

1 (95) 2014

BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA



PAŃSTWOWA
AGENCJA
ATOMISTYKI

Wydawca:



PAŃSTWOWA
AGENCJA
ATOMISTYKI

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

Maciej JURKOWSKI, Przewodniczący Rady Programowej

Tadeusz BIAŁKOWSKI, Redaktor naczelny



BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA

BIULETYN INFORMACYJNY PAŃSTWOWEJ AGENCJI ATOMISTYKI

Nr 1(95)/2014
Warszawa

SPIS TREŚCI

Wspomnienie o Wacławie Dąbku (18.04.1928 – 25.02.2014) <i>Maciej Jurkowski</i>	5
Podstawy bezpieczeństwa obiektów energetyki jądrowej. Część I <i>Władysław Kielbasa</i>	12
Narażenie od naturalnych źródeł promieniowania jonizującego – wymagania nowej Dyrektywy BSS <i>Iwona Matujewicz</i>	23
Odpady promieniotwórcze – kilka informacji o składowaniu odpadów i zamykaniu składowisk <i>Paulina Samplawska</i>	28
Przegląd metod najlepszego szacowania z oceną niepewności w analizach bezpieczeństwa obiektów jądrowych <i>Paweł Domitr</i>	35



Szanowni Państwo,

Pierwszy tegoroczny numer naszego biuletynu nawiązuje do ważkich wydarzeń jakie miały miejsce na początku tego roku. W lutym z żalem zegnaliśmy organizatora i pierwszego Głównego Inspektora dozoru jądrowego w Polsce, który był zarazem pomysłodawcą i inicjatorem wydawania naszego Biuletynu, którego pierwszy numer ukazał się w 1989 roku. Wspomnienie o Nim zamieszczamy na początku bieżącego numeru.

Wcześniej, w styczniu Rada Ministrów uchwaliła przyjęcie programu Polskiej Energetyki Jądrowej. Problematykę bezpieczeństwa współczesnej elektrowni jądrowej, a więc takiej jaka ma powstać w Polsce, przybliżył w sposób kompleksowy, w kontekście wymagań międzynarodowych oraz naszych świeżo znowelizowanych przepisów, artykuł pana Władysława Kielbasy, składający się z dwóch części, którego pierwszą część zamieszczamy w tym numerze, natomiast drugą – w następnym.

W połowie stycznia Unia Europejska opublikowała tekst nowej wersji (z dnia 5 grudnia 2013 r.) dyrektywy Rady UE ustanawiającej podstawowe normy bezpieczeństwa (BSS) w ochronie przed zagrożeniami wynikającymi z narażenia na działanie promieniowania jonizującego. Ta nowa wersja BSS uwzględnia zagadnienia związane z ochroną przed promieniowaniem od źródeł naturalnych na tych samych zasadach, jak od źródeł sztucznych. Przyjęte zasady i kryteria ochrony przed narażeniem od źródeł naturalnych omawia artykuł pani Iwony Matujewicz. Do problematyki wdrażania w Polsce nowych BSS będziemy wracać w kolejnych numerach Biuletynu.

W związku z aktualnie prowadzonymi w Polsce pracami nad uwzględnieniem w polskich przepisach wymagań dyrektywy 2011/70/Euratom w zakresie odpowiedzialnego i bezpiecznego gospodarowania wypalonym paliwem jądrowym i odpadami promieniotwórczymi, a także koniecznością podjęcia przygotowań do zamknięcia w nieodległej przyszłości centralnego składowiska odpadów promieniotwórczych w Różanie, zamieszczamy opracowane przez panią Paulinę Samplawską informacje na temat składowania i zamykania składowisk odpadów promieniotwórczych.

Bieżący numer Biuletynu zamyka opracowany przez pana Pawła Domitra kolejny artykuł dotyczący metod prowadzenia analiz i ocen bezpieczeństwa obiektów energetyki jądrowej, wymaganych od ubiegającego się o odpowiednie zezwolenia, oraz stosowanych następnie przez dozór jądrowy w przeglądzie i ocenie mającej na celu weryfikację poprawności wniosków zawartych w raporcie bezpieczeństwa ubiegającego się o zezwolenie.

Bieżącym numerem rozpoczynamy wydawanie Biuletynu w formie elektronicznej, dostępnej na stronie internetowej Państwowej Agencji Atomistyki www.paa.gov.pl, mając nadzieję, że w ten sposób będzie mógł on docierać do większej ilości zainteresowanych. Życzymy Państwu owocnej lektury.

