżynier bezpieczeństwa wewnątrz elektrowni jest niezależny od kierownictwa elektrowni i podlega innemu departamentowi EdF, niż ten odpowiedzialny za pracę obiektu. Jego zadaniem jest przeprowadzanie w obiekcie kontroli niezależnych od obsługi elektrowni i w razie wykrycia jakichś istotnych uchybień informowanie o tym kierownictwa obiektu, a następnie ASN. Rutynowy obchód inżyniera polegał na przejściu przez najważniejsze pomieszczenia bloku reaktora, w tym sterowni i sprawdzeniu, czy prowadzone prace prowadzone są w zgodności z zasadami bjiór, wymaganiami wewnętrznych instrukcji operatora oraz z zezwoleniem. W drugiej części dnia inspektorzy wraz z obserwatorami towarzyszyli operatorowi pomocniczemu (ang. *auxiliary field operator*) w kontroli funkcjonalności zewnętrznych komponentów elektrowni jądrowej. Kontrola obejmowała szczegółowe sprawdzenie transformatorów oraz przenośnych agregatów prądowych (bez uruchamiania i testowania) w poszukiwaniu ewentualnych wycieków

płynów roboczych, oznaczeń i śladów uszkodzeń mechanicznych.

Ostatniego dnia kontroli, po końcowych pomiarach licznikiem całego ciała (tak aby wykluczyć skażenia wewnętrzne członków zespołu kontrolującego), odbyło się spotkanie z przedstawicielami dyrekcji EdF w celu zaprezentowania wyników kontroli. Podczas prezentacji przedstawiciele ASN wskazali dobre praktyki odnośnie do poziomu bjiór w elektrowni jądrowej Bugey oraz uchybień, do których EdF powinno się ustosunkować. Praktyką w ASN jest, że szczegółowy protokół z takich kontroli przesyła się do operatora w około miesiąc po kontroli, po zatwierdzeniu przez kierownictwo dozoru jądrowego.

Podczas kontroli w EJ Bugey zespołowi przeprowadzającemu kontrole zaprezentowany został również system szybkiego reagowania FARN (ang. *Nuclear Rapid Response Force*), którego utworzenie we Francji jest pewnego rodzaju odpowiedzią na wnioski wyciągnięte z awarii w EJ Fukushima. W skład tego systemu wchodzi niezależne od siebie specjalne zespoły wraz z odpowiednim wyposażeniem, rekrutowane z pracowników elektrowni jądrowych, które w przypadku awarii mogą w bardzo krótkim czasie, bez względu na panujące warunki, dotrzeć do miejsca zagrożenia w dowolnej elektrowni. Ich zadaniem jest przywrócić zasilanie w wodę, energię elektryczną i sprężone powietrze, tak aby zminimalizować skutki awarii i zapobiec stopieniu rdzenia. Zespoły FARN rozlokowane są w czterech elektrowniach jądrowych we Francji, w tym m.in. właśnie w EJ Bugey. W skład każdego zespołu wchodzi 13 identycznych pojazdów (łącznie z łodzią) wyposażonych m.in. w pompy z rurociągami, sprężarki powietrza, generatory prądu i niezbędny sprzęt do napraw systemu elektrycznego, zestawy logistyczne (np. namioty dla członków zespołu) oraz sprzęt awaryjny. Zespoły te koordynowane są z siedziby centralnej, tak aby przy najbardziej niesprzyjających warunkach zewnętrznych mogły w czasie krótszym niż 24 godziny dotrzeć do każdej elektrowni jądrowej we Francji.



Rys. 2. Skład jednego zespołu FARN. Źródło: *EdF's commitment to enhance safety*.

Podsumowanie

Francuski dozór jądrowy ASN stosuje inne podejście do przeprowadzania kontroli od takich dozorów, jak często naśladowany US.NRC, co nie znaczy, że bezpieczeństwo jądrowe w tym kraju stoi na niższym poziomie. Co więcej, wymieniając poważne awarie w elektrowniach jądrowych na świecie, nie wspomni się o żadnej w obiekcie nadzorowanym przez ASN. We Francji kładzie się znacznie większy nacisk na to, aby to operator – EDF wykazywał większą inicjatywę w sprawach bezpieczeństwa. Ze względu na to, iż we Francji jest tylko jeden operator (EDF) w przypadku jakiegось incydentu ucierpi reputacja wszystkich eksploatowanych przez niego elektrowni. Dlatego też m.in. rolę amerykańskiego rezydenta pełni tutaj nie pracownik ASN, lecz inżynier bezpieczeństwa niezależnego departamentu EDF, który codziennie przeprowadza prawie te same czynności co w Stanach Zjednoczonych rezydent US NRC.

Obecność podczas kontroli przeprowadzanej przez ASN była doskonałą okazją, aby zapoznać się w praktyce z filozofią przeprowadzania kontroli dozorowych we Francji i z pewnością doświadczenia zdobyte w czasie tego tygodnia będą mogły być wykorzystane podczas kontroli PAA w przyszłych polskich elektrowniach jądrowych.

Notka o autorze

Mgr inż. Marcin Dąbrowski – absolwent Wydziału Mechanicznego Energetyki i Lotnictwa Politechniki Warszawskiej, inspektor dozoru jądrowego II st., starszy specjalista w Wydziale Kontroli Obiektów Jądrowych, Departament Bezpieczeństwa Jądrowego Państwowej Agencji Atomistyki.

Literatura

1. Materiały EDF, *EDF's commitment to enhance safety*.

Przegląd kodeksów technicznych AFCEN

Michał Przybysz
Państwowa Agencja Atomistyki

1. Wstęp

We wrześniu 2014 r. Ambasador Francji w Polsce pan Pierre Buhler zorganizował uroczystość, w której uczestniczyli przedstawiciele siedmiu krajowych instytucji¹ zaangażowanych w prace związane z Polskim Programem Energetyki Jądrowej (PPEJ). Podczas spotkania pan Claude Duval – wiceprezes Komitetu Redakcyjnego AFCEN² dokonał oficjalnego przekazania każdej z zaangażowanej w PPEJ instytucji (w tym Państwowej Agencji Atomistyki) angielskojęzycznej wersji zbioru przepisów (norm) technicznych francuskiego stowarzyszenia AFCEN (tzw. kodeksów/kodów technicznych AFCEN) dotyczących zasad projektowania, budowy i kontroli eksploatacyjnej: urządzeń mechanicznych (RCC-M), urządzeń elektrycznych oraz systemu sterowania i pomiarów (RCC-E), robót budowlanych w zakresie inżynierii lądowej (ETC-C) i zabezpieczenia przeciwpożarowego (ETC-F), stosowanych w elektrowniach jądrowych [1]. Problematyka ta była już



Uroczyste wręczenie francuskich norm technicznych AFCEN kluczowym polskim instytucjom. Źródło: [10].

poprzednio przedmiotem seminariów organizowanych w Polsce w ciągu kilku ostatnich lat przez AFCEN, ambasadę Francji i Akademią Górniczo-Hutniczą w Krakowie.

Artykuł zawiera zwięzły opis zawartości dokumentów AFCEN otrzymanych przez PAA.

2. Kodeksy AFCEN w świetle polskich przepisów

Wymagania z punktu widzenia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej dla planowanej w Polsce elektrowni jądrowej regulowane są ustawą z dnia 29 listopada 2000 r. Prawo atomowe (Dz. U. z 2014 r. poz. 1512) oraz aktami wykonawczymi do tej ustawy, w szczególności rozporządzeniami Rady Ministrów:

- z dnia 31 sierpnia 2012 r. w sprawie wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, jakie ma uwzględniać projekt obiektu jądrowego (Dz. U. z 2012 r. poz. 1048);
- z dnia 11 lutego 2013 r. w sprawie wymagań dotyczących rozruchu i eksploatacji obiektów jądrowych (Dz. U. z 2013 r. poz. 281);
- z dnia 31 sierpnia 2012 r. w sprawie zakresu i sposobu przeprowadzania analiz bezpieczeństwa przeprowadzanych przed wystąpieniem z wnioskiem o wydanie zezwolenia na budowę obiektu jądrowego oraz zakresu wstępnego raportu bezpieczeństwa dla obiektu jądrowego (Dz. U. z 2012 r. poz. 1043);
- z dnia 11 lutego 2013 r. w sprawie wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej dla etapu likwidacji obiektów jądrowych oraz zawartości raportu z likwidacji obiektu jądrowego (Dz. U. z 2013 r. poz. 270).

¹ Departamentu Energii Jądrowej w Ministerstwie Gospodarki, Państwowej Agencji Atomistyki, Politechniki Warszawskiej, Narodowego Centrum Badań Jądrowych, Instytutu Chemii i Techniki Jądrowej, Instytutu Spawalnictwa w Gliwicach i spółki PGE Energia Jądrowa 1.

² AFCEN (Association Française pour les règles de Conception, de construction et de surveillance en exploitation des matériels des chaudières Électro-Nucléaires) – francuskie stowarzyszenie ds. zasad projektowania, budowy i kontroli eksploatacyjnej urządzeń części jądrowej EJ założone w 1980 r. przez EdF oraz Framatome i Novatome (obecnie AREVA Group).

Wymagania dotyczące procesu licencjonowania obiektów energetyki jądrowej zawiera ponadto ustawa z dnia 29 czerwca 2011 r. o przygotowaniu i realizacji inwestycji w zakresie obiektów energetyki jądrowej oraz inwestycji towarzyszących (Dz. U. 2011 r. poz. 789). Natomiast wymagania dotyczące warunków technicznych dozoru technicznego dla urządzeń w elektrowni jądrowej zawierają przepisy wydane na podstawie art. 8 ust. 5a ustawy z dnia 21 grudnia 2000 r. o dozorcze technicznym (Dz. U. nr 122, poz. 1321 z późn. zm.). Te ostatnie określają m.in. warunki techniczne dozoru technicznego w zakresie projektowania materiałów i elementów stosowanych do wytwarzania, naprawy lub modernizacji oraz wytwarzania, eksploatacji i likwidacji urządzeń technicznych lub urządzeń w elektrowni jądrowej, zwanych „urządzeniami EJ”, podlegających dozorowi technicznemu – określonych w rozporządzeniu Rady Ministrów wydanym na podstawie art. 5 ust. 4 ustawy o dozorcze technicznym.

Kody AFCEN, w porównaniu do wymienionych dokumentów, zawierają bardzo szczegółowe parametry techniczne. W wielu miejscach zawierają odnośniki do norm europejskich. Polska jako kraj członkowski Unii Europejskiej korzysta z norm zharmonizowanych EN, również z tych norm, które są wymienione w kodach. Na przykład w kodzie ETC-C podane są normy EN-1990 Eurokode 0, EN-1991 Eurokode 1, EN-1992 Eurokode 2, EN-1993 Eurokode 3, EN-1994 Eurokode 4, EN-1997 Eurokode 7, EN-1998 Eurokode 8. Powyższe normy są przetłumaczone na język polski i wykorzystywane w sektorze budowlanym i funkcjonują jako:

- PN-EN 1990 – Eurokod: Podstawy projektowania konstrukcji;
- PN-EN 1991 – Eurokod 1: Oddziaływania na konstrukcje;
- PN-EN 1992 – Eurokod 2: Projektowanie konstrukcji z betonu;
- PN-EN 1993 – Eurokod 3: Projektowanie konstrukcji stalowych;
- PN-EN 1994 – Eurokod 4: Projektowanie konstrukcji zespolonych stalowo-betonowych;
- PN-EN 1997 – Eurokod 7: Projektowanie geotechniczne;
- PN-EN 1998 – Eurokod 8: Projektowanie konstrukcji poddanych oddziaływaniom sejsmicznym [3].

Oparcie kodeksów AFCEN na normach europejskich EN i to, że Polska korzysta z norm EN może ułatwić wdrożenie kodów w Polsce w praktyce. Według polskich przepisów od pierwszego stycznia 2003 r. stosowanie PN jest całkowicie dobrowolne [3]. Wyjątek stanowią działania wykonywane ze środków publicznych, podlegające ustawie „Prawo zamówień publicznych”, która nakłada obowiązek uwzględnienia tych norm [4].

3. Kodeks RCC-M: zasady projektowania i budowy elementów mechanicznych PWR elektrowni jądrowych

Design and Construction Rules for Mechanical Components of PWR Nuclear Islands



Rys. 1. Kodeksy RCC-M.

Źródło: <http://www.afcen.com/en/about/our-codes>

Kodeks RCC-M AFCEN dotyczy elementów mechanicznych projektowanych i produkowanych dla reaktorów wodnych ciśnieniowych (PWR). Odnosi się do urządzeń ciśnieniowych dla klas bezpieczeństwa: 1, 2 i 3 oraz niektórych elementów bezcisnieniowych, takich jak konstrukcje wsporcze.

RCC-M obejmuje następujące zagadnienia techniczne:

- dobór i ocena projektu;
- wybór materiałów i warunków zamówienia;
- wykonanie i kontrola;
- kryteria akceptacji dla wykrytych wad;
- dokumenty zapewnienia jakości.

Kodeks RCC-M został wykorzystany jako punkt odniesienia dla projektowania i produkcji komponentów klasy 1 (zbiornik ciśnieniowy reaktora, generator pary, silniki pomp, zawory główne, armatura itp.), a także w elementach klasy 2 oraz 3 dla:

- ostatnich 16 bloków jądrowych we Francji;
- dwóch reaktorów w Republice Południowej Afryki i dwóch reaktorów w Korei Południowej;
- trzydziestu sześciu reaktorów typu: M310 (4), CPR-1000 (24), CPR-600 (6), EPR (2) w Chinach, które pracują lub są w trakcie budowy;
- czterech reaktorów EPR: w Finlandii (1) Francji (1) i Wielkiej Brytanii (2) [5].

Kodeks RCC-M zawarty jest w ośmiu segregatorach, w których zachowany jest podział ze względu na tematykę. W przypadku modernizacji kodu nie trzeba zmieniać kompletu norm, ponieważ forma segregatora umożliwia wymianę poszczególnych stron, które uległy zmianie i udostępniane są przez stowarzyszenie AFCEN. Dzięki temu, w prosty sposób można uaktualnić posiadaną wersję kodu do wersji najnowszej. W przypadku norm i wytycznych mających zastosowanie przy budowie i eksploatacji obiektów jądrowych posługiwanie się aktualnymi wersjami

tych dokumentów, opartymi na najnowszych wynikach badań i doświadczeń, jest szczególnie ważne z uwagi na konieczność zachowania bezpieczeństwa funkcjonowania obiektów jądrowych.

Kodeks RCC-M podzielony jest na sześć sekcji, a sekcje są podzielone na dalsze podrozdziały. Poniżej dokonana jest krótka charakterystyka poszczególnych sekcji.

SEKCJA I (SECTION I) – Urządzenia części jądrowej EJ

PODROZDZIAŁY SEKCJI I (I SUBSECTIONS):

A – GENERAL RULES (PODROZDZIAŁ A – OGÓLNE ZASADY)

Podrozdział A jest pewnego rodzaju wstępem do całego kodeksu RCC-M. Zawiera informacje ogólne, przedstawiona jest tutaj budowa kodeksu, opis komponentów zawartych w kodeksie, podane są informacje o wymaganej zawartości dokumentów dotyczących materiałów, produkcji, testów, spawalnictwa itp. Opisane są tutaj klasy komponentów i system zarządzania jakością.

Z – TECHNICAL ANNEXES (PODROZDZIAŁ Z – ZAŁĄCZNIKI TECHNICZNE)

W podrozdziale Z przedstawione są właściwości materiałów używanych w konstrukcjach i elementach. Opisane są podstawowe parametry mechaniczne materiałów metalicznych, takie jak: granica plastyczności, wytrzymałość, odporność na zmęczenie. Od strony chemicznej i metalurgicznej opisane są stopy metali, jakie według kodeksu RCC-M można używać. W zależności od warunków pracy, w jakiej pracuje dany element, kodeks podaje, jakie są dopuszczalne naprężenia w materiale, których nie należy przekraczać. Projektowanie konstrukcji w sposób, aby element nie przenosił zbyt dużych naprężeń, jest szczególnie istotne w warunkach pracy o zmiennym charakterze obciążeń. W takich warunkach pracy istnieje ryzyko nagłego uszkodzenia poprzez zużycie o charakterze zmęczeniowym. Element, który pracuje w warunkach cyklicznej pracy pod obciążeniem wywołującym w materiale naprężenia znacznie poniżej granicy plastyczności, może dłużej pracować niezawodnie. W rozdziale opisana jest również odporność na zniszczenie w wyniku szybkiego pęknięcia (kruchości). Znajdują się tu kryteria akceptacji dla klas bezpieczeństwa komponentów.

I SUBSECTIONS: B-C-D – CLASS 1, 2 AND 3 COMPONENTS (PODROZDZIAŁ B-C-D – KOMPONENTY KLASY: 1, 2 i 3)

Zawarty jest tu opis komponentów klasy 1, 2, 3. Opisana jest dokumentacja, sposób oznaczania i identyfikacji komponentów. Opisane są też parametry materiałowe, zagadnienia projektowe. W rozdziale zawarte są ogólne zasady analizy pracy elementów. Znajduje się tu oddzielny dział dla pomp, zaworów, rur, łączników mechanicznych. Podane są wymagane parametry dla elementów, takie jak: minimalna grubość ścianek, dopuszczalne ciśnienie. Dodatkowo podrozdział zawiera opis procesu produkcji, wymagań i końcowej oceny dotyczących: cięcia, obróbki plastycznej, obróbki cieplnej, jakości powierzchni, czysto-

ści, oceny połączeń spawanych (poprzez badania nieniszczące).

Znajduje się tu opis testów ciśnieniowych dla komponentów 1 klasy oraz zasady ochrony przed zbyt wysokim ciśnieniem.

I SUBSECTIONS:

E – SMALL COMPONENTS (MAŁE KOMPONENTY)

W podrozdziale opisane są dokumenty, jakie muszą być dostarczone przez dostawców małych komponentów: zbiorników, wymienników ciepła, rur, zaworów. Znajdują się wymagania materiałowe i projektowe oraz wymagania dotyczące testów komponentów.

G – CORE SUPPORT STRUCTURES (KONSTRUKCJE WSPORCZE RDZENIA)

Podrozdział zawiera informacje dotyczące wymagań dla elementów wsporczych, które znajdują się w pobliżu rdzenia i nie wchodzi w jego skład. Znajdują się tu wymagania materiałowe, projektowe, opis procesów wytwarzania, spawania i metod kontroli jakości (np. poprzez badania nieniszczące).

H – SUPPORTS (KONSTRUKCJE WSPORCZE)

Opisano tu wymagania i sposób oceny konstrukcji wsporczych dla komponentów.

J – STORAGE TANKS (ZBIORNIKI DO PRZECHOWYWANIA)

Zawarto tu informacje na temat podziału, materiałów, projektu i testów przewidzianych dla zbiorników, w których panuje niskie lub atmosferyczne ciśnienie.

P – CONTAINMENT PENETRATION (OTWORY W OBUDOWIE)

W podrozdziale opisano sposoby szczelnego przeprowadzania rurociągów, śluz i przewodów przez obudowę reaktora.

SEKCJA II (SECTION II) – Materiały

II MATERIALS PART 1 (ROZDZIAŁ MATERIAŁY CZĘŚĆ 1)

W części pierwszej rozdziału dotyczącego materiałów zawarty jest szczegółowy opis ich parametrów. Znajdują się tu oddzielne działy dla stali węglowych, stali stopowych, stali niklowo-chromowo-molibdenowych. Podane są ogólne uwagi dla procesów wytwarzania: odlewów, odkuwek, rur, blach, a także parametrów kucia.

II MATERIALS PART 2 (ROZDZIAŁ MATERIAŁY CZĘŚĆ 2)

Część druga rozdziału zawiera parametry dla stali ulepszonych cieplnie, hartowanych i o podwyższonej odporności na korozję. Znajdują się tu działy dla stali martenzytycznych, stali austenitycznych, stali austenityczno-ferrytycznych, stopy specjalne (nikiel-chrom-żelazo, miedź-aluminium, tytan i jego stopy).

Opisane są parametry mechaniczne, takie jak: wydłużenie, wytrzymałość, granica plastyczności, twardość, udarność.

Przedstawione są zasady pobierania reprezentatywnych próbek do badań materiałowych.

SEKCJA III (SECTION III) – Metody badań

III EXAMINATION METHODS (METODY BADAŃ)

Sekcja III obejmuje testy: mechaniczne, fizyczne, fizyczno-chemiczne i chemiczne. Do testów mechanicznych należą badania określające parametry materiałów, takie jak: wytrzymałość na rozciąganie w temperaturze pokojowej oraz w temperaturze podwyższonej, udarność, badania tendencji do kruchego pęknięcia za pomocą młota opadowego (*drop-weight test*, *Pellini test*), badania twardości za pomocą metod Brinella, Rockwella i Vickersa (również badania twardości złączy spawanych). W sekcji znajduje się także opis badań odporności na pęknięcie wywołane spłaszczeniem elementów rurowych. Testy chemiczne obejmują: badania odporności na korozję, analizę mikrostruktury, a w tym rozkładu wielkości ziarna, zawartość ferrytu). Opisane są również badania nieniszczące, takie jak: badania ultradźwiękowe i radiograficzne, badania penetracji cieczy przez element, badania na obecność cząstek magnetycznych. Znajduje się też opis wymagań dotyczących kwalifikacji i uprawnień osób przeprowadzających badania nieniszczące.

SEKCJA IV/SEKCJA V (SECTION IV/SECTION V) – Spawanie/Wytwarzanie

IV WELDING/V FABRICATION (SPAWANIE/WYTWARZANIE)

Sekcje IV i V zawarte są w jednym segregatorze kodów AFCEN i poświęcone są zagadnieniom technologii spawania i wytwarzania elementów. Opisano tu wymogi dotyczące spawalności metali (stali węglowych i stali stopowych), obróbki cieplnej przed procesem spawania, jak i obróbki cieplnej po procesie spawania zmniejszającej naprężenia własne w materiale. Rozdział zawiera opis zawartości składników stopowych metali. Zawarto tu kryteria stawiane spoiwom wykorzystywanym w procesach spawania. Podano parametry dla procesów spawania metodami:

- MIG – *Metal Inert Gas* (spawanie elektrodą topliwą w osłonie gazów obojętnych);
- TIG – *Tungsten Inert Gas* (spawanie nietopliwą elektrodą wolframową w osłonie gazów obojętnych);
- elektrodą otuloną.

W rozdziale podano kryteria akceptacji złączy spawanych na podstawie testów mechanicznych, niszczących (badanie siły, jaką przenosi spoina, udarność), badań nieniszczących, metalograficznych, chemicznych (odporność korozyjna).

SEKCJA VI (SECTION VI) – Zasady okresu próbnego

VI PROBATIONARY PHASE RULES (ZASADY OKRESU PRÓBNEGO)

W rozdziale znajdują się zasady zarządzania dokumentacją, polityką organizacyjną. Poruszone są kwestie roli systemu zarządzania. Sekcja zawiera działy opisujące: zarządzanie zasobami ludzkimi, budowanie środowiska pracy, procesy wdrażania procesów, kontrolę dokumentów, a także metody oceny i wprowadzania usprawnień.