Redakcja Biuletynu



W dniu 25 lutego 2014 roku w wieku 86 lat zmarł nagle



ŚP

Wacław DĄBEK

**Ukończył Wydział Łączności Politechniki Warszawskiej.
Wieloletni pracownik naukowy Instytutu Badań Jądrowych,
kierownik Zakładu Fizyki Reaktorowej, a następnie zastępca
dyrektora ds. energetyki.**

**Ekspert Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej w Wiedniu.
Zastępca Dyrektora Centralnego Laboratorium Ochrony Radiologicznej.
Organizator i pierwszy Główny Inspektor dozoru jądrowego w Polsce.**

**Odszedł dobry, mądry i uczciwy Człowiek.
Służył nam swoją wiedzą i doświadczeniem.**

Przyjaciele i współpracownicy



Wspomnienie o Waławie Dąbku (18.04.1928 – 25.02.2014)

W sobotę, 1 marca 2014 r., po Mszy św. żałobnej w parafii Matki Bożej Nieustającej Pomocy przy ul. Nobla 16 na Saskiej Kępie w Warszawie, Rodzina oraz grono przyjaciół, współpracowników i wychowanków złożyło do grobu na cmentarzu w Pomiechówku, ciało zmarłego 25 lutego śp. doc. Waławia Dąbka, twórcę i organizatora dozoru jądrowego w Polsce, pierwszego Głównego Inspektora Dozoru Jądrowego.

W przemówieniu nad trumną przypomniał sylwetkę i dokonania Zmarłego oraz pożegnał Go w imieniu kierownictwa i pracowników Państwowej Agencji Atomistyki Prezes Janusz Włodarski.

Kim był inżynier Waław Dąbek, i jak zorganizował zespół ludzi, którzy przez ostatnie 30 lat, aż do dnia dzisiejszego profesjonalnie dbają o zapewnienie wymagań i kontrolują bezpieczeństwo wszelkich obiektów i działalności w Polsce, które potencjalnie mogłyby stworzyć zagrożenie promieniowaniem jonizującym?

Waław Dąbek urodził się w Błazinach koło Iłży 18 kwietnia 1928 r. Tam ukończył w 1941 r. szkołę powszechną, a następnie dwuletnią szkołę handlową w Radomiu. Po jej ukończeniu, do końca okupacji niemieckiej pozostawał w Błazinach pomagając rodzicom w gospodarstwie rolnym. Po wojnie, po ukończeniu kursu wstępnego Politechniki Łódzkiej i zdaniu w 1947 r. matury w liceum ogólnokształcącym dla dorosłych, podjął studia na Wydziale Elektrycznym Politechniki Łódzkiej, by po trzech semestrach przenieść się na Politechnikę Warszawską, gdzie w 1952 r. uzyskał dyplom magistra inżyniera łączności, ze specjalnością elektrotechnika medyczna.

Ze względu na trudne warunki materialne, już podczas kursu wstępnego w 1947 r. był zmuszony samodzielnie zarabiać, początkowo udzielając korepetycji i ucząc na przyfabrycznych kursach dokształcających, a od 1950 r. podejmując prace zlecane w Katedrze Budowy Aparatów Elektromedycznych Politechniki Warszawskiej. Jeszcze przed obronieniem pracy magisterskiej, bo już w 1951 r. został w tej katedrze zaangażowany na asystenta,

prowadzącego ćwiczenia laboratoryjne ze studentami. Od 1953 r. powierzono mu prowadzenie gospodarstwa pomocniczego katedry, a w 1954 r. – kierowanie Laboratorium Budowy Urządzeń Rentgenowskich. Oprócz pracy dydaktycznej ze studentami, był więc zaangażowany osobiście lub współtworzył z innymi szereg projektów, w tym m.in. uczestniczył w zaprojektowaniu i zbudowaniu urządzenia rentgenowskiego do głębokiej terapii oraz urządzenia diagnostycznego z pełną automatyką.

Ciesząc się zaufaniem współpracowników i uznaniem ze strony przełożonych pełnił również pewne funkcje społeczne z wyboru – był mężem zaufania, a potem członkiem Rady Oddziałowej Związku Nauczycielstwa Polskiego – ZNP. To była zresztą jedyna organizacja społeczna, do której się zapisał. Wyniosłszy z domu tradycyjne, patriotyczno-religijne wychowanie, oparte na poczuciu obowiązku i możliwości samorealizacji dzięki własnej solidnej pracy, ukierunkowanej na konkretne osiągnięcia, nie myślał o karierze politycznej i nigdy nie zapisał się do partii, koncentrując się na pracy zawodowej i samokształceniu. Dzięki pracowitości i nieprzeciętnym zdolnościom szybko uzyskał unikalne kwalifikacje, które przesądziły o jego dalszej karierze zawodowej. Ich podstawą były doświadczenia praktyczne wyniesione z prac, które podjął jeszcze będąc studentem w 1949 r. wraz zespołem pracowników Politechniki Warszawskiej, polegających na montowaniu, w szpitalach i przychodniach zdrowia całego kraju aparatury rentgenowskiej, dostarczonej Polsce przez UNICEF.