4. Kodeks RCC-E: zasady projektowania i koncepcje sprzętu elektrycznego elektrowni jądrowych

Design and Conception Rules for Electrical Equipment of Nuclear Islands

Kodeks RCC-E opisuje zasady projektowania i budowy systemów zespołów elektrycznych i I&C (oprzyrządowania i kontroli) dla reaktorów wodnych ciśnieniowych.



Rys. 2. Kodeks RCC-E.

Źródło: <http://www.afcen.com/en/about/our-codes>

Zakres kodeksu obejmuje:

- architekturę urządzeń i systemów;
- inżynierię materiałową i procedury kwalifikacji dla normalnych i awaryjnych warunków środowiskowych;
- opis konstrukcji i zarządzania;
- praktyki w zakresie testowania i sprawdzania właściwości elektrycznych;
- wymagania dotyczące zapewnienia jakości ISO 9001. Kodeks RCC-E został wykorzystany do budowy:
- dwunastu ostatnich bloków jądrowych Francji;
- dwóch reaktorów w Korei typu M310;
- czterech reaktorów typu M310, dwudziestu czterech reaktorów typu CPR-1000, sześciu reaktorów typu CPR-600 i dwóch reaktorów typu EPR w Chinach;
- jednego reaktora EPR we Francji [5].

5. Kodeks ETC-C: prace budowlane reaktora EPR

EPR Technical Code for Civil Works

Kodeks ETC-C został stworzony specjalnie dla reaktora EPR. Opisuje zasady projektowania, wznoszenia i testowania budowli dla reaktorów EPR. Wyjaśnia zasady i wymagania dotyczące bezpieczeństwa, użytkowania i trwałości elementów z betonu i konstrukcji metalowych z uwzględnieniem zaleceń projektowania zawartych w Eurokodzie – zestawie Norm Europejskich określających zasady projektowania i wykonywania konstrukcji budowlanych oraz sposoby weryfikacji cech wyrobów budowlanych o znaczeniu konstrukcyjnym, obowiązujących w państwach człon-

kowskich Unii Europejskiej. Kodeks ETC-C powstał, aby obejmować zarówno francuskie, jak i niemieckie wymogi prawne i stosowane praktyki, wykorzystuje on najnowsze informacje pochodzące z pracujących elektrowni jądrowych i dzięki nim jest na bieżąco udoskonalany. Dodatkowo, na podstawie badań przeprowadzanych przez laboratoria znajdują się tu informacje na temat właściwości i parametrów materiałów wykorzystywanych do budowy elementów konstrukcyjnych.



Rys. 3. Kody ETC-C.
Źródło: <http://www.afcen.com/en/publications/rcc-cw>

Kodeks obejmuje następujące obszary dotyczące projektowania i budowy, które mają wpływ na bezpieczeństwo:

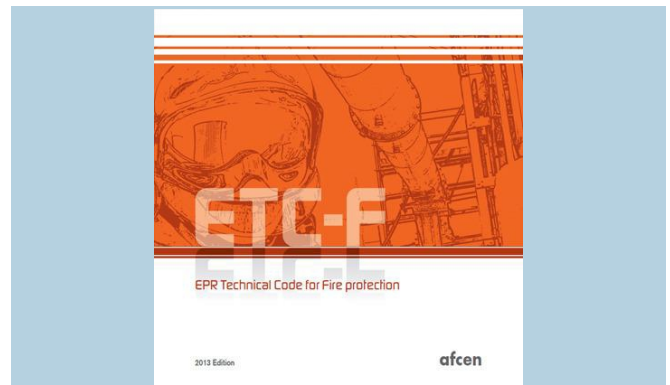
- warunki geotechniczne;
- konstrukcje żelbetowe;
- zbiorniki;
- obudowy metalowe;
- konstrukcje metalowe;
- elementy kotwiące;
- testy szczelności [5].

Kodeks ETC-C składa się z trzech części. W pierwszej z nich poruszone są zagadnienia ogólne, założenia związane z projektowanym czasem pracy, definicje pojęć, skrótów, wykaz norm oraz geologia, hydrogeologia i sejsmika. W drugiej części znajdują się informacje na temat robót ziemnych, betonu, żelbetu, elementów prefabrykowanych, zbrojenia betonu, elementów metalowych, połączeń spawanych, testów. Część trzecia zawiera informacje o testach i monitoringu szczelności budynku.

6. Kodeks ETC-F – ochrona pożarowa reaktora EPR

EPR Technical Code for Fire protection

Kodeks ETC-F stworzono specjalnie dla projektów reaktora EPR. Określa zasady projektowania, budowy i montażu systemów ochrony przeciwpożarowej wykorzystywane w obiekcie jądrowym na wypadek zagrożeń związanych z wybuchem pożaru wewnątrz obiektu, pozwalające na kontrolę podstawowych funkcji jądrowych.



Rys. 4. Kody ETC-F.
Źródło: <http://www.afcen.com/en/publications/rcc-f>

Kodeks został stworzony na potrzeby projektu EPR Flamanville 3 do projektowania systemów ochrony przeciwpożarowej.

Kodeks jest podzielony na pięć głównych części:

- rozdział ogólny;
- zasady bezpieczeństwa, jakie ma uwzględniać projekt;
- podstawy projektowania ochrony przeciwpożarowej;
- przepisy budowlane;
- zasady montażu podzespołów i urządzeń ochrony przeciwpożarowej.

Edycja 2013 kodeksu ETC-F jest zgodna z wymaganiami brytyjskiego dozoru i jest przeznaczona na potrzeby budowy reaktora EPR w Hinkley Point w Wielkiej Brytanii [5].

7. Podsumowanie

Obecnie nie funkcjonują polskie normy, które zostały stworzone na potrzeby energetyki jądrowej. Kodeksy AFCEN mogłyby zostać przyjęte w celu osiągnięcia wysokiego poziomu niezawodności elektrowni jądrowej i zapewnienia ochrony życia, zdrowia, środowiska. Należy poddać analizie, na jakim etapie realizacji inwestycji takie kody powinny być wdrożone. W przypadku gdy projekt technologii byłby oparty na normach europejskich i kody również byłyby oparte na normach europejskich (tak jak kodeksy AFCEN), ocena tego, czy projekt spełnia wymagania, jest ułatwiona. Podobnie ułatwiona jest też ocena poprawności procesu wykonawczego, np. poprzez badania jakościowe. Sytuacja mogłaby być trudniejsza, kiedy szczegółowe wymagania techniczne, oparte na zestawie norm AFCEN, zostałyby wdrożone **przed etapem wyboru technologii** i trzeba byłoby na ich podstawie ocenić projekt technologii, który byłby realizowany na podstawie **innych** norm.

Notka o autorze

Mgr inż. Michał Przybysz – specjalista w Wydziale Kontroli Obiektów Jądrowych Departamentu Bezpieczeństwa Jądrowego Państwowej Agencji Atomistyki (e-mail: przybysz@paa.gov.pl)

Literatura

1. <http://www.ichtj.waw.pl/drupal/?q=node/854> (dostęp: 09.11.2015).
2. <http://www.eurokody.itb.pl/informacje-ogolne> (dostęp: 09.11.2015).
3. Ustawa z dnia 12 września 2002 r. o normalizacji. Dz. U. 2002 nr 169 poz. 1386.
4. Ustawa z dnia 29 stycznia 2004 r. Prawo zamówień publicznych. Dz. U. 2004 Nr 19 poz. 177.
5. <http://www.afcen.com/en/about/our-codes> (dostęp: 09.11.2015).
6. Kod RCC-M: Design and construction rules for mechanical components of PWR nuclear islands, 2012 Edition, Afcen.
7. Kod RCC-E: Design and construction rules for electrical equipment of PWR nuclear islands, 2012 Edition, Afcen.
8. Kod ETC-C EPR Technical Code for Civil Works, 2012 Edition, Afcen.
9. Kod RCC-F: Design and construction rules for PWR fire protection systems, 2013 Edition, Afcen.
10. <http://www.ambafrance-pl.org/Uroczyste-przekazanie-norm,6536> (dostęp 20.11.2015).

Probabilistyczna analiza bezpieczeństwa na poziomie trzecim

Ernest Staroń

Państwowa Agencja Atomistyki

1. Wstęp

Dokonując oceny określonego działania w obszarze narażenia na promieniowanie, na przykład oceny działania elektrowni jądrowej, musimy być pewni, że ryzyko narażenia pracowników i ogółu społeczeństwa będzie na niskim, akceptowalnym poziomie. Najlepszym sposobem na wykazanie niskiego zagrożenia jest przeprowadzenie dogłębnej i przekonującej analizy bezpieczeństwa. W kontekście budowy pierwszej polskiej elektrowni jądrowej Prawo atomowe [3] przewiduje, że przyszły inwestor musi przeprowadzić analizy bezpieczeństwa w zakresie bezpieczeństwa jądrowego z uwzględnieniem czynnika technicznego i środowiskowego. Wymóg ten jest uzupełniony o Rozporządzenie Rady Ministrów dotyczące zakresu i sposobu przeprowadzania analiz bezpieczeństwa [4], w którym w §3 stwierdzono wprost, że analizy bezpieczeństwa obejmują analizy deterministyczne i probabilistyczne.

Dla jasności – celem analizy deterministycznej jest przewidzenie reakcji obiektu na określone (postulowane) zdarzenie inicjujące¹. Taka analiza koncentruje się na aspektach neutronowych, cieplno-przepływowych, radiologicznych czy wytrzymałościowych i wykonywana jest z użyciem wielu różnych programów komputerowych. Najczęściej w analizach deterministycznych przyjmowane są założenia konserwatywne. Obecnie jednak podejście takie jest uzupełniane o obliczenia, w których przyjmuje się założenia realistyczne połączone z szacowaniem wielkości niepewności – określane angielskim skrótem BEPU².

Celem analizy probabilistycznej jest określenie wszystkich istotnych czynników wpływających na ryzyko zagrożenia od promieniowania mającego źródło w obiekcie lub

danej działalności, jak również ocenę jakości przyjętych rozwiązań i potwierdzenie, że wyniki spełniają przyjęte wcześniej probabilistyczne kryteria bezpieczeństwa.

2. Probabilistyczna analiza bezpieczeństwa

Wprowadzenie do probabilistycznej analizy bezpieczeństwa wraz z omówieniem podstawowych pojęć można znaleźć w artykule zamieszczonym w numerze 3(85)2011 Biuletynu [8]. Niemniej jednak, na potrzeby niniejszego artykułu niektóre pojęcia omówiono skrótowo poniżej.

Przeprowadzenie probabilistycznej analizy bezpieczeństwa³ jest zadaniem obszernym, wymagającym znajomości wielu danych o urządzeniach i komponentach oraz znajomości obiektu. Jest również zadaniem bardzo czasochłonnym. Otrzymane wyniki są jednak niesłychanie użyteczne. Pozwalają ocenić słabe strony zastosowanych rozwiązań i znaleźć punkty, gdzie poprawa może dać największe korzyści.

Z punktu widzenia bezpieczeństwa celem analizy probabilistycznej nie jest wyłącznie otrzymanie jednego wyniku albo jednej liczby. Zdarza się, że istotne są szczegółowe analizy pojedynczego systemu. Może się na przykład zdarzyć sytuacja, że w związku z modernizacją przeanalizowany powinien być system zasilania w energię elektryczną i niezbędne jest dokonanie oceny, czy zmiany nie spowodują pogorszenia bezpieczeństwa całości systemu. Taka ocena bez narzędzia probabilistycznego byłaby praktycznie niemożliwa i skazana na wycucie inżynierskie. W rezultacie możemy otrzymać informację, czy nastąpiło pogorszenie lub polepszenie sytuacji oraz informację o słabych stronach przyjętego rozwiązania. W polu zainteresowania mogą być też analizy związane z jednym

¹ PZI – postulowane zdarzenie inicjujące – zdarzenie zidentyfikowane przy projektowaniu obiektu jądrowego jako mogące prowadzić do przewidywanego zdarzenia eksploatacyjnego lub warunków awaryjnych (Prawo atomowe).

² BEPU – ang. *Best Estimate Plus Uncertainty* – więcej na ten temat w numerze 1(95)2014 Biuletynu [2].

³ W tekście będzie również wykorzystywany angielski skrót – PSA, tj. *Probabilistic Safety Assessment*.

rodzajem przyczyn, np. z błędem ludzkim. Niektóre fragmenty analizy mogą być powtarzane i uzupełniane. Na przykład, po wprowadzeniu dodatkowych urządzeń pasywnych do obniżania stężenia wodoru (tzw. rekombinatorów pasywnych), powtórnie i bardziej szczegółowo przeprowadzana jest analiza probabilistyczna obudowy bezpieczeństwa. Obecnie, pod wpływem awarii w EJ Fukushima, powtarzane są i uszczegółowiane analizy, w których zdarzeniem inicjującym są ponadprzeciętne zagrożenia zewnętrzne, np. trzęsienie ziemi.

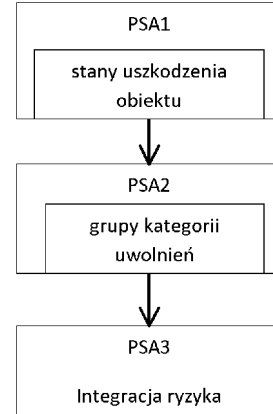
Wykonanie całości analizy probabilistycznej jest zadaniem dość obszernym, a nierzadko istnieje potrzeba otrzymania szczególnych informacji cząstkowych. W związku z tym cała analiza została podzielona na części. Przyjęto, że można podzielić ją na trzy części, tzw. poziomy, w zależności od punktu startowego i przyjętych kryteriów akceptacji.

PSA na poziomie 1 oznacza analizę projektu oraz stanów eksploatacyjnych pod kątem identyfikacji sekwencji zdarzeń prowadzących do uszkodzenia rdzenia. Połączone jest to z wykonaniem obliczeń prawdopodobieństwa uszkodzenia rdzenia. PSA na poziomie pierwszym umożliwia poznanie mocnych i słabych stron układów związanych z zapewnieniem bezpieczeństwa, jak również procedur przewidzianych do przeciwdziałania uszkodzeniu rdzenia. Numerycznym efektem końcowym PSA na poziomie 1 jest wartość liczbową **prawdopodobieństwa uszkodzenia rdzenia CDF**⁴.

PSA na poziomie 2 służy wykonaniu obliczeń chronologicznego postępu sekwencji prowadzących do uszkodzenia rdzenia zidentyfikowanych w PSA na poziomie 1. Obejmuje to również ocenę ilościową zjawisk powstających w wyniku poważnego uszkodzenia paliwa reaktorowego. Poziom 2 analizy probabilistycznej wskazuje drogi, którymi uwolnione z paliwa cząstki radioaktywne mogą uciec do otoczenia. W wyniku otrzymuje się rodzaj, aktywność, sekwencję czasową oraz inne charakterystyki uwolnionych cząstek. Taka analiza dostarcza dodatkową wiedzę na temat względnego znaczenia środków prewencji przed awariami, środków służących zmniejszeniu skutków awarii oraz barier ochrony przed ucieczką substancji radioaktywnych do otoczenia, np. możliwości ucieczki przez obudowę bezpieczeństwa. Numerycznym efektem końcowym PSA na poziomie 2 jest podanie częstości (prawdopodobieństwa) **wydostania się produktów rozszczepienia do otoczenia**, tzw. LERF⁵ i LRF⁶.

PSA na poziomie 3 ma na celu **oszacowanie skutków zdrowotnych i socjalnych**, na przykład takich, jak kontaminacja ziemi lub żywności powstałych jako efekt różnych możliwości prowadzących do uwolnień cząstek radioaktywnych do otoczenia. Zdarza się, że określane są skutki finansowe awarii.

Poszczególne poziomy analiz wykonywane są w sposób sekwencyjny, tj. analiza na poziomie 1 służy jako podstawa do analizy na poziomie 2, a ta z kolei służy jako podstawa analizy na poziomie 3. Bez wykonania analiz na poziomie 1 i 2 nie jest możliwe wykonanie analizy na poziomie trzecim. Proces ten przedstawiono na rysunku 1.



Rys. 1. Sekwencja wykonywanych analiz probabilistycznych. Źródło: opracowanie własne.

Obecnie praktycznie wszystkie lub prawie wszystkie elektrownie jądrowe na świecie mają wykonane PSA na poziomie 1, duża część na poziomie 2 oraz niektóre na poziomie 3. Mimo że liczba wykonanych analiz probabilistycznych na poziomie trzecim jest dość mała, to jednak powszechnie panuje przekonanie, że taka analiza jest bardzo przydatna. Otrzymane rezultaty przynoszą informacje dotyczące planowania awaryjnego oraz zmniejszania skutków awarii dzięki temu, że z góry dają obraz najbardziej prawdopodobnych kierunków ewentualnego zagrożenia, jak również ułatwiają podejmowanie decyzji na podstawie znajomości ryzyka, włącznie z planowaniem awaryjnym. Wyniki analiz dają w znacznym stopniu możliwość dokonania oceny zgodności zastosowanych rozwiązań z wymogami bezpieczeństwa, a niektórzy wręcz twierdzą, że jest to tak przydatne narzędzie, iż można je wykorzystać podczas oceny lokalizacji nowych elektrowni. Oczywiście probabilistyczna analiza bezpieczeństwa na poziomie trzecim obarczona jest też pewnymi wadami, do których można zaliczyć:

- 1) duży element niepewności, który powoduje, że analiza nie powinna być stosowana w sposób bezdyskusyjny,
- 2) metodologia wykonywania tego typu analizy jest niestety nadal niedopracowana,
- 3) niezbyt dobrze określone są możliwości oceny skutków ekonomicznych, a jest to bardzo chętnie wykorzystywany element wniosków końcowych,
- 4) istnieją wątpliwości odnośnie do stosowanych kodów obliczeniowych z racji trudnej do przeprowadzenia walidacji,

⁴ CDF – Core Damage Frequency – prawdopodobieństwo uszkodzenia rdzenia.

⁵ LERF – Large Early Release Frequency – prawdopodobieństwo wczesnego wystąpienia dużego uwolnienia do otoczenia.

⁶ LRF – Large Release Frequency – prawdopodobieństwo wystąpienia dużego uwolnienia do otoczenia.

5) w pewnym sensie wadą jest też to, że przepisy dozоровe na ogół nie wymagają przeprowadzania analizy probabilistycznej na poziomie trzecim.

Końcowa ocena korzyści wynikających z wykonania probabilistycznej analizy bezpieczeństwa na poziomie trzecim jest jednak bardzo pozytywna – ocenia się, że jeśli już została wykonana, to jest ona niesłychanie przydatna i ułatwia podejmowanie rozsądnych, przemyślanych decyzji dotyczących bezpieczeństwa elektrowni jądrowych.

3. Probabilistyczna analiza bezpieczeństwa na poziomie trzecim od strony prawnej

Jak już wspomniano, zgodnie z Prawem atomowym (wymóg art. 36d) istnieje obowiązek przeprowadzenia analiz bezpieczeństwa, których zakres określony jest nieco dokładniej w Rozporządzeniu Rady Ministrów z dnia 31 sierpnia 2012 roku dotyczącym tych analiz [4]. Zgodnie z nim inwestor zobowiązany jest do wykonania probabilistycznej analizy bezpieczeństwa na poziomie pierwszym i drugim⁷, natomiast nie musi jej wykonywać na poziomie trzecim. Polska nie różni się w tym względzie od większości innych krajów świata, choć w kilku krajach sformułowania w przepisach prowadzą w konsekwencji do konieczności wykonania PSA na poziomie trzecim. Taka sytuacja jest w Wielkiej Brytanii i Holandii. Przepisy holenderskie odnoszą się do każdej instalacji przemysłowej – niekoniernie jądrowej i stwierdzają, że największe dopuszczalne ryzyko śmierci poniesionej w wyniku pracy instalacji to 10^{-6} na rok. Jednocześnie ryzyko społeczne określone jako śmierć 10 osób w wyniku awarii instalacji powinno być niższe niż 10^{-5} , śmierci 100 osób niższe niż 10^{-7} , śmierci 1000 osób niższe 10^{-9} itd.

W polskich przepisach zostały zawarte kryteria akceptacji prawdopodobieństwa wystąpienia określonych postulowanych zdarzeń inicjujących. Zostały one sprecyzowane w wyżej wymienionym Rozporządzeniu Rady Ministrów w załączniku nr 1 i są w tej mierze spójne z zaleceniami MAEA.

Duża degradacja paliwa, w tym stopień rdzenia reaktora i uwolnienie do środowiska substancji promieniotwórczych, jest akceptowalna na poziomie wystąpienia mniejszym niż raz na 100 000 lat pracy reaktora (CDF mniejsze niż 10^{-5} na rok), zaś bardzo duże uwolnienie do środowiska substancji promieniotwórczych, czyli hipotetyczna awaria ciężka z uszkodzeniem pierwotnej obudowy bezpieczeństwa reaktora, jest akceptowalne na poziomie wystąpienia mniejszym niż raz na 1 000 000 lat pracy reaktora (LRF mniejsze niż 10^{-6} na rok). Należy mieć to na względzie, zanim rozpocznie się wykonywanie analizy probabilistycznej na poziomie trzecim.

Metodologia wykonywania analiz probabilistycznych została sformułowana w wytycznych bezpieczeństwa Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (MAEA).

Są to pozycje z serii Safety Guides: SSG-3 „Tworzenie i stosowanie probabilistycznej analizy bezpieczeństwa elektrowni jądrowych na poziomie 1” z 2010 [5] i SSG-4 „Tworzenie i stosowanie probabilistycznej analizy bezpieczeństwa elektrowni jądrowych na poziomie 2” z 2010 [6]. Niestety analogiczna pozycja odnosząca się do analiz probabilistycznych na poziomie trzecim z 1996 (Safety Series No. 50-P-12) straciła mocno na aktualności i nie można jej polecić jako źródło, gdyż została wprost oznaczona przez MAEA jako „nieaktualna”. Na szczęście prace nad nową wersją wytycznych są mocno zaawansowane i wkrótce należy się spodziewać nowej pozycji MAEA w tym zakresie.

4. Metryki

Wyniki analiz najczęściej mają formę liczbową. Określają stan wielu różnych parametrów. Jest oczywiste, że przytoczenie wielkiej liczby wyników w postaci liczbowej jest mało przejrzyste i praktycznie czytelne tylko dla specjalistów. Dodatkowym utrudnieniem jest to, że na ogół wyniki nie są porównywalne dla różnych elektrowni. Jest to oczywiste, gdyż istnieje wielka różnorodność konstrukcji. Możemy na przykład analizować obiekt z wytwornicą pary, która jest urządzeniem charakterystycznym dla elektrowni z reaktorami ciśnieniowymi. Jak wiadomo, w reaktorach wrzących wytwornicy pary przecież nie ma – trudno zatem dokonywać szczegółowych porównań, gdy różnice konstrukcyjne są ogromne – w takiej sytuacji powstaje pytanie, co właściwie można porównywać.

Na podstawie podanego przykładu widać, że istnieje zasadnicza trudność w zaproponowaniu takich wielkości – tzw. metryk, które mogą być w miarę przejrzyste i porównywalne, a jednocześnie będą odzwierciedlać ryzyko związane z awariami w elektrowniach jądrowych. Istnieje trudność w znalezieniu dobrej metryki, gdyż wykorzystywane wielkości reprezentują często trudne do opisanego pojęcia, słabo przemawiają do wyobraźni i są skierowane do specjalistów. Tymczasem przecież powinny istnieć też takie wielkości, które byłyby czytelne dla przeciętnego obywatela. W zasadzie metryki powinny być również treściwe i użyteczne dla przemysłu, regulatorów i organizacji technicznych.

W przypadku PSA 1 i PSA 2 wprowadzono metryki CDF, LRF i LERF. Nadal jednak reprezentują one wielkości, które nabierają znaczenia głównie dla specjalistów. W przypadku PSA 3 postać wyników jest nieco inna, tj. mniej techniczna. Z tego powodu zakres poszukiwań wielkości służących przedstawieniu wyników jest większy i znalezienie względnie uniwersalnych metryk jest nieco łatwiejsze.

Ogólnie metryki dla PSA 3 powinny wzbudzać większą wrażliwość na kulturę bezpieczeństwa oraz zwiększać

⁷ Wymóg nie obowiązuje w stosunku do eksploatowanych obiektów jądrowych, np. reaktora badawczego „Maria”.

odpowiedzialność przemysłu. Dobrym wzorem są metryki odwołujące się do bezpośrednich konsekwencji, np. liczby zachorowań na choroby nowotworowe albo liczby zgonów następujących w wyniku awarii. Choć mogą wywoływać strach, to ewidentnie są bardziej zrozumiałe dla społeczeństwa. Inną drogą jest ujmowanie rozpatrywanych wielkości w formie porównawczej, czyli poprzez porównanie wyników dla energetyki jądrowej z wynikami w innych branżach przemysłu lub z innymi formami działalności ludzkiej. Dzięki temu wyniki analiz stają się bardziej zrozumiałe i bardziej obiektywne.

Nie do pominięcia są aspekty komunikacyjne z różnymi agencjami rządowymi. Probabilistyczna analiza bezpieczeństwa na poziomie trzecim dostarcza istotnych informacji do podejmowania decyzji w sprawie ochrony środowiska, planowania awaryjnego czy planowania użytkowania gruntów. Rezultaty PSA 3 dają również wiele cennych informacji wykorzystywanych do komunikowania się z zagranicznymi partnerami działającymi w ramach konwencji międzynarodowych lub porozumień bilateralnych i powinno się to odbywać z wykorzystaniem zrozumiałych metryk.

Można spróbować podać pojęcia, do których dobrze byłoby się odnieść w celu określenia uniwersalnych metryk:

- kontaminacja ziemi, powietrza i wody wyrażona w stężeniach promieniotwórczych ważnych radionuklidów,
- dawki indywidualne i kolektywne,
- efekty zdrowotne w krótkim i długim okresie,
- powierzchnia, liczba osób, ilość produktów żywnościowych, których mogą dotknąć skutki działań interwencyjnych,
- koszty ekonomiczne.

Biorąc pod uwagę wymienione uwarunkowania, wprowadzono wiele metryk, z których najczęściej wykorzystywane są:

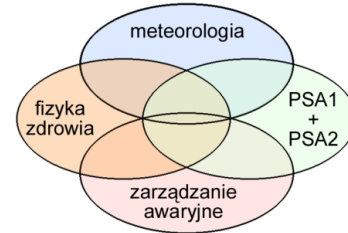
- krótkookresowa dawka indywidualna,
- długookresowa dawka indywidualna,
- indywidualne ryzyko wczesnego zgonu,
- indywidualne ryzyko późnego zgonu,
- średnie roczne ryzyko zachorowania dla populacji,
- maksymalne indywidualne roczne ryzyko zachorowania,
- powierzchnia kontaminacji ziemi,
- koszt finansowy.

Na przykład według polskich przepisów każda osoba powinna pozostać w pomieszczeniu zamkniętym, jeśli wskutek zaniechania działania mogłaby zostać narażona w ciągu kolejnych 2 dni na dawkę indywidualną skuteczną równą co najmniej 10 mSv.

5. Wykonywanie probabilistycznej analizy bezpieczeństwa na poziomie trzecim

Analiza PSA 3 jest kombinacją czterech dużych obszarów wiedzy (rys. 2):

- znajomości pogody oraz obliczeń dyspersyjnych w atmosferze,
- znajomości wyników PSA1 i PSA2,
- znajomości procedur reagowania awaryjnego,
- znajomości skutków zdrowotnych oddziaływania substancji promieniotwórczych.

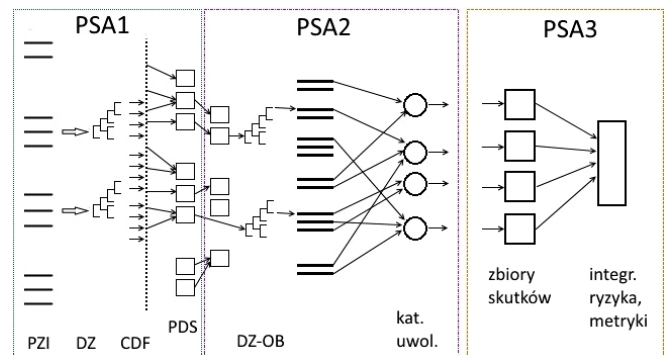


Rys. 2. Cztery elementy PSA 3. Źródło: opracowanie własne na podstawie [7].

Przeprowadzenie PSA 3 nie jest możliwe bez wykonywania analiz probabilistycznych na poziomie 1 i 2. Nie można takiej analizy zacząć „od zera”. Wpierw musi być wykonany ciąg analiz probabilistycznych na poziomie pierwszym, potem na poziomie drugim i dopiero otrzymane wyniki mogą być dostosowane do postaci wymaganej jako dane wejściowe do PSA 3. Ten ciąg postępowania zilustrowano na rysunku 3.

Z punktu widzenia wykonywania PSA 3 istotne jest, by zostały określone człony źródłowe⁸. Dokonywane jest to na podstawie wyników otrzymanych z analiz PSA 2 oraz obliczeń awarii ciężkich. Człony źródłowe określają wpływ substancji promieniotwórczych z obiektu w przypadku przyjęcia odpowiednich sytuacji awaryjnych. Oczywiście substancje te muszą najpierw wydostać się z paliwa, następnie opuścić obieg pierwotny, przedostać się pod obudowę bezpieczeństwa, a na koniec uwolnić się do otoczenia. Przedstawiona droga uwolnienia jest przedmiotem analiz dotyczących awarii ciężkich.

Liczba różnych pierwiastków, które mogą się uwolnić, jest znaczna, ale można je podzielić na grupy o podobnych



Rys. 3. Ciąg kroków niezbędnych do wykonania analizy probabilistycznej na poziomie trzecim. Oznaczenia: PZI – postulowane zdarzenia inicjujące, DZ – drzewa zdarzeń, CDF – prawdopodobieństwo uszkodzenia rdzenia, PDS – stany uszkodzenia obiektu, DZ-OB – drzewa zdarzeń obudowy bezpieczeństwa, kat. uwol. – kategoria uwolnień. Źródło: opracowanie własne na podstawie [7]

⁸ Wg terminologii angielskiej – *source terms*.

właściwościach zgodnie z zaleceniami Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej. Podział na grupy przedstawiono poniżej, w tabeli 1.

Tabela 1. Podział na grupy substancji uwalnianych do atmosfery

Nr	Grupa	Substancja
1	gazy szlachetne	Xe, Kr
2	I	I, Br
3	Cs	Cs, Rbs
4	Te	Te, Bs, Se
5	Ba	Ba, Sr
6	Ru	Ru, Rh, Pd, Mo, Tc
7	lantanowce	La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pr, Sm, Y
8	transuranowce	Ce, Pu, Np.
grupy nr 2 i 3 często dzielone są dodatkowo:		
9	I (gaz)	I ₂ , CH ₃ I, HI
10	I (aerozol)	CsI
11	Cs	długozyciowy, efekt rozerwania zbiornika reaktora

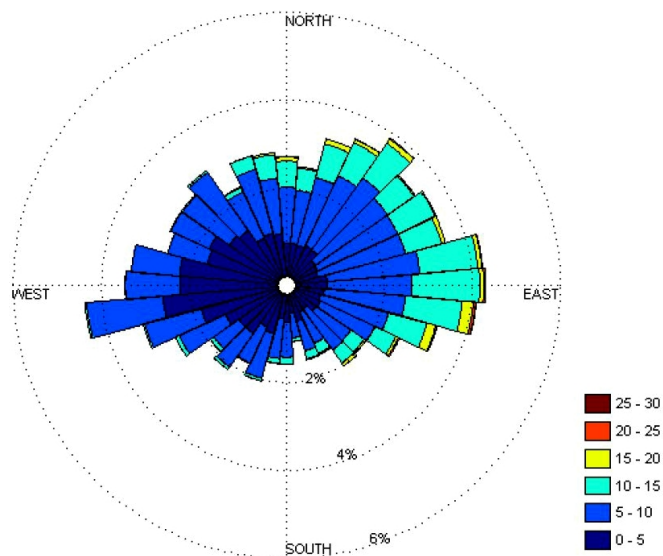
Dzięki takiemu podziałowi na grupy można zmniejszyć ilość obliczeń, zachowując względnie dobrą dokładność wyników. Pogrupowane czony źródłowe stanowią trzon danych wejściowych dla przeprowadzenia PSA 3.

Kolejnym etapem jest określenie rozprzestrzeniania się substancji promieniotwórczych w środowisku. Głównym ośrodkiem propagacji jest powietrze. W związku z tym niezbędne jest wykorzystanie modeli transportu i dyfuzji cząstek w powietrzu i połączenie ich z danymi meteorologicznymi. Do modelowania dyfuzji cząstek w powietrzu dość chętnie wykorzystywany jest model propagacji Gaussa, który jest zgrubny, ale jednocześnie nie wymagający długotrwałych obliczeń.

Następnym elementem niezbędnym do przeprowadzenia wyliczeń jest określenie warunków meteorologicznych. Obejmują one dane dla konkretnej lokalizacji, co oznacza, że dla danego obiektu niezbędna jest znajomość kierunku wiatru, jego prędkości, kategorii stabilności warunków atmosferycznych, wielkości opadów oraz warstwy miesza-

nia. Istotne jest to, że próbka danych meteorologicznych musi być znacząca. Dane powinny być gromadzone w odstępach godzinnych przez co najmniej jeden rok. Jeśli to możliwe, dane powinny obejmować nawet okres kilku lat. Niektóre obliczenia wykonywane są dla stałych warunków pogodowych, inne dla uśrednionych zmiennych warunków. W przypadku braku wystarczającej ilości danych zdarza się, że są one uzupełniane na podstawie wiedzy eksperckiej. Na rysunku 4 przedstawiono przykładową różę wiatrów wykorzystaną do obliczeń PSA 3. Pokazuje ona kierunek wiatrów oraz ich prędkość na podstawie danych zebranych co godzina przez dwa lata. Liczba wiatrów w danym kierunku, w ujęciu procentowym, nanoszona jest na wykres. Można zatem odczytać, że najwięcej wiatrów jest na kierunku zachodnim i wschodnim. Dodatkowo, uwzględniono prędkość wiatrów w ten sposób, że danej prędkości odpowiada określony kolor. Z wykresu widać, że najsilniejsze wiatry wieją z prędkością 16–20 m/s (kolor żółty) i 20–25 m/s (kolor czerwony) w kierunku wschodnim. Daje to informację, że zasięg potencjalnych skażeń będzie największy w kierunku wschodnim.

Do obliczeń niezbędna jest też wiedza na temat tzw. stabilności atmosferycznej. Mówi ona o zdolności utrzymywania się cząstek w atmosferze, a tym samym informuje o dodatkowych cechach dyfuzyjnych. Przyjmuje się, że jest



Rys. 4. Przykładowa róża wiatrów wykorzystana do obliczeń PSA 3.

Tabela 2. Podział na klasy stabilności według warunków atmosferycznych

Prędkość wiatru	Okres doby: dzień, następcznie			Okres doby: noc	
	mocne	umiarkowane	małe	zachmurzenie i >4/8 chmur	<4/8 chmur
<2	A	A-B	B		
2–3	A-B	B	C	E	F
3–5	B	B-C	C	D	E
5–6	C	C-D	D	D	D
>6	C	D	D	D	D

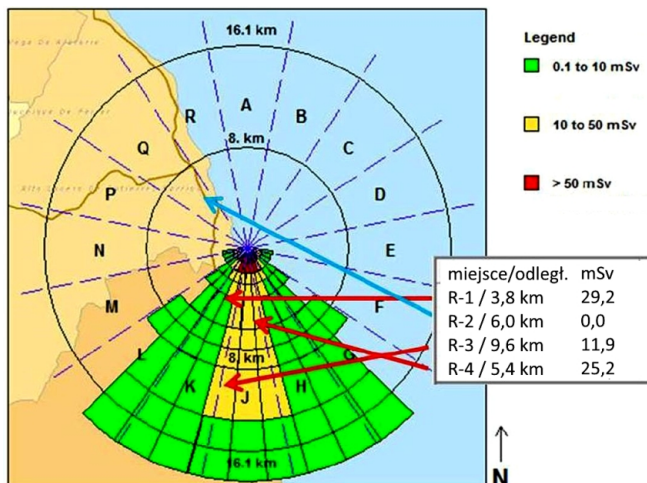
sześć klas stabilności – od A do F, gdzie A oznacza najmniej stabilne, czyli burzliwe warunki, zaś F najbardziej stabilne. Podział na klasy odwołuje się do prędkości wiatru, nasłonecznienia i wielkości zachmurzenia oraz pory dnia lub nocy.

Integralną częścią obliczeń jest przygotowanie danych dotyczących gęstości zaludnienia wokół elektrowni. Jeśli ocena skutków awarii ma być podstawą do przygotowania działań awaryjnych, to gęstość zaludnienia da nam informacje o liczbie osób, które mogą być potencjalnie zagrożone.

W praktyce wykonanie obliczeń PSA 3 polega na przygotowaniu obszernego bloku „kostek” z danymi wejściowymi, następnie wykonaniu wielokrotnych obliczeń dla poszczególnych kostek z danymi, nałożeniu na wyniki danych demograficznych i ostatecznie na zsumowaniu rezultatów.

Przygotowanie danych wejściowych jest dość mozolne. Każdy wiersz z danymi wymaga danych o członach źródłowych w danej godzinie. Każda godzina uwolnienia substancji promieniotwórczych ma swój blok z danymi, co oznacza, że zapisywane są dane z całego okresu uwolnienia. Poszczególne bloki z danymi są następnie mnożone przez kostki z danymi meteorologicznymi. Liczbę poszczególnych pojedynczych obliczeń można określić na kilkadziesiąt tysięcy.

W efekcie otrzymuje się potencjalne skażenia na danym obszarze i po uwzględnieniu danych demograficznych można ostatecznie określić przewidywane zagrożenie dla pojedynczej osoby. Ostatecznie można stworzyć mapkę zagrożenia od uwolnionych substancji promieniotwórczych dla otoczenia elektrowni. Przykładową ilustrację wyników dla EJ Palo Verde w Meksyku przedstawiono na rysunku 5. Widać na nim, że największe zagrożenie jest na kierunku południowym w odległości do jednego kilometra. W kierunku wschodnim i północno-wschodnim zagrożenia praktycznie nie ma.



Rys. 5. Przykładowa mapka zagrożenia od uwolnionych substancji promieniotwórczych dla otoczenia elektrowni Palo Verde w Meksyku.

6. Programy obliczeniowe do PSA 3

Programów do obliczeń PSA 3 jest mało. Spośród nich najbardziej znane to COSYMA i MACCS2.

Program COSYMA [9] został stworzony dość dawno w ramach programu badawczego Unii Europejskiej „Methods for Assessing the Radiological Impact of Accidents (MARIA)”. Nazwa programu jest akronimem od Code System from MARIA. Jest to pakiet różnych programów, dzięki czemu wyliczane są wczesne skutki zdrowotne w bliskiej odległości, tj. do 100 km od obiektu, późne skutki zdrowotne w bliskiej odległości oraz późne skutki zdrowotne w dalekiej odległości. Zawiera kilka modeli dyspersji atmosferycznej, w tym RIMPUFF. Program jest w miarę chętnie wykorzystywany z racji wielości modułów i modeli, dzięki czemu daje sporo możliwości dokonywania ocen. W Polsce program ten był wykorzystywany w Narodowym Centrum Badań Jądrowych.

Program MACCS2 [1] został stworzony w Stanach Zjednoczonych na zlecenie Departamentu Energii i obecnie wykorzystywany jest m.in. przez US NRC. MACCS2 jest akronimem od Melcor Accident Consequence Code System version 2. Program ma budowę modułową i składa się z części wykonującej obliczenia rozpraszania i rozprzestrzeniania się substancji w atmosferze z użyciem modelu Gaussa (moduł ATMOS), części dokonującej wyliczeń konsekwencji w krótkim czasie po awarii (moduł EARLY) oraz części dokonującej wyliczeń konsekwencji długoterminowych (moduł CHRONC). MACCS2 wymaga danych meteorologicznych z okresu co najmniej roku w odstępie godzinny. Program uwzględnia zachowanie aż 825 radionuklidów. Wynikiem końcowym są wartości potencjalnych skażeń, wielkości obszaru dotkniętego skażeniem, dawki indywidualne i kolektywne, skutki zdrowotne i ich ryzyko oraz skutki ekonomiczne.

Wielką zaletą programu jest to, że za pośrednictwem programu MELMACCS współpracuje on z kodem MELCOR służącym do obliczeń awarii ciężkich. Dzięki MELMACCS ilość substancji promieniotwórczych, która może się przedostać do otoczenia, wyliczona za pomocą kodu MELCOR, może być wyodrębniona z pliku wyjściowego i przekształcona do postaci zgodnej z wymaganym formatem danych wejściowych dla programu MACCS2.

W Polsce program ten jest obecnie wykorzystywany w ograniczonym zakresie w Instytucie Techniki Ciepłej Politechniki Warszawskiej.

7. PSA 3 a zarządzanie kryzysowe

Otrzymane wyniki końcowe z analiz probabilistycznych na poziomie trzecim bardzo przypominają prognozy przeprowadzane w warunkach zarządzania kryzysowego. W obu przypadkach można otrzymane wyniki przedstawić na przykład w postaci mapki dawki pochłoniętej. Niezorien-

towany odbiorca może nie zauważyć różnic pomiędzy wynikami i stąd wrażenie, że pomiędzy PSA 3 a prognozowaniem w warunkach zarządzania kryzysowego nie ma różnic. Wrażenie to potęguje również fakt, że w obu przypadkach stosowane są dość skomplikowane programy komputerowe wykorzystujące podobnego rodzaju dane. Zarówno w obliczeniach PSA 3, jak i w prognozowaniu rozwoju sytuacji kryzysowej wykorzystywane są dane meteorologiczne i dane o członach źródłowych. W obu sytuacjach wykorzystywane są podobne lub takie same modele dyfuzji cząstek w atmosferze. Wyniki otrzymywane z programów dotyczą takich samych wielkości, np. aktywności skażeń, mocy dawki lub dawki pochłoniętej.

Istnieje jednak zasadnicza różnica między prognozowaniem w warunkach awaryjnych a obliczeniami PSA 3. W przypadku działań kryzysowych prognozy wykonywane są dla czasu rzeczywistego, dla warunków aktualnych i prognozowanie dotyczy kilkudziesięciu godzin naprzód. Na podstawie przybliżonych i rzeczywistych uwolnień substancji promieniotwórczych z obiektu jądrowego dokonywana jest prognoza wykorzystująca aktualne i prognozowane warunki meteorologiczne. Daje to obraz spodziewanego zagrożenia dla bieżącej sytuacji.

Tymczasem obliczenia probabilistyczne nie są wykonywane dla bieżącej sytuacji, nie są prognozą na najbliższą przyszłość. Choć będą dotyczyły tego samego obiektu, obliczenia PSA 3 wykonywane są dla warunków uśrednionych opartych na danych historycznych. Raz wykonana analiza w zasadzie nie będzie zmieniana, co oznacza, że wyniki będą takie same, chyba że przeprowadzana będzie aktualizacja. Probabilistyczna analiza bezpieczeństwa na poziomie trzecim może służyć jedynie (albo aż) do planowania wczesnych działań w warunkach zagrożenia.

8. Podsumowanie

Mimo że liczba wykonanych analiz probabilistycznych na poziomie trzecim jest dość mała, to jednak powszechnie panuje przekonanie, że taka analiza jest bardzo przydatna. Istnieje spore zainteresowanie sposobem jej wykonywania. Otrzymane rezultaty dają informacje dotyczące planowania awaryjnego oraz zmniejszania skutków awarii dzięki temu, że z góry pokazują obraz najbardziej prawdopodobnych kierunków ewentualnego zagrożenia, jak również

ułatwiają podejmowanie decyzji na podstawie znajomości ryzyka włącznie z planowaniem awaryjnym.

Wyniki analiz dają w znacznym stopniu możliwość dokonania oceny zgodności zastosowanych rozwiązań z wymogami bezpieczeństwa, a niektórzy wręcz oceniają, że jest to tak przydatne narzędzie, iż można je wykorzystywać przy ocenie lokalizacji nowych elektrowni.

Probabilistyczna analiza bezpieczeństwa na poziomie trzecim obarczona jest też kilkoma wadami, które mogą utrudniać ocenę wyników. Mimo to końcowa ocena sensu wykonywania probabilistycznej analizy bezpieczeństwa na poziomie trzecim, jak wspomniano, jest jednak pozytywna. Ocenia się, że jeśli już została wykonana, to bardzo ułatwia podejmowanie rozsądnych, przemyślanych decyzji w zakresie bezpieczeństwa elektrowni jądrowych.

Notka o autorze

Dr inż. Ernest Staroń – inżynier energetyk, Naczelnik Wydziału Analiz Obiektów Jądrowych, Departament Bezpieczeństwa Jądrowego Państwowej Agencji Atomistyki (e-mail: staron@paa.gov.pl)

Literatura

1. DoE-EH-4.2.1.4-MACCS2-Code Guidance, MACCS2 Computer Code Application Guidance for Documented Safety Analysis, June 2004.
2. Domitr P., Przegląd metod najlepszego szacowania z oceną niepewności w analizach bezpieczeństwa obiektów jądrowych, Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna, 1/2014, s. 15.
3. Dz. Ustaw z dnia 4 listopada 2014 poz.1512, Obwieszczenie Marszałka Sejmu RP z dnia 17 września 2014 „W sprawie ogłoszenia jednolitego tekstu ustawy – Prawo atomowe”.
4. Dz. Ustaw z dnia 20 września 2012 poz. 1043, Rozporządzenie RM z dnia 31 sierpnia 2012 „W sprawie zakresu i sposobu przeprowadzania analiz bezpieczeństwa przeprowadzanych przed wystąpieniem z wnioskiem o wydanie zezwolenia na budowę obiektu jądrowego oraz zakresu wstępnego raportu bezpieczeństwa dla obiektu jądrowego”.
5. IAEA, Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-3, IAEA, Vienna 2010.
6. IAEA, Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-4, IAEA, Vienna 2010.
7. Materiały robocze ze spotkania w MAEA, „Level-3 PSA”, 2–6 lipca 2012.
8. Staroń E., Probabilistyczna analiza bezpieczeństwa według wymagań i zaleceń MAEA, Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna, 3/2011, s. 15.
9. www.ofcm.gov./atd_dir/pdf/cosyma.pdf (dostęp: 18.10.2015).