Była to pionierska praca: dzięki inicjatywie i dużemu zaangażowaniu pracowników Politechniki Warszawskiej zrezygnowano wówczas z zamówienia montażu tych urządzeń przez firmę zagraniczną, zwiększając możliwości dostaw, a jednocześnie – stwarzając warunki do wykształcenia dużej grupy specjalistów w nowej dziedzinie. Wyniesione z tego czasu doświadczenia owocowały potem w prowadzonych w Laboratorium Budowy Urządzeń Rentgenowskich PW pracach nad projektowaniem takich urządzeń w placówkach służby zdrowia i przemyśle oraz – związanych z



budową urządzeń rentgenowskich i elektromedycznych dla szpitali.

Kiedy w 1955 r. zaczęto tworzyć Instytut Badań Jądrowych i ściągać tam fachowców, którzy mieli jakieś doświadczenie z promieniowaniem jonizującym, młodemu, jeszcze niespełna 30. letniemu inżynierowi zaproponowano podjęcie pracy na samodzielnym stanowisku w organizującym się IBJ, gdzie w ciągu 4 lat zorganizował i uruchomił Pracownię Detektorów Reaktorowych. W 1959 r. powierzono mu również kierownictwo Pracowni Fizycznych Doświadczeń Reaktorowych. Ścisłe współdziałając z zespołem eksploatacji reaktora EWA, koncentrował się głównie na pracach pomiarowych i doświadczalnych, kierując opracowaniem i wdrażaniem wielu urządzeń elektronicznych dla potrzeb atomistyki w kraju i na eksport. Za opracowanie konstrukcji, technologii i metod pomiarowych oraz wdrożenie do produkcji i wykonanie serii detektorów promieniowania jonizującego dla reaktorów badawczych otrzymał wraz zespołem w 1962 r. nagrodę Państwowej Rady ds. Wykorzystania Energii Atomowej.

W tym samym roku Wacławowi Dąbkowi powierzono obowiązki kierownika Zakładu Inżynierii Reaktorowej IBJ, a w 1963 r. polecono mu również zorganizowanie Zakładu Fizyki Reaktorowej, którym następnie kierował

do 1969 r. W tym czasie brał udział w projektowaniu, budowie i uruchomieniu zestawów krytycznych i reaktorów mocy zerowej ANNA, AGATA, PANNA oraz reaktora podkrytycznego HELENA.

W styczniu 1969 r. powołany został na stanowisko zastępcy dyrektora IBJ ds. Energetyki Jądrowej, którą to funkcję z kilkumiesięczną przerwą w 1971 r. (związaną z czasowym wykonywaniem obowiązków Dyrektora IBJ) pełnił do 1975 r. W tych latach rozpoczęte zostały prace przy budowie reaktora MARIA. Wacław Dąbek był bardzo zaangażowany w prace związane z projektowaniem i budową tego obiektu. Kierował budową jego części jądrowej, pełnił ogólny nadzór nad całością budowy z ramienia Instytutu Badań Jądrowych oraz kierował rozruchem fizycznym tego reaktora. Za prace nad projektowaniem i uruchomieniem reaktorów w Świerku otrzymał wraz z zespołem trzykrotnie – w latach 1963, 1972 i 1973 – nagrody zespołowe Pełnomocnika Rządu ds. Wykorzystania Energii Atomowej, a w latach 1974 i 1975 – nagrody Prezesa Urzędu Energii Atomowej, oraz w roku 1976 – nagrodę Ministra Nauki, Szkolnictwa Wyższego i Techniki „za udział w wykonaniu projektu, budowie i uruchomieniu wysokostromieniowego reaktora MARIA.



Wizyta władz państwowych na budowie reaktora MARIA w 1974 r, Wacław Dąbek na pierwszym planie, pierwszy z prawej.