Czynnik ludzki w probabilistycznych analizach bezpieczeństwa

Eryk Turski

Państwowa Agencja Atomistyki

1. Wstęp

Probabilistyczna ocena bezpieczeństwa (ang. *Probabilistic Safety Assessment* – PSA) ma na celu określenie prawdopodobieństwa wystąpienia różnych potencjalnych scenariuszy awaryjnych oraz niezawodności systemów bezpieczeństwa elektrowni jądrowej. Zgodnie z rozporządzeniem Rady Ministrów dotyczącym analiz bezpieczeństwa [1] analiza musi obejmować m.in. tzw. czynnik ludzki (ang. *Human Factor* – HF). Oznacza to, że jeżeli powodzenie lub niepowodzenie działania systemu zależy od wykonania określonej czynności przez człowieka, staje się on jednocześnie częścią tego systemu i powinien podlegać analizie. Nawet jeśli system został zaprojektowany jako „w pełni” automatyczny, błędy człowieka mogą mieć znaczący wpływ na jego działanie, chociażby poprzez nieprawidłowe wykonanie czynności konserwacyjnych jego elementów. Doświadczenie pokazuje, że statystycznie człowiek jest najbardziej zawodnym elementem systemów. W dwóch z trzech poważnych awarii elektrowni jądrowych (Three Mile Island i Czarnobyl) głównym przyczynkiem do ich powstania był bezpośrednio czynnik ludzki. Aby PSA spełniała swoją rolę kompleksowej oceny ryzyka, nie ma wątpliwości, że należy brać pod uwagę kwestie związane z niezawodnością człowieka. Ma to odzwierciedlenie zarówno w zaleceniach MAEA, jak również w wymaganiach polskiego prawa dotyczących analiz bezpieczeństwa obiektów jądrowych¹.

2. Czynnik ludzki i analizy niezawodności człowieka

Modelowanie działań człowieka i określenie w racjonalny sposób związanych z nimi danych liczbowych w formie prawdopodobieństwa popełnienia błędu może się zdawać

zadaniem bardzo trudnym do wykonania. Ogólnie rzecz biorąc, w sytuacji wpływu człowieka na działanie systemu mamy do czynienia z wieloma czynnikami wywodzącymi się z trzech głównych „elementów” zjawiska, a więc: 1) samego **człowieka**, 2) **obiektu**, tzn. systemu lub jego poszczególnego elementu konstrukcyjnego, którego działania ludzkie dotyczą, oraz 3) **interakcji** między nimi. Każdy z tych elementów posiada zbiór cech, które w mniejszym lub większym stopniu wpływają na powodzenie wykonania zadania:

- 1) człowiek – cechy wynikające z predyspozycji osoby wykonującej zadanie, np. wiedza, wykształcenie, przygotowanie, odporność na stres, percepcja,
- 2) obiekt – cechy wynikające z konstrukcji systemu, wpływające na możliwość prawidłowego wykonania zadania, np. ilość i czytelność wskaźników, ilość i dynamika wymaganych czynności, wymiary fizyczne,
- 3) interakcja: cechy wynikające ze sposobu i sytuacji, w jakiej zadanie ma być wykonywane, np. dostępny czas, jakość procedur, uciążliwość czynników fizycznych.

Poza powyższymi charakterystykami znaczenie też mają cechy ogólne środowiska pracy i pracowników, które określa się mianem kultury bezpieczeństwa. Tak więc zagadnienie czynnika ludzkiego skupia w sobie obszary z wielu różnorodnych dziedzin, od aspektów czysto techniczno-inżynierskich, poprzez ergonomię, zagadnienia organizacyjno-zarządcze, do kwestii związanych z psychologią. Uwzględnienie w pełni wszystkich czynników w jakimkolwiek rozsądnym modelu matematycznym jest praktycznie niemożliwe. Na szczęście do celów analiz bezpieczeństwa tak szczegółowe odwzorowanie rzeczywistości, jeśli chodzi o wpływ człowieka, nie jest konieczne.

W probabilistycznych analizach bezpieczeństwa, w odniesieniu do czynnika ludzkiego, celem jest zidentyfiko-

¹ Na przykład: §2 ust. 3 pkt. 3), §38 pkt. 3), §40 ust. 3 pkt. 2) 3) wspomnianego Rozporządzenia RM [1].

wanie potencjalnych błędów człowieka, które wnoszą istotny wpływ do ryzyka awarii obiektu, innymi słowy tych, które mogłyby spowodować niewypełnienie przez systemy bezpieczeństwa swoich funkcji z prawdopodobieństwem relatywnie dużym w stosunku do całkowitej awaryjności. W tym świetle bardziej istotne stają się aspekty związane z odpowiednią analizą samych systemów pod kątem działań człowieka oraz z właściwym uwzględnieniem tych działań w modelach logicznych systemów. W odniesieniu do danych ilościowych w szacowaniu prawdopodobieństwa popełnienia błędu uwzględnia się najbardziej istotne kwestie, z tendencją do wartościowania ich w stronę konserwatywną. Stopień konserwatywności i szczegółowości modelowania zadań jest zależny od charakteru i końcowych celów całokształtu wykonywanej PSA. W analizach obiektu znajdującego się w fazie projektu dane powinny być przyjmowane w wersji pesymistycznej, a użyte modele błędów ludzkich mniej szczegółowe, po pierwsze dlatego, że celem jest udowodnienie, iż działanie systemów nie jest w zbyt dużej mierze uzależnione od działań człowieka, a po drugie dla nieistniejącego jeszcze obiektu ilość szczegółowych informacji dotyczących np. procedur czynności awaryjnych czy konserwacyjnych może się okazać niewystarczająca do skonstruowania dokładnych modeli. Dla analiz w ramach tzw. *living PSA*² przeprowadzanych, by na bieżąco wzmacniać bezpieczeństwo eksploatacji istniejącej elektrowni, modelowanie działań ludzkich może być bardziej szczegółowe w celu identyfikacji słabości w tym obszarze, a na powstanie dokładniejszych modeli pozwoli dostęp do szczegółów o praktyce eksploatacyjnej danego obiektu.

Na potrzeby określenia ilościowego działań ludzkich przeprowadza się tzw. **analizę niezawodności człowieka** (ang. *Human Reliability Analysis* – HRA), która musi być integralną częścią PSA. Proces HRA opiera się na kilku fundamentalnych elementach definiujących działania człowieka. Po pierwsze jest to **kategoryzacja błędów**. Na potrzeby PSA określa się 3 kategorie:

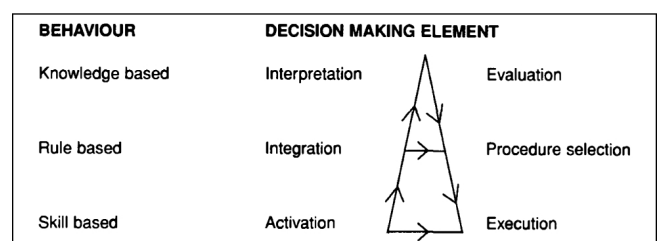
- Kategoria A: błędy popełnione przed wystąpieniem tzw. PZI – postulowanego zdarzenia inicjującego, tj. **przed początkiem awarii**. Kategoria odnosi się do niezidentyfikowanych błędów popełnionych przez człowieka podczas normalnej eksploatacji obiektu, które mogą mieć negatywny wpływ na rozwój awarii po jej rozpoczęciu. Kategoria A dotyczy głównie błędów popełnionych podczas czynności konserwacyjnych lub testów wykonywanych na komponentach systemów bezpieczeństwa.
- Kategoria B: błędy **wywołujące awarię**. W praktyce uwzględnia się je podczas określania zbioru PZI, rzadko są modelowane bezpośrednio w strukturze PSA, a prawdopodobieństwo ich wystąpienia jest częścią składową częstotliwości wystąpienia poszczególnych zdarzeń inicjujących.

- Kategoria C: błędy popełnione **podczas trwania awarii**, po wystąpieniu PZI. W szacowaniu rozdziela się je na diagnozę i podzadania podiagnostyczne. Kategorię dzieli się dodatkowo na trzy typy:
 - Typ 1: **czynności proceduralne** (ang. *procedural actions*) związane z wykonywaniem zadań zawartych w procedurach awaryjnych.
 - Typ 2: **czynności pogarszające** (ang. *aggravating actions*) najczęściej polegające na złej diagnozie stanu awaryjnego przez operatora i wykonaniu akcji niewłaściwej w danej sytuacji lub dobrej diagnozie, lecz wyborze nieodpowiedniej strategii działania. Błędy tego typu są trudne do zamodelowania i rzadko uwzględnia się je w analizach, jeśli już – to w ograniczonej formie.
 - Typ 3: **czynności naprawcze** (ang. *recovery actions*) określają niestandardowe działania człowieka łagodzące rozwój awarii, polegające najczęściej na zamianie/naprawach niesprawnych elementów. Rzadko są uwzględniane w PSA, a jeśli tak, to dla dominujących sekwencji awaryjnych, gdy istnieją przesłanki, że pożądana naprawa w ogóle może być wykonana w odpowiednim czasie.

Kolejną cechą charakteryzującą zadania jest stopień ich trudności, skomplikowania. Wyróżnia się trzy rodzaje postępowania człowieka według modelu podejmowania decyzji Rasmussena, przedstawionego na rysunku 1.

W modelu rodzaje postępowania mają przypisane składowe czynności konieczne do prawidłowego wykonania zadania. Ze wzrostem poziomu trudności zadania zwiększa się ilość koniecznych czynności. Na rysunku 1 rodzaje postępowania są uporządkowane według poziomu trudności rosnąco, zaczynając od dołu:

- „*Skill based*” – działania „**oparte na umiejętnościach**”, dobrze zapamiętane, wyćwiczone, często praktykowane. Pojawienie się konieczności do wykonania (*activation*) powinno się wiązać z bezpośrednim wykonaniem (*execution*) odpowiedniej czynności.
- „*Rule based*” – działania „**oparte na zasadach**”, mniej znane, lecz polegające na dostosowaniu się do pewnego wzorca, instrukcji, procedury. Po aktywacji zadania wymagane jest od operatora, dodatkowo w stosunku do „*skill based*”, pewne zweryfikowanie/poznanie (*integration*) sytuacji oraz wybór procedury (*procedure selection*), a następnie według niej wykonanie czynności.



Rys. 1. Rodzaje postępowania (na rysunku – ang. *behaviour*) człowieka oraz elementy ich skomplikowania. Źródło: [3].

² *Living PSA* – probabilistyczna ocena bezpieczeństwa przeprowadzana okresowo podczas eksploatacji elektrowni jądrowej.

- „*Knowledge based*” – działania „oparte na wiedzy”, zupełnie nowe dla operatora, do których wykonania istniejące procedury nie mogą być zastosowane bezpośrednio. Poziom skomplikowania wymaga dodatkowo czynności polegających na właściwej interpretacji (*interpretation*) sytuacji i odpowiedniej ocenie/analizie (*evaluation*). Potem następuje wybór odpowiedniej strategii działania lub pewnych instrukcji, na których można się oprzeć i dopiero wykonanie odpowiednich akcji.

Ponadto każde z typów zadań lub podzadań składowych można określić jako **błędy pominięcia** (ang. *error of omission*) lub **błędy wykonania** (ang. *error of commission*), które mogą się różnić podejściem stosowanym do określania prawdopodobieństwa ich popełnienia.

Następną kwestią braną pod uwagę są tzw. **współczynniki kształtujące działanie** – PSF (ang. *performance shaping factors*). Określają one cechy człowieka, obiektu i interakcji oraz to, w jakim stopniu nasilenie poszczególnych cech wpływa na prawdopodobieństwo niewykonania zadania. W praktyce techniki szacowania uwzględniają, zależnie od szczegółowości techniki lub modelu, przede wszystkim: dostępny czas, poziom stresu, złożoność zadania, istnienie i rodzaj procedur. Szczególnym PSF jest tzw. **czynnik odnowy** (ang. *recovery factor*), który jest współczynnikiem zmniejszającym wartość prawdopodobieństwa popełnienia błędu, przez możliwość jego identyfikacji i poprawy w dopuszczalnym czasie. Zazwyczaj jest brany pod uwagę, gdy wykonanie zadania przewiduje obecność drugiego człowieka lub wskaźników sygnalizujących niewykonanie zadania, a dla błędów kategorii A – inspekcji po czynnościach konserwacyjnych i remontach lub rutynowych obchodów obiektu. Czynnika odnowy nie należy mylić z akcjami naprawczymi (kat. C, typ 3) mimo podobnych nazw angielskich, odnoszą się do innej natury działań.

Do oszacowania wartości liczbowych prawdopodobieństwa popełnienia błędów przez człowieka służą opracowane techniki i metody, które uwzględniają powyższe kwestie w różny sposób i w różnym stopniu szczegółowości. Znajduje to w efekcie odzwierciedlenie w skomplikowaniu i pracochłonności stosowania danej metody, w zamian za względną dokładność lub konserwatyzm w uzyskanych wynikach.

3. Metodologie

Pierwszą kompleksową metodologią opracowaną w dziedzinie HRA jest **THERP** (ang. *Technique for Human Error-Rate Prediction*) zaprezentowaną przez US NRC

(*United States Nuclear Regulatory Commission* – amerykański dozór jądrowy) w NUREG/CR-1278 [4] w roku 1983. Można zaryzykować stwierdzenie, że jest metodą najpopularniejszą i najczęściej stosowaną, przez swoją wszechstronność także w innych niż energetyka jądrowa branżach o dużym ryzyku, np. w przemyśle chemicznym lub marynarce. Stosowane dane liczbowe zostały oparte na danych empirycznych z eksploatacji elektrowni jądrowych i obiektów innych przemysłów oraz ćwiczeń operatorów w symulatorach, które opracowano z uwzględnieniem ocen i opinii eksperckich, a także wniosków z konsultacji na temat praktyki eksploatacyjnej z personelem obiektów. Pozwala na identyfikację oraz szczegółową i dogłębną analizę zadań człowieka. Jej wadą jest to, że wymaga ogromnej pracy, dobrej znajomości metodologii przez analityka i dość szczegółowych informacji dotyczących samych działań ludzkich. Na przestrzeni następnych lat powstała spora liczba nowszych metod i technik HRA, ale *de facto* większość z nich bazuje na THERP, a często jest efektem starań jej uproszczenia.

Do takich metod należy „**ASEP-HRA Procedure**” (ang. *Accident Sequence Evaluation Program – Human Reliability Analysis Procedure*). Metoda została opracowana, aby umożliwić modelowanie błędów ludzkich przy jak najmniejszym udziale specjalisty od HF, zminimalizować pracochłonność szacowania prawdopodobieństwa ich popełnienia, starając się przy tym zachować stopień dokładności wyników wystarczający do oceny ryzyka. Niedokładności wynikające z uproszczenia techniki THERP zostały uwzględnione w wartościach liczbowych z manierą konserwatywną, tak by wpływ człowieka na ryzyko nie był zaniżony. W dalszej części artykułu zaprezentowany zostanie przykład wykorzystania tej techniki.

Efekt dalszych starań udoskonalenia powyższych metod jest tzw. **SPAR-H** (ang. *Standardized Plant Analysis Risk – Human reliability analysis*). Skupia się na zmniejszeniu konserwatywności na rzecz dokładniejszego szacowania wartości prawdopodobieństwa, przy rozbudowaniu modelu czynników kształtujących działanie, starając się zachować przy tym łatwość stosowania. Na rysunku 2 zobrazowano, jak wygląda korzystanie z metody SPAR-H w modelowaniu błędu człowieka w oprogramowaniu SAPHIRE³.

Zarówno do etapu diagnozy, jak i akcji właściwej możemy określić nasilenie procentowe aż ośmiu współczynników kształtujących działanie, są to: **dostępny czas, stres, złożoność, doświadczenie/wyszkolenie, procedury, ergonomia, gotowość do wykonania zadania⁴, procesy pracy⁵**. Metoda pozwala też na uwzględnienie dodatkowych zależności w wykonaniu zadania (ang. *dependency* na rys. 2). Na pierwszy rzut oka korzystanie z techniki wydaje

³ SAPHIRE (*Systems Analysis Programs for Hands-on Integrated Reliability Evaluations*) – software służący do przeprowadzania PSA, opracowany przez USNRC. Patrz Biuletyn BJOR nr 3 (93) 2013.

⁴ Ang. *fitness for duty* – odnosi się do aspektów fizycznych i psychicznych wykonującego, do jego „formy”, np. zmęczenie, choroba, problemy osobiste [5].

⁵ Ang. *work processes* – odnosi się do aspektów środowiska pracy, m.in. organizacji, komunikacji, kultury bezpieczeństwa [5].

The image shows two screenshots of the SAPHIRE software interface. Both windows are titled 'Name: XV185HUM' and 'Probability ='. The left window shows a calculated probability of 5,500E-03, and the right window shows 1,310E-02. Both windows display a detailed tree of failure model attributes and their values. The left window shows a calculated probability of 5,500E-03, and the right window shows 1,310E-02. Both windows display a detailed tree of failure model attributes and their values.

Rys. 2. Przykład zastosowania metody SPAR-H w programie SAPHIRE. Źródło: opracowanie własne.

się stosunkowo łatwe, jednak żeby umiejętnie wykorzystać ją w pełni funkcjonalności, trzeba mieć duże doświadczenie w HF i dobrą praktyczną znajomość użytych w niej definicji i kryteriów, a także informacji dotyczących modelowanych zadań. Aczkolwiek stosowanie metody jest elastyczne pod względem poziomu szczegółowości analizy – nie mając wystarczających informacji nie musimy ich uwzględniać, przez co uzyskamy bardziej konserwatywne wyniki liczbowe.

Powyższe techniki są najczęściej przywoływane w literaturze dotyczącej poruszanej tematyki. Dodatkowo można wymienić inne stosowane metody, np: **SLIM** (ang. *Success Likelihood Index Methodology*), **HCR** (*Human Cognitive Reliability*), **CBDT** (*Cause-Based Decision Tree method*), **SHARP1** (ang. *Revised Systematic Human Action Reliability Procedure*). Ciekawym rozwiązaniem jest też „**EPRI⁶ HRA Calculator**” – oprogramowanie komputerowe łączące w sobie różne aspekty wymienionych wyżej metod, łącząc wyjątkowe cechy poszczególnych z nich w jedno narzędzie, pozwalające na bardzo szczegółowe i wszechstronne modelowanie niezawodności człowieka.

⁶ Ang. *Electric Power Research Institute*.

4. Włączanie HRA do PSA

Jak można wnioskować z powyższych rozważań, kompleksowe analizy niezawodności człowieka są pracochłonne, szczególnie gdy pod uwagę weźmiemy ogólny zakres PSA pod względem ilości możliwych scenariuszy awaryjnych, ilości postulowanych zdarzeń inicjujących, które je wywołują, oraz ilości analizowanych systemów bezpieczeństwa, a co za tym idzie, ilości czynności człowieka, które mogą potencjalnie wpłynąć na przebieg scenariuszy. Przez to jest w pełni uzasadnione stwierdzenie, że jak najdokładniejsze zamodelowanie rzeczywistości związane z kwestią awaryjności człowieka w PSA jest niepotrzebne, a nawet niepożądane. Aby zoptymalizować proces, opracowano pewne zalecenia i tzw. dobre praktyki w odniesieniu do włączania do analiz probabilistycznych czynnika ludzkiego. Najważniejsze ogólne wymagania i ograniczenia można ująć jako:

- **Hierarchia PSA/HRA** – ogólne cele i przeznaczenie PSA powinny mieć rolę przewodnią, a analizy niezawodności człowieka powinny być dostosowane do całości oceny, tak by być z nimi spójne.

- **Efektywność** – HRA powinno być przeprowadzane w taki sposób, by nie marnować czasu i środków na aspekty nieistotne dla ogółu PSA, a jednocześnie by nie zaniechać rzeczy ważnych. Wymaga to bardzo dobrego zrozumienia zarówno analizowanych systemów, jak i kwestii HF.
- Odpowiednia **integracja** HRA w struktury logiczne PSA, szczególnie dla błędów kategorii C.
- Właściwa **kwantyfikacja** – dobór metodologii zarówno spełniających wyżej wymieniony warunek efektywności, jak i w akceptowalnym stopniu uwzględniających wymagania całości PSA w stosunku do szczegółowości oczekiwanej od HRA.
- **Informacje jakościowe/rekomendacje** – po przeprowadzonej PSA specjalista od HF powinien się odnieść do uzyskanych wyników, w celu sformułowania wniosków i ewentualnych zaleceń dotyczących np. szkoleń pracowników, ulepszenia procedur, zmian w zarządzaniu awaryjnym.

W celu uwzględnienia powyższych wymagań w zaleceniach MAEA proponuje obecność w zespole do przeprowadzania PSA specjalisty od czynnika ludzkiego, który zna ogólne zasady i cechy analiz probabilistycznych. Praca takiego zespołu powinna się charakteryzować dobrą komunikacją między takim specjalistą a analitykami systemów w celu konsultacji założeń, modeli i wątpliwości.

Zalecany jest także intensywny kontakt analityków z pracownikami obiektu, szczególnie z personelem sterowni oraz personelem odpowiedzialnym za konserwację i testy. Jeśli nie jest to możliwe, gdy analizy wykonywane są w fazie projektu, zaleca się konsultacje z personelem innych obiektów już istniejących. Ma to na celu weryfikację przyjętych do modelu założeń i kryteriów pod względem ich zgodności z praktyką eksploatacyjną.

Proces implementacji błędów ludzkich w probabilistycznych analizach bezpieczeństwa powinien przebiegać według pewnych etapów [1]:

- 1) **Definicja** – identyfikacja wszystkich zadań oraz określenie dla nich kryteriów sukcesu/błędu w spójności z ogólnymi założeniami przyjętymi dla poszczególnych systemów.
- 2) **Screening** – identyfikacja zadań z potencjałem do znaczącego wpływu na ryzyko. Etap ma na celu wykluczenie z dalszych analiz czynności, których wpływ może być pominięty. Polega na przypisaniu zadaniom dużego prawdopodobieństwa błędu (od wartości rzędu wielkości 10^{-1} do 1) i porównaniu wyników do wcześniej ustalonych kryteriów.
- 3) **Analiza jakościowa** – zadania, które proces screeningu zakwalifikował jako istotne, powinny przejść przez wnikliwą analizę jakościową, konieczną do późniejszej analizy ilościowej. Etap powinien dać informację, jak zadanie powinno być przeprowadzone, z jakich podzadania się składa, ilu i jakich elementów dotyczy, przez ilu ludzi jest wykonywane, według jakich procedur oraz

jakie są czynności, które mogą prowadzić do jego niewykonania. Poza tym zadania powinny być przeanalizowane pod kątem współczynników kształtujących działanie, a w szczególności zależności między podzadaniami (czy wszystkie czynności wykonuje ta sama osoba, czy wykonanie jednej z czynności zależy od wykonania poprzedniej) oraz możliwości uwzględnienia współczynnika odnowy RF i jego mechanizmu.

- 4) **Reprezentacja** – wybór techniki odpowiedniego zobrazowania zadania w strukturach logicznych modelu obiektu. Najczęściej błędy człowieka uwzględnia się w drzewach uszkodzeń poszczególnych systemów jako zdarzenia podstawowe. Czasami zadania człowieka uwzględnia się w drzewach zdarzeń, kiedy znaczenie zadania przewyższa poziom pojedynczego systemu bezpieczeństwa, gdy może zależeć od innych systemów lub na nie wpływać (np. w analizach dla procesu wymiany paliwa lub wyłączania reaktora).
- 5) **Integracja** z modelem PSA.
- 6) **Kwantyfikacja** – zastosowanie odpowiedniej metodologii do oszacowania wartości liczbowych prawdopodobieństwa błędów. Wybór powinien uwzględniać dokładność, pracochłonność oraz potrzeby wykonywanej PSA.
- 7) **Dokumentacja** – analizy niezawodności człowieka, w większym stopniu niż reszta zagadnień w PSA, opierają się na założeniach, ocenach i osądach, które potem znacznie wpływają na stosowane wartości liczbowe, a co za tym idzie, końcowe wyniki analiz. HRA wykorzystuje, a także generuje mnóstwo informacji, a uwzględnienie ich wszystkich w formalnych raportach byłoby niepraktyczne. Dlatego odpowiednia dokumentacja jest bardzo ważna jako zwieńczenie procesu analiz. Należy w tym miejscu zwrócić szczególną uwagę na właściwe raportowanie procesu screeningu, tak by proces był w pełni weryfikowalny, ponieważ wykluczenie na tym etapie nieodpowiednich zadań lub ominięcie istotnych kwestii ma ogromny wpływ na poprawność ostatecznych wyników PSA.

Mimo że zadania są przedstawione w formie „rozdzielonej”, to w pewnych kwestiach mogą się pokrywać ze sobą, a rezultaty z jednych etapów mogą wpływać także na poprzednie, dlatego zaleca się wykonywanie ich iteracyjnie, aby żadne istotne aspekty nie zostały ominięte.

5. Przykład częściowego włączenia błędów ludzkich w modelu PSA

Poniżej zaprezentowano przykład częściowego uwzględnienia czynnika ludzkiego w analizie systemu bezpieczeństwa. Częściowego, ponieważ skupiono się na potencjalnie dominującym w niewypełnieniu funkcji bezpieczeństwa przez system, wykonywanym przez człowieka zadaniu kategorii C. Dla tego zadania oszacowano wartość

prawdopodobieństwa jego niewypełnienia za pomocą metodologii ASEP-HRA i SPAR-H. W modelu logicznym uwzględniono także błędy kategorii A, lecz bez określenia dla nich wartości liczbowych, co za tym idzie, został pominięty ich wpływ na awaryjność systemu.

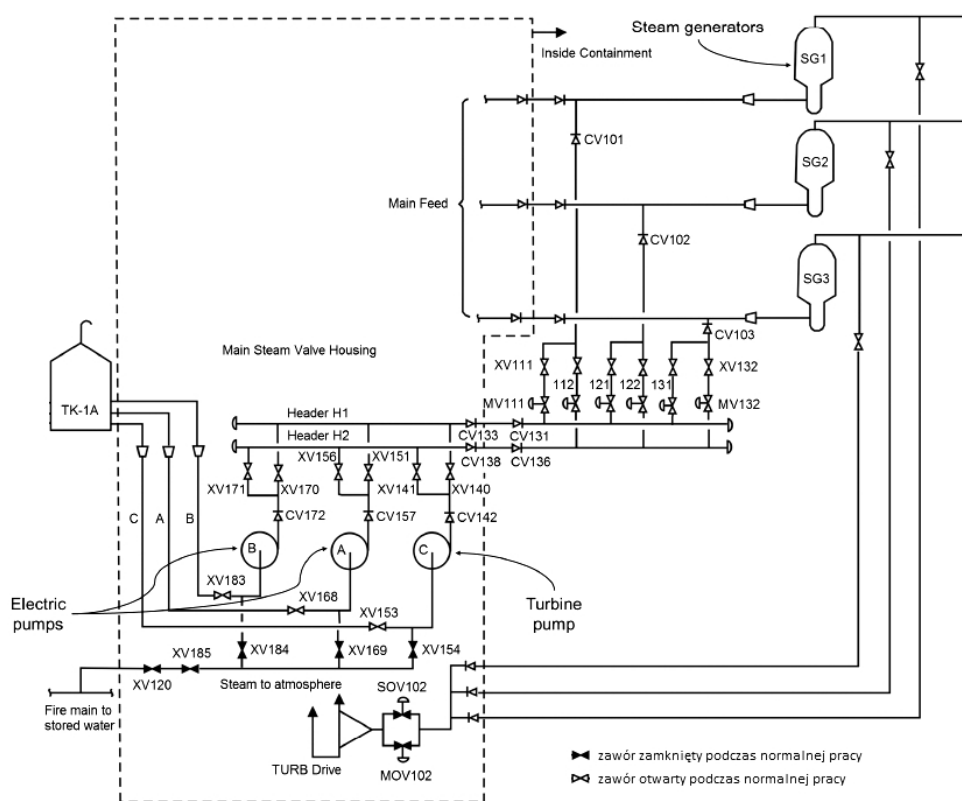
Trzeba zaznaczyć, że przedstawiona analiza została wykonana przez autora jedynie w celach ćwiczeniowo-szkoleniowych. Większość założeń, w szczególności odnoszących się do działania człowieka, nie jest podparta konkretnymi informacjami, z powodu niemożności uzyskania danych, jednak były one jednocześnie formułowane na tyle starannie, by zachować realizm.

Prezentowany przykład ukazuje model drzewa uszkodzeń dla systemu AFWS (ang. *Auxiliary FeedWater System*) w razie awarii typu SB-LOCA⁷, w elektrowni jądrowej drugiej generacji z reaktorem PWR⁸. Funkcją systemu w warunkach awaryjnych jest dostarczenie wody do wytwornic pary od strony obiegu wtórnego w celu odbioru ciepła z obiegu pierwotnego. Schemat budowy systemu jest zamieszczony na rysunku 3. AFWS składa się ze zbiornika wody TK-1A, dwóch pomp elektrycznych A i B, pompy C napędzanej turbiną parową oraz układu rurociągów i zaworów, którymi woda ze zbiornika przez pompy doprowadzana jest do wytwornic pary SG 1–3. Powodem, dla którego system został wybrany, jest to, że po opróżnieniu zbiornika TK-1A człowiek musi poprawnie

wykonać zadanie polegające na zmianie źródła wody na magistralę przeciwpożarową. Przy opracowywaniu drzewa uszkodzeń zostały przyjęte następujące założenia:

- System musi dostarczyć wodę do co najmniej jednej wytwornicy pary, przez co najmniej 1 pompę przez 24 godziny.
- Ilość wody w zbiorniku TK-1A jest wystarczająca na 8 godzin trwania awarii. Przed opróżnieniem zbiornika operator musi zmienić źródło wody na magistralę przeciwpożarową, otwierając odpowiednie zawory. Zadanie jest zawarte w procedurach awaryjnych, a godzinę przed opróżnieniem zbiornika pojawia się alarm w sterowni o niskim poziomie wody w TK-1A.
- Pompa turbinowa C działa efektywnie przez 8 godzin, po tym czasie natężenie pary produkowanej w wytwornicach pary jest niewystarczające do jej napędu.

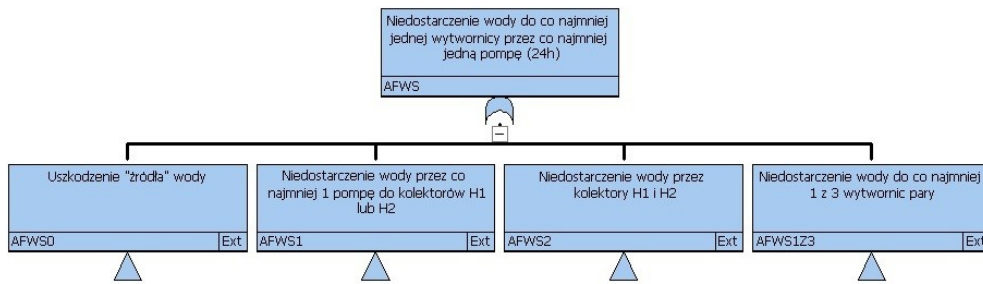
Model logiczny systemu w postaci drzewa uszkodzeń został skonstruowany na podstawie uśrednionych danych niezawodnościowych komponentów systemów amerykańskich elektrowni jądrowych, podanych w publikacji [9]. Cały system został podzielony na cztery części, związane ze zdarzeniami, które mogą spowodować niewykonanie jego funkcji. Na rysunku 4 przedstawiono „wierzchołek” drzewa, tzw. **zdarzenie szczytowe** (ang. *top event*) reprezentujące zdarzenie nieprawidłowego zadziałania systemu określone jako „niedostarczenie wody do co najmniej



Rys. 3. Schemat modelowanego systemu AFWS. SG – wytwornica pary (ang. *Steam Generator*), CV – zawór zwrotny, MV – zawór z napędem mechanicznym, XV – zawór z napędem manualnym. Źródło: [7].

⁷ SB-LOCA (ang. *Small Break – Loss Of Coolant Accident*) – awaria utraty chłodziwa, małe rozerwanie rurociągu.

⁸ Obiektem odniesienia jest elektrownia jądrowa EJ Surry, USA. Dla tego obiektu wykonane były analizy ryzyka w [6], na których opierają się informacje o modelowanym systemie i część przyjętych założeń.



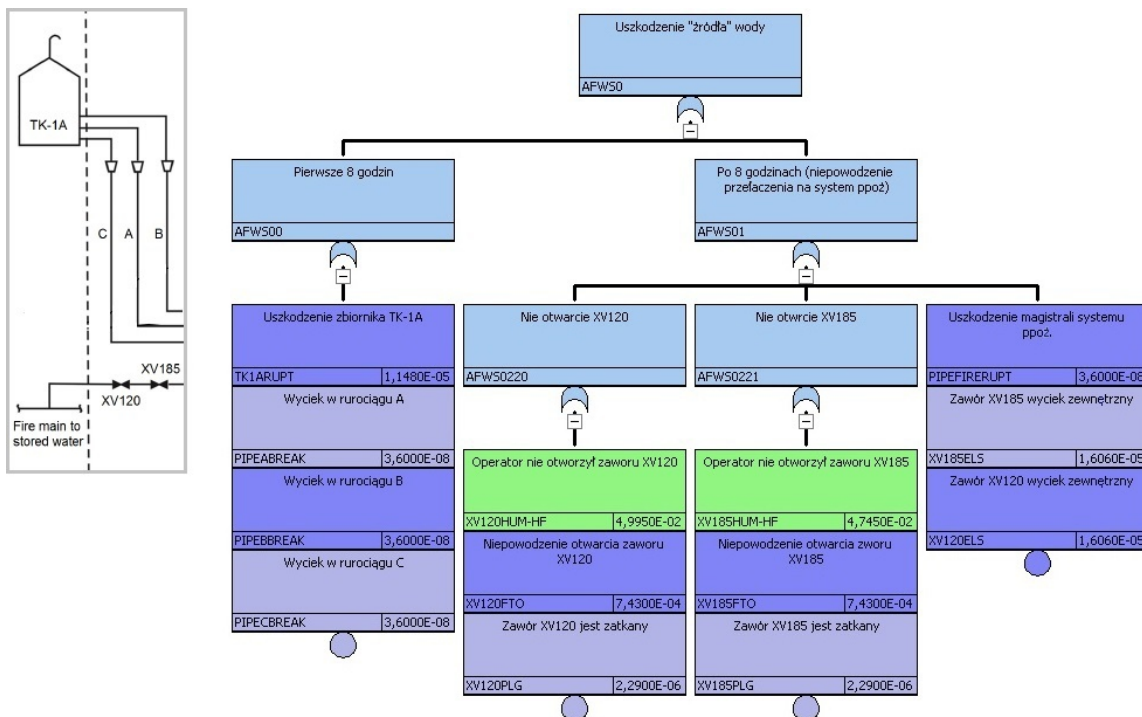
Rys. 4. „Wierzchołek” drzewa uszkodzeń dla AFWS. Źródło: opracowanie własne.

jednej wytwornicy pary przez co najmniej jedną pompę przez 24 godziny”. Zdarzenie rozgałęzia się na cztery poddrzewa reprezentujące wspomniane cztery części systemu, na które został on podzielony na potrzeby modelowania. Przedstawianie i omawianie całości modelu w szczególności jest zbyt trudne w odniesieniu do ogólnego charakteru artykułu. Przedstawiono tylko fragmenty modelu istotne z punktu widzenia poruszanej tematyki. Na rysunku 5 przedstawiono poddrzewo dla części systemu określonej jako źródło wody. Patrząc na schemat systemu, można przewidywać, że ta część jest ważna z punktu widzenia zawodności całego systemu, gdyż po ośmiu godzinach dalsze funkcjonowanie jest uzależnione od konieczności otwarcia dwóch zaworów manualnych przez człowieka. Wystarczy pozostawienie w pozycji zamkniętej jednego z nich, by pozbawić dostępu do wody dalsze części systemu. Zdarzenia przedstawiające błędy człowieka są zaznaczone na rysunku 5 kolorem zielonym.

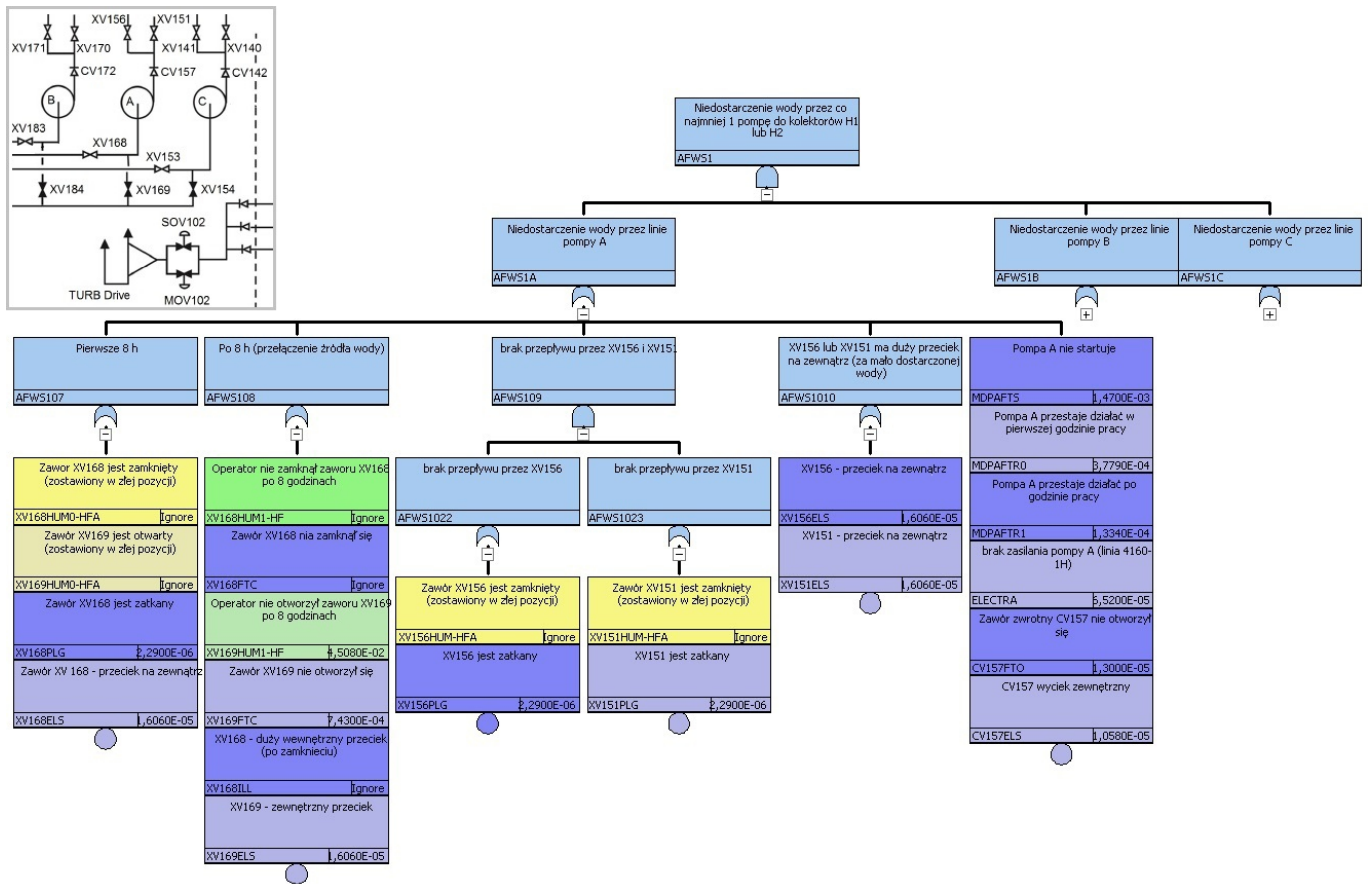
Wykonanie zadania przełączenia źródła wody, oprócz otwarcia zaworów XV120 i XV185, wymaga także otwarcia zaworów na kolektorach ssawnych pomp, XV169 dla pompy A oraz XV184 dla pompy B. Umieszczenie ich w mo-

delu logicznym przedstawiono na rysunku 6. Ponieważ założyliśmy, że pompa C przestaje działać efektywnie po ośmiu godzinach z powodu niewystarczającej ilości pary napędzającej, czynność otwarcia zaworu XV154 można pominąć. W definiowaniu omawianego zadania człowieka pominięto także konieczność zamknięcia zaworów XV183, XV168 i XV153 doprowadzających wodę z wyczerpującego się zbiornika TK-1A. Założono, że pozostawienie ich otwartych nie wpłynie negatywnie na pracę pomp. W poważnych analizach takie założenie powinno być potwierdzone np. analizą deterministyczną (na przykład zasysanie powietrza do pompy może spowodować zmniejszenie natężenia przepływu wody do poziomu niewystarczającego dla odpowiedniego odprowadzania ciepła). Na rysunku 6 w strukturze logicznej uwzględniono także potencjalne błędy kategorii A (kolor żółty) polegające na pozostawieniu zaworów w nieodpowiedniej pozycji po testach lub czynnościach konserwacyjnych.

Można zauważyć, że nie określono wartości prawdopodobieństwa ich popełnienia. Powodem jest to, że podstawa do takich szacunków opiera się na trudno dostępnych danych, tj. czasie między kolejnymi testami



Rys. 5. Poddrewo dla źródła wody. Źródło: opracowanie własne.



Rys. 6. Poddzewo dla części dotyczącej pomp. Źródło: opracowanie własne.

i czynnościami konserwacyjnymi. Na ich podstawie określa się częstotliwość wykonywania czynności, następnie na podstawie wybranych metod prawdopodobieństwo błędu przy tych czynnościach, a ostatecznie uzyskuje się wartość częstotliwości popełnienia błędu podczas testów lub konserwacji. Należy zauważyć, że zidentyfikowane błędy kategorii A dotyczą elementów redundantnych, także w częściach modelu nie zaprezentowanych w artykule, co oznacza, że ich wpływ na awaryjność całego systemu będzie znacznie mniejszy aniżeli dla rozpatrywanych błędów kategorii C. Na rysunku znajdują się także „schowane” poddrzewa dla pomp B i C. Poddzewo dla pompy B wygląda w swojej strukturze tak samo jak dla pompy A, z tym że zawiera zdarzenia dla odpowiednich dla linii B elementów. W poddrzewie pompy C uwzględniono dodatkowe uszkodzenia elementów związanych z dostarczaniem pary z wytwornic, m.in. zaworów z napędem mechanicznym MOV102 i elektromagnetycznym SOV102. Z punktu widzenia rozpatrywanego zadania człowieka, tj. konieczności dokonania zmiany źródła wody na magistralę systemu ppoż., pompa C nie ma znaczenia, gdyż po ośmiu godzinach przestaje efektywnie pracować⁹. Podzadania dotyczące błędu przełączenia źródła wody pojawiają się tylko w przedstawionych poddrzewach, więc pozostałe

w niniejszym tekście nie będą przedstawiane (występują w nich błędy typu A analogiczne do tych na rys. 6). W celu przybliżenia strony praktycznej stosowania metodologii HRA, poniżej przedstawiono oszacowanie prawdopodobieństwa niewykonania zadania przełączenia źródła wody z użyciem metody ASEP-HRA. Metoda ma formę procedur dla screeningu¹⁰ i szacowania prawdopodobieństwa dla błędów A i C. Procedury opisują kolejne etapy analizy zadań, podczas których analityk określa „cechy” zadania według pewnych określonych kryteriów. Zawarte są też przykłady w celu lepszego zrozumienia procedury i właściwego zdefiniowania zadań. Następnie na podstawie tych określonych cech dopasowuje się odpowiednie wartości prawdopodobieństwa i współczynników. Dla analizowanego zadania pominięto etap screeningu, ponieważ oczywiste jest, że jest ono istotne dla wypełnienia funkcji systemu. Upraszczając, główne etapy procedury ASEP-HRA dla analizowanego zadania wyglądały następująco:

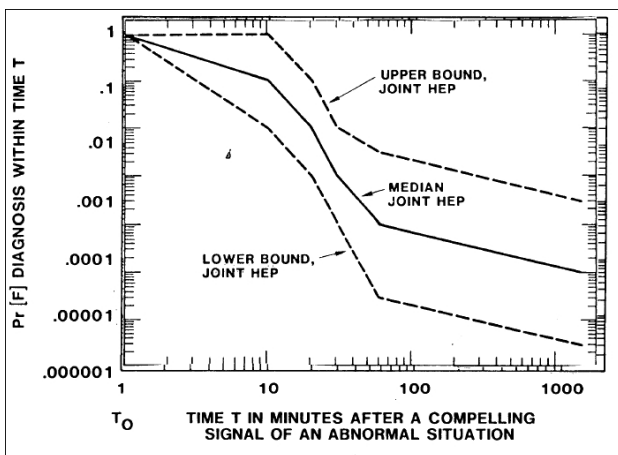
- 1) Określenie prawdopodobieństwa niezdiagnozowania potrzeby wykonania zadania, na podstawie maksymalnego dopuszczalnego czasu na diagnozę. Jeżeli diagnoza opiera się na jednym parametrze lub wskaźniku, **prawdopodobieństwo błędu człowieka HEP** (ang.

⁹ Jednak samo zamodelowanie pompy jest wskazane dla ogółu modelu i różnych scenariuszy awaryjnych, np. w przypadku uszkodzenia pomp A i B to, czy pompa C pracuje przez pierwsze osiem godzin, czy nie, ma znaczenie w odniesieniu do stanu końcowego obiektu.

¹⁰ Patrz akapit IV pkt 2).

Human Error Probability) określa się za pomocą zależności przedstawionej na rysunku 7. Dla analizowanego zadania: $HEP = 0,001$; $EF^{11} = 10$. Metoda także daje możliwość oszacowania błędu diagnozy w sytuacji występowania wielu sygnałów w tym samym czasie.