W 1975 r. został oddelegowany na okres 5 lat do pracy na wysokim, samodzielnym stanowisku ze statusem dyplomatycznym w Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej w Wiedniu, gdzie brał udział w opracowywaniu międzynarodowych przepisów i wymagań bezpieczeństwa jądrowego dla energetyki jądrowej. Kierował opracowaniem jednego z pięciu głównych tomów tych przepisów, wydanych następnie w postaci tzw. norm bezpieczeństwa jądrowego. Wielokrotnie, jako ekspert MAEA brał udział w misjach eksperckich, seminariach i konferencjach, był wykładowcą na organizowanych przez MAEA kursach specjalistycznych w dziedzinie bezpieczeństwa jądrowego obiektów energetyki jądrowej.

Po powrocie do Polski w październiku 1980 r. powołany został na zastępcę dyrektora IBJ ds. naukowo badawczych, z zadaniem koordynowania tzw. kierunku 3. -"Energetyka Jądrowa" w Rządowym programie badawczo-rozwojowym PR-8 na lata 1981-1985. Organizuje w tym czasie Radę Programową ds. Dokumentów Normatywnych, która wkrótce staje się ciałem wpływającym w istotny sposób na przyspieszenie prac nad opracowywaniem krajowych aktów normatywnych oraz dokumentów normatywno-technicznych opracowywanych w ramach Rady Wzajemnej Pomocy Gospodarczej – RWPG, dotyczących bezpieczeństwa obiektów energetyki jądrowej. W tych latach trwały przygotowania do wdrożenia w Polsce ram prawno-organizacyjnych dla rozwoju energetyki jądrowej, była już od kilku lat wybrana i zbadana lokalizacja dla pierwszej elektrowni jądrowej w Żarnowcu, trwały budowy lub przygotowania do budów nowych obiektów w sąsiednich krajach bloku wschodniego, a w ramach podziału zadań pomiędzy kraje RWPG koordynowany był rozwój potencjału przemysłowego dla produkcji urządzeń i wyposażenia dla tych elektrowni. Przemysł polski rozwijał zdolności produkcyjne w zakresie np. wymienników ciepła (RAFAKO – Racibórz), turbosespołów (ZAMECH – Elbląg), generatorów (DOLMEL – Wrocław), pomp (Kielecka Fabryka Pomp) . Czechosłowacja była dostawcą na rynek RWPG np. zbiorników ciśnieniowych reaktora (SKODA – Pilzno) czy wytwornic pary (zakłady w Witkowicach). W tej sytuacji skoordynowanie prac nad wspólną bazą normatywną, z wykorzystaniem doświadczeń MAEA, było bardzo istotne.

W 1982 r. Wacławowi Dąbkowi, oprócz wyżej opisanych zadań, powierzono dodatkowo obowiązki I-go Zastępcy Dyrektora IBJ, którym pozostawał do likwidacji IBJ z przekształceniem na 3 odrębne instytuty w maju 1983 r. W tym czasie, częściowo z wykorzystaniem zasobów wówczas likwidowanego, a działającego poprzednio od 1976 r. Ministerstwa Energetyki i Energii Atomowej, w lutym 1982 r. utworzona została Państwowa Agencja Atomistyki, której powierzono nadzór nad szeregiem instytutów naukowo-badawczych oraz zakładów produkcji urządzeń aparatury jądrowej, reaktorami badawczymi w Świerku wraz z zakładem produkcji radioizotopów i składowiskiem odpadów promieniotwórczych w Różanie, a także byłymi zakładami wydobywania rud uranu w Kowarach. PAA miała stać się także łącznikiem w relacjach krajowych instytucji z Międzynarodową Agencją Energii Atomowej w Wiedniu. Ze względu na interdyscyplinarny charakter tych zadań Agencja podporządkowana została bezpośrednio Premierowi, a nad ich realizacją przez Agencję czuwał Zarząd PAA, w którym byli reprezentowani wysocy przedstawiciele różnych resortów.

Kierującemu Agencją nowo powołanemu Prezesowi powierzono jednak także odrębne zadania, tj. w zakresie nadzoru i kontroli działalności związanej z narażeniem na promieniowanie jonizujące. Działania te zostały wyłączone z zakresu kompetencji Zarządu PAA, natomiast dla Prezesa stanowiły ogromne wyzwanie w świetle podjętej w tym czasie decyzji o budowie pierwszej polskiej elektrowni jądrowej i konieczności budowy specjalistycznego zaplecza kadrowego państwowego dozoru jądrowego, niezbędnego Prezesowi PAA do realizacji nałożonych na niego zupełnie nowych zadań o charakterze dozorowym.