- 2) Zidentyfikowanie wszystkich podzadań podiagnostycznych koniecznych do wykonania zadania, tj. otwarcie zaworów XV120 i XV185 na magistrali ppoż. i zaworów XV169 i XV183 na kolektorach ssawnych pomp odpowiednio A i B. Określenie maksymalnego, dopuszczalnego czasu na ich wykonanie. Zdefiniowanie kilku cech, takich jak rodzaj podzadań, rodzaj procedur czy poziom stresu. Na podstawie tych informacji oraz stabilaryzowanych wartości określenie prawdopodobieństwa błędu. Dla analizowanych podzadań: $HEP = 0,05$, $EF = 5$ – dla akcji krytycznych, w zadaniu dynamicznym¹², w warunkach umiarkowanie wysokiego stresu.
- 3) Policzenie prawdopodobieństwa niewykonania poszczególnych podzadań według modelu drzewa logicznego przedstawionego na rysunku 8.



Rys. 7. Zależność prawdopodobieństwa popełnienia błędu od dostępnego czasu dla diagnozy zadania. Źródło: [4].

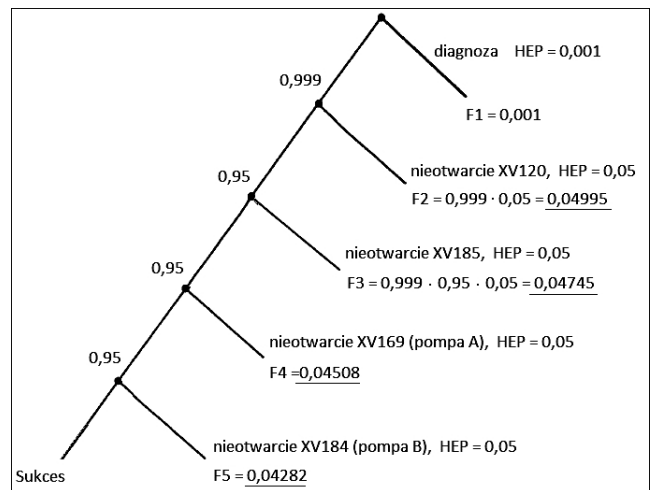
Ostatni etap procedury uwzględnia kwestię zależności podzadań. W przedstawionym modelu uwzględniono sytuację prostej zależności, gdy wykonanie czynności zależy od czynności poprzedniej. W rzeczywistości aspekty te mogą być bardziej skomplikowane i wymagać szczegółowych danych o sposobie wykonywania zadania. W takich przypadkach procedura odsyła do swojego pierwowzoru – metody THERP.

W modelu systemowych drzew uszkodzeń, zawartych na powyższych rysunkach, błędom zostały przypisane odpowiadające im wartości $F2$, $F3$, $F4$ i $F5$.

¹¹EF – ang. *Error Factor*, współczynnik określający niepewność.

¹²W procedurze zadanie trzeba określić jako „dynamiczne” lub „krok po kroku” (ang. *dynamic/step-by-step task*), co odnosi się do ilości podzadań do wykonania w czasie, jednoczesnego kontrolowania innych funkcji bezpieczeństwa, precyzji opisu czynności w procedurach. Dla błędów kategorii C zalecane zadania „dynamiczne”. Także konieczne jest określenie, czy czynność jest „akcją krytyczną” podczas awarii.

¹³*Minimal cut set* – tłumaczenie z języka angielskiego jest problematyczne, sformułowanie oznacza zbiór minimalnej ilości uszkodzeń koniecznej do niewypełnienia przez system określonej funkcji.



Rys. 8. Drzewo logiczne dla podzadań w modelowanym zadaniu człowieka. Źródło: opracowanie własne.

W dokumencie zawierającym procedurę ASEP-HRA porównano jej wyniki z wynikami z THERP dla różnych zadań. Otrzymywane w ASEP-HRA prawdopodobieństwa są w przybliżeniu jeden rząd wielkości większe, w zależności od szczegółowości zadania, a tym samym stopnia uproszczenia. Porównując wartości w powyższym modelu otrzymane w ASEP-HRA z wynikami otrzymanymi za pomocą SPAR-H (rys. 2, wynik w czerwonej ramce) przy próbie odzwierciedlenia tych samych założeń, zaobserwowano, że wyniki są zbliżone, reprezentują ten sam rząd wielkości. Wynik ze SPAR-H jest w przybliżeniu o $3 \cdot 10^{-2}$ niższy, co przy wzięciu pod uwagę niepewności modelowania zadań ludzkich nie jest dużą różnicą, aczkolwiek wskazuje na większy konserwatyzm metody ASEP-HRA.

Na rysunku 9 zaprezentowane zostały wyniki obliczeń dla analizowanego systemu AFWS w postaci tzw. *minimal cut sets*¹³, uporządkowane według wkładu do prawdopodobieństwa awarii systemu, zaczynając od najbardziej znaczących. Jak można było przewidzieć, dominującą rolę ma zadanie człowieka w postaci zmiany źródła wody poprzez otwarcie zaworów, a największy wkład (razem ponad 90%) do końcowego wyniku mają błędy w postaci nieotwarcia zaworów XV120 lub XV185. Po zastosowaniu dwóch różnych metod szacowania błędów ludzkich wyniki prawdopodobieństwa awarii systemu różnią się, ale procentowy udział uwzględnionych błędów ludzkich jest zbliżony. Tak duży udział błędów człowieka jest uzasadniony, ponieważ po pierwsze całe zadanie zmiany źródła wody decyduje o działaniu systemu w przyjętej skali czasowej, po drugie zawory XV120 i XV185 są usytuowane w układzie szeregowym. Należy pamiętać, że analizowany system został skonstruowany przed stosowaniem analiz

SPAR-H				ASEP-HRA			
#	Prob/Freq	Total %	Cut Sets	#	Prob/Freq	Total %	Cut Sets
	2,798E-2	100	Displaying 2018 of 2018 Cut Sets.		9,859E-2	100	Displaying 2018 of 2018 Cut Sets.
1	1,310E-2	46,82	XV120HUM-HF Operator nie otworzył zaworu XV120	1	4,995E-2	50,66	XV120HUM-HF Operator nie otworzył zaworu XV120
2	1,310E-2	46,82	XV185HUM-HF Operator nie otworzył zaworu XV185	2	4,745E-2	48,13	XV185HUM-HF Operator nie otworzył zaworu XV185
3	7,430E-4	2,66	XV120FTO Niepowodzenie otwarcia zaworu XV120	3	1,930E-3	1,96	XV169HUM1-HF Operator nie otworzył zaworu XV169 po 8 godzinach
4	7,430E-4	2,66	XV185FTO Niepowodzenie otwarcia zworu XV185	4	4,508E-2		XV184HUM1-HF Operator nie otworzył zaworu XV184 po 8 godzinach
5	1,716E-4	0,61	XV169HUM1-HF Operator nie otworzył zaworu XV169 po 8 godzinach	5	7,430E-4	0,75	XV120FTO Niepowodzenie otwarcia zaworu XV120
6	8,496E-5	0,3	XV184HUM1-HF Operator nie otworzył zaworu XV184 po 8 godzinach	6	8,496E-5	0,09	XV185FTO Niepowodzenie otwarcia zworu XV185
7	8,496E-5	0,3	H1BREAK Przerwanie rurociagu H1 (nasadki na koncach tez)	7	8,496E-5	0,09	H1BREAK Przerwanie rurociagu H1 (nasadki na koncach tez)
8	8,496E-5	0,3	H2BREAK Przerwanie rurociagu H2 (nasadki na koncach tez)	8	8,496E-5	0,09	H2BREAK Przerwanie rurociagu H2 (nasadki na koncach tez)
9	1,926E-5	0,07	MDPAFTS Pompa A nie startuje	9	6,277E-5	0,07	MDPBFTS Pompa B nie startuje
	1,470E-3		XV184HUM1-HF Operator nie otworzył zaworu XV184 po 8 godzinach		1,470E-3		XV169HUM1-HF Operator nie otworzył zaworu XV169 po 8 godzinach
	1,310E-2				4,508E-2		
	1,926E-5	0,07			6,295E-5	0,06	

Rys. 9. Wyniki obliczeń w postaci dominujących „cutsets” dla dwóch wariantów stosowanej metody HRA. Źródło: opracowanie własne.

PSA, przez co pokazane zostało, jakim celem może służyć ich stosowanie.

Taka konstrukcja systemu bezpieczeństwa jest archaiczna i na pewno niedopuszczalna w dzisiejszych technologiach elektrowni jądrowych.¹⁴

6. Podsumowanie

Główny wniosek dotyczący uwzględnienia czynnika ludzkiego w probabilistycznych analizach bezpieczeństwa jest taki, że jest to zadanie trudne, ale wykonalne. Pokazano, że mimo wielu potencjalnych trudności związanych z tą problematyką, wywodzących się z samej jej natury, istnieją pewne ogólnie przyjęte zasady i opracowane metodologie, służące do przeprowadzania analiz niezawodności człowieka. Inny wniosek, jaki się nasuwa, jest taki, że modelowanie zadań ludzkich oparte jest w większym stopniu niż inne części PSA na dużej liczbie ocen, osądów, kryteriów i różnorodnych założeń, które determinują cały kształt analiz i ich końcowe wyniki. Z tego powodu powinny być one główną sprawą podlegającą wnikliwej weryfikacji przy ewentualnej ocenie kwestii czynnika ludzkiego w PSA. W celu zobrazowania czytelnikowi tematyki od strony praktycznej został zaprezentowany przykładowy model logiczny w postaci drzewa uszkodzeń systemu bezpieczeństwa, z częściowym uwzględnieniem błędów ludzkich. Użycie metod, które mimo iż są uważane za uproszczone, pokazują, że dla właściwego ich stosowania wymagana znajomość aspektów analizowanych zadań jest dość duża. Zaprezentowany model dotyczy systemu z okresu niestosowania tak wnikliwych analiz bezpieczeństwa jak dzisiaj. Dzięki temu

bardzo wyraźnie widać jedną z głównych ról stosowania probabilistycznych analiz bezpieczeństwa – wskazania słabych stron analizowanego obiektu.

Notka o autorze

Mgr inż. Eryk Turski – absolwent Akademii Górniczo-Hutniczej w Krakowie, pracownik Wydziału Analiz Obiektów Jądrowych Departamentu Bezpieczeństwa Jądrowego PAA (e-mail: eryk.turski@paa.gov.pl)

Literatura

1. Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 31 sierpnia 2012 r. w sprawie zakresu i sposobu przeprowadzania analiz bezpieczeństwa przeprowadzanych przed wystąpieniem z wnioskiem o wydanie zezwolenia na budowę obiektu jądrowego oraz zakresu wstępnego raportu bezpieczeństwa dla obiektu jądrowego.
2. IAEA Safety Series 50-P-10 „*Human Reliability Analysis in Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants*” 1995.
3. NUREG-1842.
4. Swain A.D. & Guttman H.E., „*Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications*” 1983, NUREG/CR-1278.
5. Swain A.D. „*Accident Sequence Evaluation Program Human Reliability Analysis Procedure*” 1987, NUREG/CR-4772.
6. Blackman Harold S., Gertman David I., Boring Ronald L., „*Human Error Quantification Using Performance Shaping Factors in the SPAR-H Method*” 52nd Annual Meeting of the Human Factors and Ergonomics Society, 2008.
7. Rasmussen Norman C., „*Reactor Safety Study*”, WASH-1400 (NUREG 75/014).
8. NCBJ Centrum Doskonałości MANHAZ – „*Analiza niezawodności wybranych systemów bezpieczeństwa reaktora PWR*”, 2013.
9. Idaho National Laboratory, „*Industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants*”, NUREG/CR-6928, 2007.

¹⁴Na przykład dla jednego z projektów reaktorów generacji III analogiczny system bezpieczeństwa posiada cztery redundantne linie z czterema zbiornikami awaryjnymi o zawartości wody wystarczającej na wszystkie awarie projektowe. Kolektory ssawne pomp są połączone tak, że każda pompa może pobierać wodę z każdego zbiornika, a poza tym także istnieje możliwość przełączenia źródła wody na system poąż.

Ryzyko niskich dawek promieniowania a ochrona radiologiczna

Sylwester Sommer

Instytut Chemii i Techniki Jądrowej w Warszawie

Kilka słów o historii dawek granicznych

Promieniowanie jako zjawisko fizyczne zostało odkryte nieco ponad 100 lat temu w wyniku badań Wilhelma Konrada Röntgena, Henryka Becquerela, Marii Skłodowskiej-Curie oraz Piotra Curie. Niemalże od samego początku było oczywiste, że oprócz ogromnych możliwości i korzyści promieniowanie niesie ze sobą zagrożenia.

Pierwsze dawki graniczne wprowadzono już w 1902 roku: 10 radów (0,1 Siwerta) dziennie lub 3000 radów (30 Siwertów) na rok [1]. Od tego czasu dawki te wielokrotnie obniżano. Dzisiaj w większości krajów obowiązują dawki graniczne oparte na rekomendacjach Międzynarodowej Komisji Ochrony Radiologicznej – ICRP (*International Commission on Radiation Protection*). Ostatnie wydanie opisujące dawki – Publikacja 103 (*The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*), zostało opublikowane w 2007 roku, a dawki graniczne w niej opisane pokazane są w tabeli 1 [2].

Najnowsze rekomendacje ICRP dalej idą w kierunku obniżania dawek granicznych, np. zasugerowało nowy próg dawki dla mętnienia soczewek oczu (zaćmy) wynoszący 0,5 Gy i na tej podstawie komisja zaleciła roczną dawkę graniczną dla soczewek oczu u osób zawodowo narażonych na promieniowanie jonizujące wynoszącą 20 mSv/rok [3].

Stochastyczne, deterministyczne skutki promieniowania, hipoteza LNT¹

Przedstawione wyżej limity dawek w dużej mierze zostały oparte na wynikach badań zapadalności i umieralności na nowotwory ludzi, którzy przeżyli ataki nuklearne w Hiroszimie i Nagasaki. Przepisy te mają chronić społeczeństwo i pracowników zawodowo narażonych na promieniowanie przed wszystkimi skutkami deterministycznymi promieniowania oraz ograniczyć skutki stochastyczne (określenia skutków stochastycznych i deterministycznych podano w tab. 2). Wielu ekspertów twierdzi, że limity dawek są

Tabela 1. Dawki graniczne rekomendowane przez ICRP [2]

Kategoria osób	Roczna dawka graniczna mSv
Pracownicy zawodowo narażeni na promieniowanie	<ul style="list-style-type: none">• 20 mSv, ale dozwolona dawka może zostać podniesiona w roku kalendarzowym do 50 mSv, jeżeli w ciągu 5 lat jej sumaryczna wartość nie przekroczy 100 mSv• 150 mSv na soczewki oczu• 500 mSv na skórę• 500 mSv na stopy i dłonie
Osoby z ogółu ludności	<ul style="list-style-type: none">• 1 mSv, dawka może zostać przekroczona w roku kalendarzowym, jeżeli w ciągu 5 lat jej sumaryczna wartość nie przekroczy 5 mSv• 15 mSv na soczewki oczu• 50 mSv na skórę
Średnia roczna dawka promieniowania dla osób z ogółu ludności ze źródeł naturalnych i medycznych w Polsce	3,4 mSv

¹ LNT – liniowa, bezprogowa hipoteza działania promieniowania.

Tabela 2. Deterministyczne i stochastyczne skutki promieniowania

Skutki deterministyczne promieniowania	Skutki stochastyczne promieniowania
<p>Skutki deterministyczne są wynikiem umierania komórek w tkance w takiej liczbie, że zaburzona zostaje funkcja tkanki i obserwujemy objawy kliniczne.</p> <p>Mówi się, że istnieje wartość progowa dawki, po której przekroczeniu zawsze wystąpią skutki deterministyczne. Jest to uproszczenie, bo po pierwsze ta wartość jest inna dla różnych osób ze względu na ich różną promieniowrażliwość, a po drugie próg dawki sugeruje, że poniżej niego nic się nie dzieje, co nie jest prawdą. Komórki umierają i są uszkodzane od dużo niższych dawek, ale tych uszkodzonych jest za mało, aby zaobserwować objawy kliniczne.</p>	<p>Skutki stochastyczne promieniowania są wynikiem uszkodzeń w materiale genetycznym komórki, które zostaną utrwalone w postaci mutacji lub aberracji.</p> <p>Przyjmuje się, że nie ma wartości progowej dla stochastycznych skutków promieniowania – nawet najmniejsza dawka promieniowania może je wywołać z pewnym niewielkim prawdopodobieństwem. Istnieje jednak grupa ekspertów i naukowców negujących powstawanie zmian stochastycznych – tożsamy z indukowaniem nowotworów w zakresie niskich dawek. Potwierdzają to wyniki niektórych badań.</p> <p>W ostatnich latach okazało się, że skutki stochastyczne promieniowania to nie tylko zmiany genetyczne, ale również zmiany epigenetyczne, które wpływają na równowagę transkrypcyjną w komórkach (czyli na to, które geny będą odczytywane).</p>
<p>Przykładowe skutki deterministyczne to: rumień lub nekroza skóry, utrata włosów, niepłodność czasowa i nieodwracalna, zmętnienie soczewek i zaćma, uszkodzenia płodów, ostra choroba popromienna, śmierć.</p> <p>Najniższe dawki progowe postuluje się dla uszkodzeń płodu – od 0,1 Sv i dla czasowej niepłodności – też od 0,1 Sv. Być może dla zaćmy popromiennej nie ma progu dawki, poniżej którego nie występuje.</p> <p>Natężenie skutków deterministycznych jest tym większe, im wyższa była dawka.</p>	<p>Skutki stochastyczne to głównie choroby nowotworowe, jednak coraz więcej pisze się również o chorobach układu krążenia.</p> <p>Wielkość dawki ma wpływ na prawdopodobieństwo powstania skutków stochastycznych, natomiast nie ma wpływu na ich natężenie.</p>
<p>Skutki deterministyczne promieniowania przez wiele osób utożsamiane są z wczesnymi zmianami (objawami) popromiennymi. Nie jest to do końca prawda, bo niektóre zmiany deterministyczne występują dopiero po wielu miesiącach, latach, np.:</p> <ul style="list-style-type: none"> • martwica skóry po wysokich dawkach otrzymanych miejscowo; • późne skutki radioterapii: zapalenia płuc, wątroby, serca – zazwyczaj są zagrożeniem dla życia i występują nawet do 5 lat po zakończeniu leczenia. 	<p>Skutki stochastyczne promieniowania zazwyczaj występują po kilku (białaczki) lub nawet kilkudziesięciu latach po zdarzeniu (nowotwory lite). Czasami może to być nawet 50 lub 60 lat. Im dłużej żyjemy po napromieniowaniu, tym bardziej zwiększa się prawdopodobieństwo powstania nowotworu.</p> <p>Nie można jednak powiązać indukcji choroby nowotworowej z narażeniem na promieniowanie u konkretnej osoby. Możliwe jest to tylko na dużej grupie, populacji osób w przypadku badań epidemiologicznych.</p>

zbyt niskie, oparte na nieuprawnionej ekstrapolacji danych dotyczących wyższych dawek do regionu dawek niskich – LDR² za pomocą funkcji liniowej i być może powinny być zmienione. Dodatkowo liniowa, bezprogowa hipoteza działania promieniowania (LNT) sugeruje, że nawet najmniejsza dawka promieniowania jest szkodliwa, z czym wielu naukowców się nie zgadza (np. eksperci i naukowcy tworzący grupę S.A.R.I. – *Scientists for Accurate Radiation Information* – <http://radiationeffects.org/>).

Badanie zapadalności na nowotwory ofiar Hiroszimy i Nagasaki

W tym miejscu warto przypomnieć kilka informacji o badaniach skutków promieniowania w kohorcie ofiar ataków nuklearnych w Hiroszimy i Nagasaki. W 1945 roku Amerykanie rzucili 2 bomby jądrowe: opartą na uranie, o sile 16 000 ton trotylu na Hiroszimą i skonstruowaną z plutonu, o sile 21 000 ton trotylu na Nagasaki. Z powodu wysokiej temperatury, fali uderzeniowej, zawaleń budynków i w pożarach zginęło 140 000 osób z populacji 360 000

w Hiroszimy i 70 000 osób z populacji 250 000 w Nagasaki [4]. Rannych zostało 80 000 osób w Hiroszimy i tyle samo w Nagasaki.

Pierwsze badania nad skutkami zdrowotnymi napromienienia u ofiar bomb atomowych w Hiroszimy i Nagasaki podjęto już w 1945 roku, a w 1947 roku powstała Komisja Ofiar Bomby Atomowej (*Atomic Bomb Casualty Commission ABCC*) finansowana przez rządy Japonii i Stanów Zjednoczonych [5]. W roku 1975 przekształciła się ona w Fundację Badania Skutków Promieniowania – RERF (*Radiation Effects Research Foundation*), która kontynuuje prace do dnia dzisiejszego. W ciągu 60 lat przez Fundację przewinęły się dziesiątki naukowców z całego świata. Rezultatem ich pracy są setki artykułów naukowych i raportów, w tym wydawane cyklicznie (dotychczas 14 edycji) raporty o śmiertelności pośród osób, które przeżyły atak nuklearny (ostatni: *Studies of the Mortality of Atomic Bomb Survivors, Report 14, 1950–2003: An Overview of Cancer and Noncancer Diseases*) [6]. Niełatwo jest w zwięzły sposób wymienić i zinterpretować dane otrzymane w wyniku prac RERF, ale przyjrzyjmy się kilku zagadnieniom:

² LDR – low doses range.

- główna kohorta osób, tzw. LSS (*Life Span Study*)³ wynosi 113 140 osób, w tym 65 038 osób kontrolnych, tzn. tych, u których oszacowano dawkę poniżej 0,005 Sv bądź które w czasie wybuchu wyjechały z Hiroszimy lub Nagasaki. Powyższe osoby badane są systematycznie od 65 lat i stanowią jedną z większych i najdłużej badanych kohort, jeżeli chodzi o efekty promieniowania;
- niezupełnie prawdziwa jest teza, że tworząc hipotezę LNT ekstrapolowano działanie promieniowania w zakresie wysokich dawek do regionu niskich dawek – LDR; aż dla 36 000 osób z kohorty LSS obliczono dawki w zakresie od 0,005 do 0,010 Sv. Bazując na tej grupie, naukowcy z REFR twierdzą, że dawki LDR również zwiększają zapadalność na choroby nowotworowe [7];
- dane dotyczące kohorty LSS są dostępne dla wszystkich (na stronach REFR) i można je analizować, opracowywać i na ich podstawie pisać publikacje – wysoka transparentność. Dało to możliwość różnej interpretacji wyników, użycia różnych metod statystycznych i wyciągania przeciwstawnych wniosków;
- osoby należące do kohorty LSS zostały napromienione w krótkim czasie (w czasie wybuchu, *acute exposure*), tymczasem ochrona radiologiczna w przeważającej większości przypadków dotyczy niskich dawek podanych w długim czasie (*protracted exposure*). Z większości doświadczeń wynika, że dawka podana w krótkim czasie jest znacznie bardziej efektywna od dawki podanej w długim czasie i dlatego, oceniając ryzyko indukowania nowotworów w zakresie niskich dawek (do 100 mSv), ICRP posługuje się tzw. współczynnikiem DDRF (*dose, dose rate reduction factor*), który dzieli ryzyko otrzymane z zależności LNT przez 2 [8];
- istnieją różne wątpliwości dotyczące dawek dla poszczególnych osób: rekonstruowano je 5 lat po zdarzeniu, są wątpliwości dotyczące dawki od neutronów. Dodatkowo w trakcie badań zmieniono grupę kontrolną, bo okazało się, że osoby spoza centrum Hiroszimy generalnie różniły się zapadalnością na nowotwory od osób z miasta, co początkowo nie było jasne. Źródeł niepewności jest tutaj wiele.