W zakresie zewnętrznego nadzoru bezpieczeństwa zastosowań promieniowania jonizującego instytucją o największym praktycznym doświadczeniu było w tym czasie Centralne Laboratorium Ochrony Radiologicznej, gdzie od wielu lat (od 1958 r.) funkcjonował Dział Kontroli Zakładów, którego pracownicy w porozumieniu z Państwową Inspekcją Sanitarną oraz Inspekcją Pracy prowadzili inspekcje jednostek organizacyjnych wykorzystujących źródła promieniowania jonizującego w medycynie, nauce i przemyśle. CLOR prowadziło rejestry tych źródeł, a także



rejstry dawek otrzymywanych przez pracowników kontrolowanych zakładów. Również w CLOR funkcjonował zakład zajmujący się m.in. analizami oddziaływania zakładów, w których znajdują się substancje promieniotwórcze, takich m.in. jak obiekty jądrowe, na środowisko w różnych sytuacjach eksploatacyjnych, włącznie z hipotetycznymi awariami mogącymi prowadzić do znacznych uwolnień do środowiska. Dlatego też Prezes Agencji w lutym 1984 r. wydał decyzję ustanawiającą dyrektora Centralnego Laboratorium Ochrony Radiologicznej pełnomocnikiem Prezesa PAA do spraw bezpieczeństwa jądrowego.

Decyzję tę poprzedziło służbowe przeniesienie pół roku wcześniej, w czerwcu 1983 r., Wacława Dąbka do Centralnego Laboratorium Ochrony Radiologicznej na stanowisko I-go Zastępcy Dyrektora i Z-cy Dyrektora ds. Nadzoru i Kontroli w dziedzinie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, gdzie powierzono mu misję tworzenia zespołu specjalistów, stanowiącego załóżek dozoru jądrowego w Polsce. Na tym stanowisku Wacław Dąbek odpowiadał w praktyce za realizację całości zadań przypisanych dyrektorowi CLOR jako pełnomocnikowi Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki do spraw bezpieczeństwa jądrowego, które zgodnie z Decyzją nr 1 Prezesa z dnia 3 lutego 1984 r. obejmowały:

- 1) ustalanie wymagań odnośnie danych i informacji o obiekcie jądrowym, jakie obowiązana jest przedstawić jednostka organizacyjna składająca wniosek o wydanie przez Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki zezwolenia, z punktu widzenia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, na lokalizację, budowę, rozruch, eksploatację i likwidację obiektu jądrowego,
- 2) dokonywanie pod względem formalnym i merytorycznym weryfikacji wniosków o wymienione wyżej zezwolenia,
- 3) przeprowadzanie analiz, wydawanie ocen i opinii z punktu widzenia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej dokumentacji dołączanej do tych wniosków,
- 4) udzielanie konsultacji w zakresie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej podczas rozpatrywania

wniosków i przeprowadzania analiz jak wyżej,

- 5) inspekcji w fazie prowadzenie lokalizowania, budowy, montażu, rozruchu, eksploatacji i likwidacji obiektów jądrowych, w celu kontroli przestrzegania zasad i wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej,
- 6) przygotowywanie dla Prezesa PAA projektów decyzji w sprawach wydania, zawieszenia lub uchylenia zezwoleń (łącznie z projektem wykazu warunków i ograniczeń wymaganych w tych zezwoleniach),
- 7) udzielanie zgody na odstępstwa od wymagań przewidzianych w przepisach bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, jeżeli przepisy te przewidywałyby możliwość takich sytuacji,
- 8) wydawanie zaleceń technicznych z zakresu bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej.

Dyrektor Wacław Dąbek mając niewątpliwie bezpośredni wpływ na sformułowanie tych zadań w postaci wyżej opisanej decyzji Prezesa Agencji, by je efektywnie wykonywać w praktyce, zaraz po przeniesieniu do CLOR przystąpił do tworzenia zespołu dozoru jądrowego, złożonego ze specjalistów reprezentujących dziedziny wiedzy i specjalności związane z bezpieczeństwem obiektów energetyki jądrowej, z zadaniem opracowania w pierwszym rzędzie podstawowych wymagań bezpieczeństwa jądrowego, które zostały następnie wydane jako „Wytyczne Pełnomocnika Prezesa PAA ds. bezpieczeństwa jądrowego”. Do zespołu tego weszli specjaliści różnych branż i specjalności, przeniesieni służbowo z różnych zakładów w Świerku, m.in. z zakładów Inżynierii Reaktorowej, Fizyki Reaktorowej i innych, w tym także z Pracowni Projektów Specjalnych Zakładu Projektowego IBJ, który zajmował się w latach 70. projektami studialnymi reaktorów, projektami koncepcyjnymi elektrociepłowni jądrowych, oraz projektowaniem zmian modernizacyjnych reaktorów badawczych eksploatowanych w Świerku, a także rozwojem metod stosowanych w analizach bezpieczeństwa, w tym m.in. probabilistycznych ocen bezpieczeństwa – PSA. Do zespołu tego weszli także specjaliści z CLOR – m.in. z pracowni Badań i Studiów Bezpieczeństwa Reaktorów, oraz z innych



instytucji, m.in. z Urzędu Dozoru Technicznego, Instytutu Techniki Budowlanej, Instytutu Plazmy i Laserowej Mikrosyntezy. A także prawnicy z uniwersytetu im. Mikołaja Kopernika w Toruniu.