Ryzyko związane z niskimi dawkami promieniowania (LDR)

Zakres LDR: 0–100 mSv pozostaje obszarem, gdzie dane epidemiologiczne są statystycznie niepewne, często sprzeczne ze sobą oraz odmiennie interpretowane. Również biologiczne mechanizmy działania LDR są skomplikowane i do tej pory nie w pełni zrozumiane, szczególnie w kontekście skutków stochastycznych promieniowania, takich jak wywoływanie nowotworów czy chorób układu krążenia. Taka sytuacja daje pole do wygłaszania

opinii i interpretacji na temat ryzyka LDR, które często są ze sobą sprzeczne. Niektórzy autorzy i eksperci twierdzą, że LDR nie tylko nie są szkodliwe, ale wręcz korzystne dla zdrowia – **zjawisko hormezy radiacyjnej**, podczas gdy inni straszą promieniowaniem i jego skutkami. Kiedy do bazy danych zawierających prace naukowe z dziedziny medycyny i biologii Pubmed wpisujemy hasło *low doses of radiation*, to będziemy mogli zapoznać się z ponad 11 500 artykułami na ten temat. Zagadnienie to jest dalej aktualne, ponieważ 550 z podanej liczby prac zostało opublikowane w 2015 roku. W morzu publikacji znajdują się prace popierające obydwie punkty widzenia. Dobrą praktyką są artykuły pisane wspólnie przez autorów, którzy mają przeciwstawne opinie i odnoszą się do swoich argumentów, np.: *Risks Associated with Low Doses and Low Dose Rates of Ionizing Radiation: Why Linearity May Be (Almost) the Best We Can Do*. Mark P. Little, Richard Wakeford, E. Janet Tawn, Simon D. Bouffler, Amy Berrington de Gonzalez oraz *The Linear No-Threshold Relationship Is Inconsistent with Radiation Biologic and Experimental Data*. Maurice Tubiana, Ludwig E. Feinendegen, Chichuan Yang, Joseph M. Kaminski opublikowane w jednym numerze *Radiology*: Volume 251: Number 1–April 2009.

W 2010 roku powstała Europejska Platforma Naukowa MELODI (*Multidisciplinary European Low Dose Initiative*), która zajmuje się problemem ryzyka LDR. Według naukowców związanych z MELODI temat ryzyka oraz biologicznych skutków i mechanizmów działania LDR jest otwarty. Potrzeba wielu programów badawczych i wysokich nakładów finansowych, żeby go do końca zrozumieć. W tym kontekście, stosując się do obowiązujących w filozofii ochrony radiologicznej **zasad przezorności** (*precautionary approaches*) czy **ograniczenia potencjalnego ryzyka** (*risk constraint*), nie powinno się podważać obowiązujących norm ochrony radiologicznej, gdyż nie ma pewności dotyczącej oceny ryzyka.

Niskie dawki promieniowania a indukcja nowotworów w przemyśle jądrowym

Dawki, które otrzymują pracownicy przemysłu jądrowego, wynoszą od 0 do kilku mSv, a więc mieszczą się w granicach LDR. Badania indukcji nowotworów, a szczególnie białaczek w tej grupie prowadzi się od lat 50. XX wieku i dają one sprzeczne wyniki. Prace dotyczące 400 000 pracowników przemysłu jądrowego w 15 krajach opublikowane w 2007 roku przez Międzynarodową Agencję do Badań nad Nowotworami (IARC)⁴ pokazały brak zwiększonej umieralności na nowotwory w zakresie LDR [9]. Autorzy sugerują wprawdzie wzrost **ryzyka względnego** RR (*relative risk*) umieralności wraz z dawką zarówno dla wszystkich nowotworów, jak i białaczek (bez białaczki

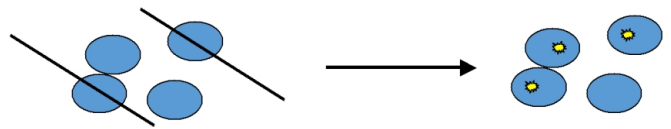
³ LSS – *Life Span Study*, główna kohorta osób badanych po atakach w Hiroszynie i Nagasaki.

⁴ IARC – *International Agency for Research on Cancer* jest agencją Światowej Organizacji Zdrowia (WHO).

limfocytowej), ale prezentowane w nich dane są nieprzekonujące, jak to wykazali w swoim artykule Fornalski i Dobrzyński (2009) [10]. Oprócz tego zostało opublikowanych szereg innych prac popierających brak indukcji nowotworów przez LDR, np.: McGeoghegan (2000) [11] czy Fornalski (1987) [12]. Są też publikacje pokazujące odmienne wyniki, np. Metz-Flamant (2011) [13] czy Muirhead (2009) [14]. W 2015 roku opublikowano raporty będące reanalizą i kontynuacją prac IARC z 2007 roku, tzw. INWORKS (*The International Nuclear Workers Study*) [15, 16]. Artykuły opisują kohorty pracowników tylko z 3 krajów: Francji, Stanów Zjednoczonych i Wielkiej Brytanii, dokładnie 308 297 osób – a więc mniej niż w badaniach z 2007 roku. O ile do 2007 roku w badanej populacji wystąpiły 4770 przypadki nowotworów łagodnych, to w 2015 było ich 17 957, co zwiększa wiarygodność statystyczną badania. Rezultaty otrzymane w programie INWORKS są następujące: wzrost RR umieralności na wszystkie nowotwory bez białaczek, wzrost RR umieralności na nowotwory łagodne, wzrost RR umieralności na białaczkę. Zależności te obowiązywały również w zakresie LDR: 0–100 mSv.

Biologiczne skutki LDR

Zrozumienie biologicznych skutków działania promieniowania staje się coraz bardziej skomplikowane. Jeszcze 20 lat temu obowiązywał pogląd, że „tarczą” dla promieniowania w komórce jest DNA, gdzie indukowane są uszkodzenia. Następnie uszkodzenia te mogą zostać naprawione, spowodować śmierć komórki lub zmianę genetyczną, która utrwalona może być początkiem procesu nowotworzenia (powstanie mutacji i aberracji). Dzisiaj wiadomo, że oprócz tego mamy do czynienia z niecelowanymi (*non-targeted effects*) skutkami promieniowania, które obserwuje się w nienapromienionych komórkach, albo są one przesunięte w czasie. Sztandarowym przykładem jest tutaj efekt sąsiedztwa (efekt widza, *bystander effect*). Polega on tym, że gdy napromienimy część komórek na szalce czy w tkance, to możemy obserwować szereg zmian, np.: uszkodzenia DNA, powstawanie mutacji i aberracji, zmianę sygnalizacji komórkowej w komórkach nienapromienionych, odpowiedź adaptacyjną komórek (rys. 1) [18]. Tłumaczeniem tego zjawiska jest „sygnalizacja” przez komórki napromienione uszkodzeń DNA komórkom nienapromienionym. Nie jest oczywiste, czy efekt ten działa przy LDR. Nie jest też wiadomo, czy obserwowany jest w organizmie ludzkim (ale obserwuje się go zarówno w ludzkich liniach komórkowych, jak i w doświadczeniach na rybach czy myszach) [19]. Konceptyjnie rzecz biorąc, efekt sąsiedztwa może być wyrażony poprzez indukowanie dodatkowych uszkodzeń DNA, ale również indukcję systemów naprawy DNA czy zmniejszo-

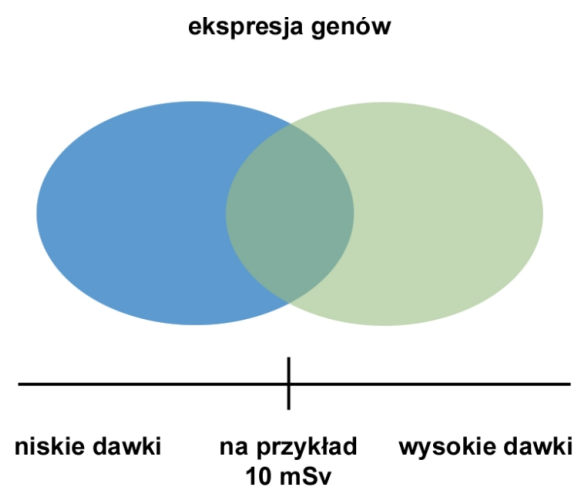


Rys. 1. Efekt sąsiedztwa obserwowany po raz pierwszy przez Nagasawa i Little (1992) [18]. Komórki zostały napromienione promieniowaniem alfa w taki sposób, aby 50% komórek nie zostało „trafionych” cząstką alfa, jednak uszkodzenia DNA obserwowano w więcej niż w 50% komórek.

ną częstość aberracji (czy uszkodzeń DNA) – a więc efekty mogą być zarówno pronowotworowe, jak i ochronne.

Oprócz efektu sąsiedztwa niecelowanymi efektami promieniowania są: niestabilność genetyczna, odpowiedź adaptacyjna, hormeza, nadwrażliwość na niskie dawki promieniowania oraz zmiany epigenetyczne. Zmianami epigenetycznymi nazywamy zmiany ekspresji genu, których nie da się wytłumaczyć zmianami sekwencji DNA. Są one najczęściej występującymi zjawiskami molekularnymi w przypadku wielu nowotworów, odwracalnymi pod wpływem działania substancji chemicznych. Regulacja epigenetyczna genomu może być dziedziczona oraz zmieniać się w trakcie życia komórki (organizmu). Jest to powrót do dziewiętnastowiecznej koncepcji Lamarcka, który twierdził, że zmiany nabyte mogą być dziedziczone z pokolenia na pokolenie.

LDR wpływają na układ odpornościowy organizmu. Mechanizm tego zjawiska nie jest jasny, ale skutkiem może być stymulacja organizmu do obrony przed np. nowotworami. Z drugiej strony układ odpornościowy jest nierozzerwalnie związany z procesem nowotworzenia. Interesujące jest, że już dawki promieniowania rzędu 1 mSv zmieniają ekspresję pewnych genów w komórce. Nie wiadomo do końca, jakie ma to znaczenie, ale pokazuje, że nawet tak niskie dawki są przez komórkę „zauważane”. W dodatku wyższe dawki promieniowania często aktywują inne geny (rys. 2).



Rys. 2. Niskie i wysokie dawki promieniowania „aktywują” inne geny (zwiększają ekspresję). Część genów jest aktywowana zarówno przez niskie, jak i przez wysokie dawki. Rysunek jest schematyczny i zarówno skala, jak i wielkości pól pokazujące aktywowane geny są orientacyjne.

Postrzeganie ryzyka promieniowania

W jakich sytuacjach przeciętny człowiek może się zetknąć z dodatkowymi, nie pochodzącymi ze środowiska dawkami promieniowania? W zasadzie są 3 takie sytuacje: narażenie medyczne, praca z promieniowaniem oraz sytuacje awaryjne. Dodatkowo istnieje ryzyko ataku terrorystycznego z użyciem np. brudnej bomby lub ryzyko konfliktu nuklearnego, o czym w ostatnim roku wypowiedzieli się wysokiej rangi oficerowie rosyjscy. Należy podkreślić, że większość możliwych sytuacji naraża społeczeństwo na niskie dawki promieniowania.

Ryzyko szkodliwych efektów promieniowania używanego w procedurach medycznych jest przez społeczeństwo dużo bardziej akceptowalne niż ryzyko związane z rozwojem przemysłu używającego technologii nukleonicznych, ze szczególnym uwzględnieniem energetyki jądrowej. Taki stan pokazują wszystkie badania socjologiczne i jest to zgodne z teoriami mówiącymi, że ludzie najbardziej boją się rzeczy, które nie są obserwowalne żadnymi zmysłami i nad którymi nie mają kontroli [20]. Dodatkowo osoby nie będące specjalistami od promieniowania przeceniają ryzyko z nim związane, podczas gdy specjaliści mają tendencję do bagatelizowania zagrożenia. Samo oszacowanie ryzyka i przedstawienie go za pomocą liczb nie jest wystarczające, bo ważna jest również jego percepcja. Jeżeli społeczeństwo postrzega ryzyko jako wysokie, to jest problem, chociażby nie istniało w ogóle. W tym kierunku prowadzą koncepcje prof. Golnik, która zaproponowała zmodyfikowanie znanej wszystkim zasady ochrony radiologicznej ALARA (dawka powinna być tak niska, jak to racjonalnie osiągalne – *As Low As Reasonable Achievable*) do zasady ALASA (dawka powinna być tak niska, jak społecznie akceptowalna – *As Low As Socially Acceptable*) [21]. W praktyce (i chyba nieświadomie) zastosowano tę zasadę do lokalizacji budowanego właśnie Centralnego Tymczasowego Składowiska Odpadów Nuklearnych w Villar de Canas niedaleko Cuenca w środkowej Hiszpanii – miejsce według opinii części ekspertów jest niedogodne ze względów geologicznych i hydrologicznych, ale z dużą akceptacją społeczną i polityczną dla inwestycji.

Jak pisałem, ryzyko związane z technologiami jądrowymi jest społecznie uznawane za wysokie, a przecież nie musi tak być, bo elektrownie atomowe są w pełni bezpieczną, czystą i taną technologią. Ich używanie daje społeczeństwu więcej korzyści: ochrona środowiska, tania energia, miejsca dobrze płatnej pracy, niż potencjalnych problemów: niskie dawki promieniowania przy obiektach jądrowych, potencjalne awarie, odpady promieniotwórcze. Jeżeli władze i organy nadzorcze prowadzą spójną, transparentną, opartą na kulturze ochrony radiologicznej i dialogu politykę, to powinno mieć to znaczący, pozytywny wpływ na akceptację technologii radiacyjnych.

Podsumowanie

Ochrona radiologiczna jest zbiorem przepisów, procedur i procesów mających chronić ludzi oraz środowisko przed szkodliwym działaniem promieniowania. Większość możliwości narażenia dotyczy zakresu LDR. Ryzyko działania promieniowania w tym zakresie dawek jest przedmiotem debaty: przeciwstawne opinie dotyczą możliwości indukcji nowotworów, a biologiczne działanie nie jest do końca poznane. Dlatego wydaje się, że nie ma dostatecznych powodów do otwierania dyskusji o zmianie dawek granicznych obowiązujących w ochronie radiologicznej.

Notka o autorze

Dr Sylwester Sommer – absolwent Wydziału Biologii Uniwersytetu Warszawskiego, od 2000 roku pracuje w Instytucie Chemii i Techniki Jądrowej w Warszawie. Jest specjalistą w radiobiologii, a w szczególności dozymetrii biologicznej.

Literatura

1. Inkret W.C., Meinhold C.B., Taschner J.C., Radiation and Risk—A Hard Look at the Data. Protection Standards, Los Alamos Science 23 (1995), 116–123.
2. The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 103. Ann. ICRP, 37 (2–4), 2007.
3. Pinak M., Dose limits to the lens of the eyes: New limit for the lens of the eye – International Basic Safety Standards and related guidance, ICRP 2013: 2nd International Symposium on the System of Radiological Protection.
4. Radiation Effects Research Foundation, Basic Guide to Radiation and Health Science (2008).
5. Douple E.B., Mabuchi K., Cullings H.M., Preston D.L., Kodama K., Shimizu Y., Fujiwara S., Shore R.E., Long-term Radiation Related Health Effect in a Unique Human Population: Lessons Learned from the Atomic Bomb Survivors of Hiroshima and Nagasaki, Disaster Med Public Health Prep. (2011) Mar, 5 Suppl 1: S122–133.
6. Ozasa K., Shimizu Y., Suyama A., Kasagi F., Soda M., Grant E.J., Sakata R., Sugiyama H., Kodama K., Studies of the Mortality of Atomic Bomb Survivors, Report 14, 1950–2003: An Overview of Cancer and Noncancer Diseases, Radiation Research 177 (2012), 229–243.
7. Pierce D.A., Preston D.L., Radiation-Related Cancer Risks at Low Doses among Atomic Bomb Survivors, Radiation Research 154 (2000), 178–186.
8. 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 60. Ann. ICRP 21, 1991 (1–3).
9. Cardis E., Vrijheid M., Blettner M., Gilbert E., Hakama M., Hill C., Howe G., Kaldor J., Muirhead C.R., Veress K., The 15-Country Collaborative Study of Cancer Risk among Radiation Workers in the Nuclear Industry: Estimates of Radiation-Related Cancer Risks, Radiation Research 167 (2007), 96–416.
10. Fornalski K.W., Dobrzyński K.W., Biuletyn Państwowej Agencji Atomistyki „Bezpieczeństwo jądrowe i ochrona radiologiczna” 3(77), 2009, 46–52.
11. McGeoghegan D., Whaley S., Binks K., Gillies M., Thompson K., McElvenny D.M., Mortality and cancer registration experience of the Sellafield workers known to have been involved in the 1957 Windscale accident: 50 year follow-up, J. Radiol. Prot. Sep. 30(3) (2010), 407–431.

12. Fornalski K.W., Dobrzyński L., Ionizing radiation and health of nuclear industry workers, *Int. J. of Low Radiation*, vol. 6, no 1, 2009, pp. 57–78.
13. Metz-Flamant C., Samson E., Caer-Lorho S., Acker A., Laurier D., Solid cancer mortality associated with chronic external radiation exposure at the French atomic energy commission and nuclear fuel company, *Radiat. Res.* 176 (2011), 115–127.
14. Muirhead C.R., O'Hagan J.A., Haylock R.G., Mortality and cancer incidence following occupational radiation exposure: third analysis of the National Registry for Radiation Workers, *Br. J. Cancer* 100 (2009), 206–212.
15. Richardson D.B., Cardis E., Daniels R.D., Gillies M., O'Hagan J.A., Hamra G.B., Haylock R., Laurier D., Leuraud K., Moissonnier M., Schubauer-Berigan M.K., Thierry-Chef I., Kesminiene A., Risk of cancer from occupational exposure to ionising radiation: retrospective cohort study of workers in France, the United Kingdom, and the United States (INWORKS), *BMJ* (2015), 351.
16. Hamra G.B., Richardson D.B., Cardis E., Daniels R.D., Gillies M., O'Hagan J.A., Haylock R., Laurier D., Leuraud K., Moissonnier M., Schubauer-Berigan M., Thierry-Chef I. and Kesminiene A., Cohort Profile: The International Nuclear Workers Study (INWORKS), *International Journal of Epidemiology* (2015), 1–7.
17. Leuraud K., Richardson D.B., Cardis E., Daniels R.D., Gillies M., O'Hagan J.A., Hamra G.B., Haylock R., Laurier D., Moissonnier M., Schubauer-Berigan M.K., Thierry-Chef I., Kesminiene A., Ionising radiation and risk of death from leukaemia and lymphoma in radiation-monitored workers (INWORKS): an international cohort study, *Lancet Haematology* Jul. 2(7) (2015), 276–281.
18. Nagasawa H., Little J.B., Induction of sister chromatid exchanges by extremely low doses of alpha-particles, *Cancer Res.* Nov. 15; 52(22) (1992), 6394–6396.
19. Mothersill C., Smith R.W., Hinton T.G., Aizawa K., Seymour C.B., Communication of radiation-induced signals in vivo between DNA repair deficient and proficient medaka (*Oryzias latipes*). *Environ. Sci. Technol.* May 1; 43(9) (2009), 3335–3342.
20. Slovic P., Perception of risk. *Science* 236 (1987), 280–285.
21. Golnik N., Tulik P., „IRPA initiative on radiation protection culture” *Pol. J. Med. Phys. Eng.* (2011), 17(1), 1–12.

Bezpieczeństwo przemysłowych zastosowań technik radiacyjnych

Zbigniew Zimek¹, Wojciech Głuszewski²
¹ Centrum Badań i Technologii Radiacyjnych
² Instytut Chemii i Techniki Jądrowej

Wprowadzenie

W roku 2017 będziemy obchodzić 150. rocznicę urodzin Marii Skłodowskiej-Curie. Środowisko związane z atomistyką czyni przygotowania do tego wydarzenia. Także i inne środowiska: władze Warszawy na przykład zdecydowały się wyremontować kamienicę, w której przyszła na świat uczona. Jubileusz będzie również okazją do przypomnienia dorobku naukowego dwukrotnej noblistki. Pionierskie prace uczonej dały między innymi początek rozwijanym obecnie z powodzeniem technikom radiacyjnym. Opis początków i przebiegu ich rozwoju oraz związanych z nimi aspektów bezpieczeństwa jest przedmiotem tego artykułu.

W roku 1929 ukazała się w Biuletynie Francuskiej Akademii Nauk praca zatytułowana „*Sur l'étude des courbes de probabilité relatives à l'action des rayons X sur les bacilles*”. Autorka przedstawiła wówczas po raz pierwszy krzywe tzw. radiacyjnej inaktywacji, czyli zależności między przeżywalnością bakterii a wielkością pochłoniętej dawki promieniowania. Polski czytelnik zauważy, że artykuł nie był podpisany nazwiskiem autorki, lecz zawierał jedynie informację – żona Piotra Curie. Na szczęście od tamtego czasu wiele się zmieniło, nadal jednak warto, zwłaszcza za granicą, przypominać o polskim pochodzeniu uczonej. Maria Skłodowska-Curie, nazwisko, którym się uczona oficjalnie podpisywała, widnieje na dyplomie drugiej Nagrody Nobla.

Pomysł, aby patogeny zwalczać za pomocą promieniowania X, nie miał w latach 20. ubiegłego wieku praktycznego znaczenia. Nie było odpowiednio aktywnych źródeł promieniowania, a sprzęt medyczny tanio i wygodnie stery-

lizowano termicznie. Dopiero upowszechnienie się wyrobów medycznych jednorazowego użytku w latach 50. ubiegłego wieku, które przyczyniło się w znacznym stopniu do wyeliminowania wielu chorób epidemicznych, stworzyło zapotrzebowanie na tzw. zimne metody sterylizacji. Okazało się, że promieniowanie jonizacyjne nadaje się do tych celów znakomicie. W efekcie po przeszło 40 latach zrealizowano w praktyce pomysł, który Maria Skłodowska-Curie zgłosiła w cytowanej wyżej publikacji.

Dodatkowo, zaobserwowane efekty oddziaływania promieniowania jonizującego na polimery, powodujące zmiany właściwości tworzyw sztucznych, zaowocowały rozwojem nowych technologii, a także urządzeń i obiektów służących do napromieniowań, zwanych **instalacjami radiacyjnymi**¹. Przez wiele lat rynek wyrobów medycznych, produkowanych z tanich tworzyw sztucznych, stymulował rozwój chemii radiacyjnej polimerów. Wiedza, jaką wówczas zdobyto, zaowocowała zastosowaniami obróbki radiacyjnej w wielu innych dziedzinach.