Zespół ten pod kierunkiem dyrektora Dąbka przeprowadził analizę i ocenę dokumentacji związanej z wydaniem w listopadzie 1985 r. przez Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki zezwolenia z punktu widzenia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej na budowę elektrowni jądrowej „Żarnowiec”. Ocena ta przeprowadzona została zgodnie z podstawowymi wymaganiami wydanymi w postaci serii wyżej wspomnianych wytycznych Pełnomocnika Prezesa PAA wydanej w 1984 r., obejmującej: zasady zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego obiektów jądrowych (maj 1984 r.), wymagania lokalizacyjne obiektów jądrowych (październik 1984 r.) oraz tryb licencjonowania obiektów jądrowych (październik 1984 r.). W zakresie wymagań technicznych w ocenie kierowano się, zgodnie z odpowiednim Zarządzeniem Ministra Górnictwa i Energetyki (Zarządzenie MGIE nr 21 z 16.11.1985 r.), przepisami i normami kraju dostawcy technologii, którym był b. Związek Radziecki, jednak w zakresie nie pokrytym wymaganiami radzieckimi, takim jak na przykład zapewnienie jakości, za podstawę przyjęto normy bezpieczeństwa MAEA, w tym przypadku kodeks 50-C-QA i odpowiednie wytyczne z serii SG-QA tych norm. Wymóg wdrożenia na budowie EJ Żarnowiec systemu zapewnienia jakości zgodnego z tymi wymaganiami stał się jednym z podstawowych warunków wydanego zezwolenia.

Równolegle, z udziałem ekspertów zespołu oraz prawników prowadzone były pod kierunkiem Wacława Dąbka prace nad projektem pierwszego polskiego prawa atomowego, które zostało wydane w postaci ustawy sejmowej 10 kwietnia 1986 r. W zapisach ustawy, obok norm bezpieczeństwa MAEA, w przeważającej części wykorzystano sformułowania zasad i wymagań bezpieczeństwa oraz trybu postępowania w zakresie licencjonowania obiektów jądrowych jaki wcześniej zawarto we wspomnianych wyżej wytycznych.

Prace wykonane nad analizą i oceną dokumentacji bezpieczeństwa, będącą podstawą wydania przez Prezesa PAA

zezwolenia na budowę EJ Żarnowiec, znalazły jego uznanie w postaci przyznania w 1986 r. dyrektorowi Wacławowi Dąbkowi wraz z zespołem, Nagrody III stopnia Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki. W tym samym roku, po formalnym utworzeniu na mocy ustawy „Prawo atomowe” państwowego dozoru bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej Prezes Państwowej Agencji Atomistyki powierzył dyrektorowi Wacławowi Dąbkowi obowiązki Głównego Inspektora Dozoru Jądrowego. Jako Główny Inspektor został także członkiem Rady do Spraw Atomistyki – organu doradczego i opiniodawczego Prezesa PAA.

Zadania postawione przed zespołem dozoru jądrowego, wyodrębnionym w strukturze organizacyjnej Centralnego Laboratorium Ochrony Radiologicznej jako Zakład VII, były unikalne w skali kraju i na dodatek, ze względu na założony i realizowany początkowo bez opóźnień harmonogram budowy EJ Żarnowiec, wykonywane były pod dużą presją czasu. Inspekcje dozoru na budowie musiały nadążać za tym harmonogramem. Mimo to, pod kierownictwem Wacława Dąbka pełniącego obowiązki Głównego Inspektora, wykonywane były umiejętnie i skutecznie, przede wszystkim dzięki jego wielkiemu autorytetowi, wynikającemu z ogromnej wiedzy i doświadczenia, które potrafił w sposób skuteczny przekazywać swoim podwładnym, których traktował przy tym z ogromną życzliwością i cierpliwością, co nie przeszkadzało w stawianiu im wysokich wymagań. Jego podejście owocowało wspaniałą atmosferą w pracy, poczuciem gwarancji wsparcia ze strony szefa w trudnych sytuacjach, a jednocześnie poczuciem obowiązku solidnej pracy, by nie zawieść Jego zaufania. Wacław Dąbek wierzył w ludzi, cenił ich i potrafił im to okazywać, co dodawało im skrzydeł. Drzwi do jego gabinetu były zawsze otwarte, co w tamtych czasach zdecydowanie nie było normą postępowania w relacjach pomiędzy przełożonym a pracownikami. Ci ostatni w opisanej sytuacji od razu rzuceni zostali „na głęboką wodę” przygotowywania i prowadzenia inspekcji na budowie elektrowni jądrowej, których nikt przed nimi w Polsce nie robił, mając jednak zaufanie, że dyr. Dąbek na wszelkie problemy znajdzie mądrą i skuteczną receptę.

I znajdował. Po pierwszej inspekcji w Żarnowcu, którą prowadził osobiście na czele



zespołu inspekcyjnego, którego członkowie n.b. nie mieli jeszcze wtedy formalnych uprawnień inspektorów dozoru jądrowego, doszedł do wniosku, że istniejąca struktura zarządzania budową nie zapewnia skuteczności działania systemu zapewnienia jakości, ze względu na zbyt niskie podporządkowanie komórki jakości – pod zarządzających kontrolowanymi przez inspektorów jakości procesami. Jego zdecydowane działania doprowadziły do zmiany struktury organizacyjnej przedsiębiorstwa „Elektrownia Żarnowiec w Budowie” w taki sposób, że pion jakości został podporządkowany bezpośrednio dyrektorowi naczelnemu bez możliwości jakiegokolwiek wpływu podległych naczelnemu dyrektorów innych pionów na decyzje inspektorów egzekwujących właściwą jakość wykonywanych prac i dostarczanego wyposażenia. Zaowocowało to bardzo skrupulatnymi kontrolami jakości – przykładowo: prac zbrojeniowych i układania betonu, kontroli jakości i szczelności połączeń spawanych stalowej wykładziny układu pomieszczeń szczelnych (pełniących funkcję obudowy bezpieczeństwa budowanego reaktora), czy też - zakwestionowaniem w wyniku przeprowadzonych badań jakości sporej partii rur i blach ze stali nierdzewnej z importu, z b. ZSRR i nie dopuszczeniem do ich montażu na budowie i szereg podobnych działań. W sytuacji niewielkiego liczebnie i dopiero „terminującego u mistrza” zespołu kandydatów na samodzielnych w przyszłości inspektorów dozoru jądrowego, rozwiązanie polegające na wprężeniu służby jakości inwestora w system służący wsparciem dla działań dozoru jądrowego był jedynym rozsądnym i jak się potem okazało wielokrotnie, bardzo skutecznym rozwiązaniem – lepiej było dopilnowywać z zewnątrz pilnujących, na dodatek fachowców z doświadczeniem w pilnowanych branżach technologii budowy, niż samemu pilnować wszystkiego bezpośrednio, mając do dyspozycji ludzi dopiero zdobywających doświadczenie.

A zdobywali je bardzo szybko, dzięki bezpośredniemu uczestniczeniu w inspekcjach, które dozór jądrowy wykonywał na budowie EJ-Żarnowiec, w ilości około 10-12 w ciągu roku, i coraz bardziej samodzielnemu rozwiązywaniu praktycznych problemów. Praktyka przygotowywania kandydatów na inspektorów do podejmowania samodzielnych zadań, poprzez uczestniczenie od samego początku w realnych działaniach dozoru, pod okiem bardziej

doświadczonego inspektora utrwaliła się i stała się uznana normą szkolenia inspektorów dozoru jądrowego, zresztą nie tylko w Polsce.

Trzeba tutaj podkreślić, że mimo zdecydowanie przeważającemu obciążeniu i zaangażowaniu w tym czasie Wacława Dąbka we wdrożenie zespołu do wykonywania podstawowych funkcji i zadań dozorowych w odniesieniu do budowanej elektrowni jądrowej, niejako rutynowo nadzorował on także równolegle w tym samym czasie podporządkowanych mu bezpośrednio inspektorów dozoru z Działu Kontroli zakładów wykorzystujących źródła promieniowania jonizującego, kierując ich na kontrole oraz wydając z upoważnienia Prezesa PAA setki zezwoleń i innych decyzji związanych z działalnością z promieniowaniem.