W artykule poruszono kilka problemów, dotyczących bezpieczeństwa radiologicznego, związanych z komercyjnymi zastosowaniami technik radiacyjnych. W przykładach odnoszono się m.in. do radiolizy polimerów – tematu, którym autorzy w ostatnich latach się zajmowali. Zwrócono uwagę na kilka kwestii dotyczących oddziaływania promieniowania z materią, które, zdaniem autorów mogą zainteresować inspektorów ochrony radiologicznej. Radioliza popularnych polimerów może służyć jako model bardziej skomplikowanych zjawisk, towarzyszących oddziaływaniu promieniowania jonizującego na polimery, z których zbudowany jest organizm człowieka.

¹ Według IAEA Safety Glossary: obiekty lub urządzenia do napromieniowań mieszczące w sobie akcelerator cząstek naładowanych, aparat rentgenowski lub duże źródło promieniotwórcze – zdolne wytwarzać silne pola promieniowania jonizującego. Także: urządzenia do leczenia zewnętrzną wiązką promieniowania, urządzenia do sterylizacji produktów przemysłowych lub konserwacji żywności, niektóre urządzenia do radiografii przemysłowej.

Obróbka radiacyjna tworzyw sztucznych dla przemysłowych technologii

Jednym z przykładów tworzyw sztucznych ulepszanych metodą obróbki radiacyjnej są sieciowane radiacyjnie powłoki izolacyjne przewodów elektrycznych (kabli) nowej generacji, stosowanych m.in. w energetyce jądrowej. Wyroby z modyfikowanego wiązką elektronów polietylenu mają właściwości elektryczne równie dobre jak polietylen naturalny, wykazując równocześnie większą odporność na temperaturę, na tlen, ozon, promieniowanie UV oraz większą odporność chemiczną na działanie kwasów, zasad i rozpuszczalników organicznych, w tym smarów i olejów. Wyroby te nie wykazują tendencji do pęknięcia pod wpływem naprężeń i środowisk ciekłych.

Przewody i kable są istotnym elementem wszystkich elektrowni jądrowych, gdyż stanowią integralną część ich systemu sterowania i bezpieczeństwa. Szczególną wagę przykładają do kabli niskiego napięcia, tj. <1 kV, zabezpieczających działanie przyrządów monitorujących pracę elektrowni. Około 61% tego typu kabli służy celom kontrolnym, 20% związanych jest z pracą różnego typu urządzeń, 5% stanowią kable komunikacyjne. Szacuje się, że w elektrowni jądrowej w otoczeniu jednego reaktora zainstalowanych jest około 1000 km różnego typu kabli. Aktualne wymogi bezpieczeństwa, jak również wysokie koszty operacji nie pozwalają na wymianę kabli w czasie eksploatacji EJ przewidywanej obecnie na 40–60 lat. Dlatego przy projektowaniu EJ uwzględnia się czynniki środowiskowe, na jakie będą narażone przewody elektryczne w czasie tak długiej eksploatacji, jak również przewiduje wszystkie możliwe nagłe niekorzystne zmiany warunków pracy będące skutkiem ewentualnych awarii. W tym kontekście duże nadzieje wiąże się z poznaniem niezwykle interesującego oddziaływania ochronnego, jakie w chemii radiacyjnej polimerów wykazują związki aromatyczne.

Analogiczny problem ochrony materiałów polimerowych przed działaniem wysokich temperatur i środowiska, w szczególności promieniowania ultrafioletowego i widzialnego, występuje w przetwórstwie tworzyw sztucznych. Dzięki zastosowaniu dodatków przeciwutleniających i fotostabilizujących tworzywa sztuczne mogą być przetwarzane i stosowane. Bez tych dodawanych w niewielkiej, procentowej ilości najczęściej aromatycznych ochraniaczy większość materiałów polimerowych byłaby w praktyce bezużyteczna. Dotyczy to w szczególności produkowanych obecnie w olbrzymich ilościach polipropylenu i polietylenu. Warto przypomnieć, że pochłanianie promieniowania przez dodatki fotostabilizatorów odbywa się poprzez tzw. grupy chromoforowe, które selektywnie pochłaniają światło, chroniąc w ten sposób matrycę przed degradacją. Promieniowanie jonizujące nie ma możliwości wyboru rodzaju związku i oddziałuje na wszystkie składniki materiału w sposób proporcjonalny do ich zawartości, a ściślej mówiąc – udziałów elektronowych. Tak więc, przeciwutle-

niacze i fotostabilizatory są praktycznie niewidoczne dla promieniowania jonizującego. Mimo to wykazują działanie ochronne w procesach radiacyjnych.

Niehomogeniczność radiolizy

W polimerach, pod wpływem działania na nie promieniowania jonizującego, mogą zachodzić bardzo różne procesy chemiczne, począwszy od sieciowania aż do degradacji i powstawania produktów o mniejszym ciężarze cząsteczkowym. Punktem wyjścia w chemii radiacyjnej (nie tylko zresztą ciał stałych) jest zrozumienie heterogeniczności lokalizacji produktów radiolizy na poziomie molekularnym. Promieniowanie jonizujące, wnikając do materiału, wywołuje kaskadę elektronów wtórnych, które powodują początkowo proste jonizacje w dużej odległości jedno od drugiego, nazywane gniazdami jednojonizacyjnymi. W miarę jak elektrony ulegają degradacji energetycznej, odległości między jonizacjami zaczynają się zmniejszać. Kończąc swój bieg, elektrony powodują tak duże lokalne nagromadzenie energii w niewielkiej strefie, że stwarza to zupełnie nową sytuację z punktu widzenia zachodzących w materiale procesów chemicznych. W wyniku działania promieniowania jonizującego uzyskujemy w materiale całe widmo uszkodzeń radiacyjnych o różnej wielkości odłożonej energii. Stąd mnogość procesów chemicznych mogących przebiegać w następstwie procesów pierwotnych jest teoretycznie bardzo duża.

W polimerach należy brać pod uwagę tworzenie się, obok gniazd jednojonizacyjnych, również gniazd wielojonizacyjnych. W pewnym przybliżeniu można przyjąć, że około 20 procent energii zostanie odłożona w ten właśnie sposób z udziałem elektronów o dużym LET. Produkty gniazd wielojonizacyjnych i jednojonizacyjnych różnią się w sposób zasadniczy. W pierwszym przypadku dochodzi najczęściej do przzerwania łańcucha, w drugim jedynie do oderwania produktów gazowych (najczęściej wodoru), który bezpowrotnie opuszcza materiał. Tak więc, konsekwencje działania promieniowania na polimer są bardzo różne i zależą od budowy łańcucha, wielkości pochłoniętej dawki i warunków napromieniania. Gniazda wielojonizacyjne tworzą się w sposób przypadkowy w miejscu odkładania energii przez końcowe generacje cząstek jonizujących i nie mają możliwości przemieszczania się wzdłuż łańcucha. Autorzy wielu publikacji analizują wyniki zwykle z punktu widzenia prostych uszkodzeń radiacyjnych, pomijając zupełnie problem niehomogeniczności odkładania energii promieniowania jonizującego. Można odnieść wrażenie, że teoria gniazd jest we współczesnej literaturze niepopularna albo niedoceniana. Wynika to zapewne z tego, że bardzo trudno w praktyce odróżnić efekty postradiacyjne wywołane w miejscach o różnej ilości zdeponowanej energii. Określenie roli gniazd wielojonizacyjnych w procesie przenoszenia energii wydaje się ważnym

zagadnieniem z punktu widzenia poznania zjawisk ochronnych w polimerach, w tym w polimerach naturalnych. W tym aspekcie chemia radiacyjna stosunkowo prostych polimerów może wnieść wiele do poznania dużo bardziej skomplikowanych zjawisk zachodzących w radiobiologii.

Radioliza polimerów w składowiskach odpadów promieniotwórczych

Przykładem problemów, jakie mogą nastęrczać tworzywa polimerowe trafiające do składowisk odpadów promieniotwórczych, są wyniki badań przeprowadzonych w czasie planowania i budowy podziemnego składowiska odpadów promieniotwórczych w Carlsbadzie (Nowy Meksyk). Badania, prowadzone na zlecenie Los Alamos National Laboratory, dotyczyły określenia chemoradiacyjnej wydajności wodoru wydzielanego w takich składowiskach.

Sztuczne i naturalne tworzywa polimerowe trafiają do składowisk odpadów promieniotwórczych jako odpady niskoaktywne, np. zużyte ubrania ochronne, materiały i sprzęt laboratoryjny, wyroby medyczne jednorazowego użytku, pojemniki, opakowania, dokumenty itd. Tworzywa polimerowe stosuje się również jako dodatki uszlachetniające beton. Głównym gazowym produktem radiolizy węglowodorowych polimerów jest wodór. W miarę wypełniania składowiska zawartość H_2 w powietrzu będzie więc wzrastać. Niżej, w tabeli 1, podano przykłady wydajności wodoru dla kilku związków, które mogą się dostać do składowiska odpadów promieniotwórczych.

Tabela 1. Wydajności wodoru dla różnych rodzajów polimerów

Rodzaj polimeru/związku chemicznego	/100 eV	$\mu\text{mol/J}$
PP pierwotny	3,90	0,40
PP izotaktyczny	2,51	0,26
PP syndiotaktyczny	3,23	0,33
Parafilm	3,25	0,34
Borealis FA 3220	3,96	0,41
Borealis FT 5230	4,68	0,49
NBR N33	1,17	0,12
Therban A3407	1,33	0,14
Therban A4550	1,18	0,12
Alanina L	0,183	0,01897
Alanin LD	0,231	0,02384
Alanina	1,835	0,19018

Bezpieczeństwo produktów technologii radiacyjnych

Przemysłowe zastosowania w technologiach radiacyjnych znalazły trzy rodzaje promieniowań: wiązki elektronów

przyśpieszane za pomocą akceleratorów, promieniowanie gamma oraz promieniowanie hamowania. Paradoksalnie promieniowanie rentgenowskie, o którym pisze Skłodowska-Curie w cytowanym na wstępie artykule, dopiero w ostatnich latach doczekało się prawdziwie profesjonalnej linii technologicznej. Wcześniej wykorzystywano, co prawda, promieniowanie hamowania, ale jedynie jako alternatywne rozwiązanie przy typowych instalacjach przyspieszających elektrony. Taki stan rzeczy ma przyczynę w relatywnie wysokiej cenie promieniowania hamowania. Pierwotne procesy związane z oddziaływaniem promieniowania jonizującego mają charakter fizyczny, ale chemia radiacyjna interesuje się wtórnymi procesami chemicznymi. Warto dodać, że niezależnie od rodzaju zastosowanego promieniowania niemal cała energia przekazywana jest do materii za pomocą wybitego strumienia elektronów. Niestety, często mylone są pojęcia dotyczące ogólnie pojętej atomistyki. Stosuje się zamiennie na przykład zwroty **napromieniowany i promieniotwórczy**. Stwarza to wrażenie, że materiał napromieniowany staje się automatycznie radioaktywny. Tymczasem we wszystkich procesach wykorzystujących do celów przemysłowych promieniowanie gamma i wiązki elektronów zjawisko indukcji radionuklidów jest fizycznie niemożliwe.

Teoretycznie przy bardzo wysokiej energii promieniowania elektronowego możliwe jest wzbudzenie radionuklidów w napromieniowywanym materiale. Odpowiedzialne są za to reakcje fotojądrowe zachodzące z udziałem promieniowania elektromagnetycznego powstającego w efekcie hamowania elektronów. Ograniczenie w normach bezpieczeństwa MAEA energii elektronów w instalacjach przemysłowych do 10 MeV eliminuje to niewielkie zresztą, ze względu na małą wydajność konwersji elektronów na promieniowanie hamowania i krótki czas życia radionuklidów, zagrożenie – dzięki istnieniu progów energetycznych podanych w tabeli 2 jako przykład dla wybranych nuklidów.

Tabela 2. Progi energetyczne reakcji fotojądrowych wybranych nuklidów i okresy półrozpadu krótkożyjących produktów tych reakcji

Reakcja fotojądrowa	Próg energetyczny	Okres półrozpadu
$^{65}\text{Cu} (\gamma, n) ^{64}\text{Cu}$	10,2 MeV	12 godzin
$^{63}\text{Cu} (\gamma, n) ^{62}\text{Cu}$	10,9 MeV	10 minut
$^{64}\text{Zn} (\gamma, n) ^{63}\text{Zn}$	13,8 MeV	9 minut
$^{16}\text{O} (\gamma, n) ^{15}\text{O}$	16,3 MeV	2,1 minuty
$^{12}\text{C} (\gamma, n) ^{11}\text{C}$	18,7 MeV	21 minut

Inaczej mówiąc, wyroby, w tym opakowania napromieniowywane w celu sterylizacji lub modyfikacji właściwości, nie mogą się stać promieniotwórcze. W praktyce wytwórcy, którzy w trosce o klientów wyjaławiają radiacyjnie wyroby, nie chwają się tym faktem. Podejrzewają, że wielu potencjalnych użytkowników lub konsumentów źle to zrozumie.

Przy okazji warto wyjaśnić, że międzynarodowym symbolem, używanym w celu oznaczenia napromieniowanej żywności, jest naklejana na opakowanie sympatyczna zielona Radura, a nie żółto-czarny znak „koniczynki”, ostrzegający przed substancjami promieniotwórczymi.

Napromieniowany czy naświetlany?

Często zamiennie stosuje się również terminy napromieniowanie i naświetlanie. Należy jednak pamiętać o zasadniczej różnicy w oddziaływaniu na materię światła i promieniowania jonizującego. To pierwsze pochłaniane jest selektywnie przez tzw. grupy chromoforowe, czyli regiony cząsteczek, w których energia potrzebna na przeniesienie elektronu pomiędzy orbitalami jest w zakresie światła widzialnego. Promieniowanie jonizujące (z definicji powodujące wybitcie elektronu z atomu lub cząsteczki) odkładane jest we wszystkich składnikach materiału w sposób proporcjonalny do ich udziałów elektronowych. Obrazowo mówiąc, niewielkie ilości dodatków, odgrywających podstawową rolę w fotochemii, nie są „widoczne” dla promieniowań jonizujących.

Bezpieczeństwo instalacji radiacyjnych

Procesy napromieniowania różnych materiałów, których przykłady podano wyżej, polegają na poddaniu tych materiałów działaniu pól/wiązek promieniowania o stosunkowo dużych energiach, czemu służą obiekty zwane instalacjami radiacyjnymi. O ile powszechnie dostępne produkty poddane napromieniowaniu nie stwarzają praktycznie żadnego zagrożenia, to pracownicy obiektów i obsługujący urządzenia radiacyjne mogą być potencjalnie poważnie narażeni od wytwarzanych w nich wiązek/pól promieniowania, o ile nie byłyby spełnione określone wymagania bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej. W Polsce wymagania te określają generalnie przepisy ustawy prawo atomowe, w szczególności – przepisy jej rozdziału 6 oraz rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 12 lipca 2006 r. w sprawie szczegółowych warunków bezpiecznej pracy ze źródłami promieniowania jonizującego, wydane na podstawie art. 45 ustawy.² Omawianie tych wymagań, opartych na normach i przepisach międzynarodowych nie jest przedmiotem niniejszego artykułu. Warto jednak podkreślić, że w zakresie praktyki ich stosowania bardzo istotne dla podnoszenia poziomu bezpieczeństwa są odpowiednie szkolenia i wymiana doświadczeń. Okazją do takiej wymiany był m.in. opisany niżej regionalny kurs Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (MAEA) nt. „Bezpiecznej eksploatacji instalacji radiacyjnych”, zorganizowany w ub. roku w Instytucie Chemii i Techniki Jądrowej w Warszawie przez MAEA we współpracy z Rządem Polski w ramach Programu Technicznej Współpracy



Regionalnej RER/1/014 „Wprowadzanie i Harmonizowanie Standaryzowanych Procedur Kontroli Jakości dla Technologii Radiacyjnych”.

Program szkolenia zawierał wykłady, wizyty techniczne oraz dyskusje odnoszące się do następujących zagadnień:

1. Systemy ochrony i bezpieczeństwa w instalacjach radiacyjnych,
2. Doświadczenie eksploatacyjne w instalacjach radiacyjnych wyposażonych w akceleratory oraz źródła gamma dla zapewnienia ich bezpiecznego i skutecznego działania,
3. Analiza czynników prowadzących do wypadków radiacyjnych,
4. Wprowadzenie międzynarodowych standardów w zakresie bezpieczeństwa w instalacjach radiacyjnych.

Oprócz wykładów i dyskusji przeprowadzono kilka wizyt o charakterze technicznym zorganizowanych dla zapoznania uczestników kursu z akceleratorami elektronów i źródłami gamma zainstalowanymi w Centrum Badań i Technologii Radiacyjnych, IChTJ jak również zapoznano się z wyposażeniem i programem działania Centralnego Laboratorium Ochrony Radiologicznej w Warszawie.

Program kursu zawierał informacje, istotne dla specjalistów z krajów objętych szkoleniem, w zakresie bezpiecznej eksploatacji instalacji radiacyjnych, z uwzględnieniem aktualnych strategii w zakresie bezpieczeństwa i kontroli w instalacjach radiacyjnych, odpowiadających międzynarodowym normom i procedurom postępowania w nagłych i nieprzewidzianych sytuacjach, które mogą zaistnieć w trakcie eksploatacji instalacji radiacyjnych. W szkoleniu uczestniczyło 14 osób z: Azerbejdżanu, Bułgarii, Chorwacji, Kazachstanu, Rumunii, Serbii, Ukrainy i Polski.

Wykładowcami byli: dr Ioan Valentin Moise z Narodowego Instytutu Fizyki i Inżynierii Jądrowej „Horia Hulubei” z Rumunii (który uczestniczył w kursie jako ekspert MAEA w zakresie instalacji radiacyjnych wyposażonych w źródła gamma) oraz dr Zbigniew Zimek z IChTJ jako Kierownik Kursu. Dr Zimek prowadził wykłady na temat instalacji radiacyjnych wyposażonych w akceleratory elektronów oraz źródła promieniowania hamowania.

² Dz.U. z 2006 r., poz 994.

Wykłady i dyskusje w czasie kursu dotyczyły praktycznego stosowania zaleceń MAEA, zawartych w publikacji z serii normy bezpieczeństwa MAEA No. SSG-8³ „*Radiation safety of gamma, electron and X ray irradiation facilities*”. Zwrócono uwagę, że zakres szkoleń dla pracowników zatrudnionych przy przemysłowych i laboratoryjnych instalacjach radiacyjnych powinien być adekwatny do ich obowiązków i odpowiedzialności w miejscu pracy (kierownicy i kadra menadżerska, inspektorzy ochrony radiologicznej, wykwalifikowani operatorzy, inni pracownicy, którzy mogą się znajdować w obszarze kontrolowanym z racji wykonywanych obowiązków – transportu materiałów i urządzeń, konserwacji, sprzątanía). Wszystkie osoby mające określone zadania w planach awaryjnych powinny być odpowiednio przygotowane do zapewnienia efektywnego i skutecznego wykonywania zadań. Powinny się zapoznać z planami awaryjnymi, zrozumieć je oraz uczestniczyć w treningach użytkowania sprzętu awaryjnego. Musi istnieć system egzekwowania przyjętych przepisów w kategoriach licencjonowania obiektów i działalności, inspekcji oraz nakładania kar za ich nieprzestrzeganie przez organy państwowego dozoru jądrowego. Powinien on także dotyczyć szkoleń i nadawania uprawnień pracowniczych posiadaczom zezwoleń. To do urzędu dozoru należy określenie wymagań w zakresie zapobiegania awariom i wypadkom.

Niemniej ważne jest budowanie kultury bezpieczeństwa użytkowników źródeł promieniowania. W materiałach Stowarzyszenia Inspektorów Ochrony radiologicznej (SIOR) można znaleźć opinię ekspertów ds. bezpieczeństwa. „Na najniższym z nich użytkownicy po prostu próbują wymykać się władzom i omijać reguły. Etap następny: użytkownik przestrzega przepisów, ale usiłuje minimalizować krótkookresowe starania i koszty. Etap trzeci: w celu osiągnięcia bezpieczeństwa użytkownik jest skłonny zainwestować wszelkie siły i środki, ale żąda, by dozór szczegółowo

go instruował, co ma zrobić. Najwyższy poziom świadomości spraw bezpieczeństwa to sytuacja, kiedy użytkownik nie tylko jest skłonny do dokonania odpowiednich inwestycji, ale również czynnie uczestniczy w dążeniu do osiągnięcia celów bezpieczeństwa i w imię dalszego jego zwiększenia jest zdolny do prowadzenia partnerskich dyskusji z przedstawicielami swego środowiska i dozoru”.

Notka o Autorach

Dr inż. Wojciech Głuszewski – adiunkt w Centrum Badań i Technologii Radiacyjnych, Instytutu Chemii i Techniki Jądrowej w Warszawie. Chemik radiacyjny. Sekretarz Generalny Polskiego Towarzystwa Nukleonicznego.

Dr inż. Zbigniew Zimek – kierownik Centrum Badań i Technologii Radiacyjnych Instytutu Chemii i Techniki Jądrowej w Warszawie. Międzynarodowy ekspert w dziedzinie budowy i wykorzystania akceleratorów elektronów.

Literatura

1. *Radiation safety of gamma, electron and X ray irradiation facilities*, IAEA SAFETY STANDARDS SERIES No. SSG-8, Vienna 2010.
2. W. Głuszewski, Quoc Khoi Tran, L. Cortela, Z. Zagórski, *Maria Skłodowska-Curie – the precursor of radiation sterilization methods*, Anal. Bioanal. Chem. 2011.
3. W. Głuszewski, Z.P. Zagórski, M. Rajkiewicz, *Protective Effects in Radiation Modification of Elastomers*, Radiation Physics and Chemistry, 2014, 105, 53–56.
4. W. Głuszewski, Z.P. Zagórski, M. Rajkiewicz, *Synergistic effects in the processes of crosslinking of elastomers*, Radiation Physics and Chemistry, 2014, 94, 36–39.
5. W. Głuszewski, B. Boruc, H. Kubera, D. Abbasowa, *The use of DRS and GC to study the effects of ionizing radiation on paper artifacts*, Nukleonika, 2015, 60, 3, 665.
6. W. Głuszewski, Z. Zagórski, M. Rajkiewicz, *The Comparison of Radiation and a Peroxide Crosslinking of Elastomers*, KGK, 11/12, 2015, 46–49.
7. W. Głuszewski, *Niewidzialne, ale pracowite*, Packaging Polska, 2015, 5, 24.
8. W. Głuszewski, K. Cieśla, Z. Zimek, H. Kubera, *Peculiar features of radiation treatment of the packaging materials*, Towaroznawcze problemy jakości, 2014, 41, 4, 11–17.

³ Specific Safety Guide, IAEA Safety Series No.SSG-8, Vienna 2010

Szanowni Czytelnicy

Zachęcamy do współtworzenia biuletynu
Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna.
Zapraszamy do przesyłania na adres biuletyn@paa.gov.pl
propozycji tematów artykułów, które chcielibyście
Państwo opublikować w biuletynie.

Szczegółowe informacje dla autorów na stronach PAA.

Państwowa Agencja Atomistyki
ul. Krucza 36, 00-522 Warszawa
www.paa.gov.pl