W 1987 r. pierwsza grupa inspektorów dozoru jądrowego uzyskała formalne powołania do pełnienia swych funkcji wydane przez Prezesa PAA. By to było możliwe, musieli zostać zatrudnieni co najmniej na części etatu w PAA, w specjalnie utworzonym w tym celu departamencie o nazwie Główny Inspektorat Dozoru Jądrowego. W tym czasie dyrektor CLOR podjął także starania o formalne powołanie Wacława Dąbka na stanowisko Głównego Inspektora Dozoru Jądrowego PAA (mimo, że kandydat był bezpartyjny, wymagało to wówczas rekomendacji Komitetu Centralnego PZPR). W odpowiednim wniosku o zaakceptowanie powołania dyr. Wacława Dąbka na to stanowisko, ówczesny Prezes PAA napisał o Nim m.in.: „*związany z atomistyką od 1955 r. jest znanym i cenionym specjalistą w zakresie energetyki jądrowej, inżynierii reaktorowej i bezpieczeństwa jądrowego oraz ochrony radiologicznej. Pełniąc przez wiele lat wiele odpowiedzialnych funkcji kierowniczych sprawdził się, jako dobry organizator i koordynator prac badawczych i wdrożeniowych. Z powierzonego mu zadania organizacji i prowadzenia dozoru jądrowego w kraju wywiązuje się bardzo dobrze. Posiada umiejętność kierowania dużymi zespołami pracowniczymi, mobilizowania ich do efektywnego i sprawnego działania. Właściwie kształtuje stosunki międzyludzkie. Wiedza i doświadczenie zawodowe, umiejętności organizatorskie oraz postawa obywatelska i etyczna predysponują ob. mgr inż Wacława Dąbka do objęcia stanowiska głównego inspektora dozoru jądrowego.*” Wniosek został zaakceptowany po



czterech miesiącach, w październiku 1988 r. Prezes PAA powołał Waclawa Dąbka na stanowisko Głównego Inspektora Dozoru Jądrowego 25 listopada 1988 r.

W drugiej połowie lat 80. katastrofa czarnobylska, a niedługo potem trudności z finansowaniem budowy, związane z zachodzącymi wówczas głębokimi zmianami ustrojowymi i politycznymi w Polsce, doprowadziły do stopniowego wyhamowania procesu budowy i w końcu rezygnacji przez Rząd z programu jądrowego, co przypieczętowała ostatecznie decyzja sejmowa z listopada 1990 r.

W tym samym czasie zespół ludzi tworzących dozór jądrowy pod kierunkiem Głównego Inspektora nabierał doświadczenia, okrzepł i dynamicznie rozwijał swoją działalność nadzorczą - kontrolną w kraju, wykorzystując jednocześnie możliwości wymiany doświadczeń z zagranicznymi organizacjami dozorowymi, dzięki kontaktom Waclawa Dąbka, który był w tym czasie cenionym konsultantem w dozorowych gremiach doradczych MAEA (powołany został m.in. do nowoutworzonej przez dyrektora generalnego MAEA grupy starszych doradców INSAG - *International Nuclear Safety Advisory Group*). Dzięki inicjatywie Waclawa Dąbka nawiązano współpracę i podpisano dozorowe porozumienie z fińskim STUK, rozwinięto też szerszą współpracę i wymianę doświadczeń z organizacjami dozorowymi Bułgarii, Czechosłowacji, Finlandii, b. NRD, Węgier i b. ZSRR w trybie regularnych corocznych spotkań tzw. Rady Dozorów Jądrowych EJ wyposażonych w reaktory WWER. Jej współinicjatorem i

organizatorem pierwszego spotkania, które miało miejsce w Warszawie, był Waclaw Dąbek. W 1987 r. zawarte zostały także przez Polskę pierwsze bilateralne umowy między- państwowe o wczesnym powiadamianiu na wypadek awarii jądrowej i o współpracy w dziedzinie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej. W 1989 r. z inicjatywy Waclawa Dąbka ukazał się pierwszy numer kwartalnika *Bezpieczeństwo jądrowe i ochrona radiologiczna*, którego tematykę i program kształtował Główny Inspektor.

Dziś, mimo upływu wielu lat, chociaż pierwszy program jądrowy załamał się, a Waclaw Dąbek niedługo potem odszedł na emeryturę, to jednak dobre rezultaty Jego niezwykle energicznej i efektywnej działalności przetrwały i owocują po dziś dzień. Tworząc niegdyś zespół dozoru zainwestował w ludzi i w ich właściwy rozwój zawodowy, kształtując ich postawy i tworząc jednocześnie i utrwalając rozwiązania, które do dziś nie straciły na aktualności. Jego droga, a przede wszystkim postawa życiowa i pasja zawodowa mogą być wzorem dla kolejnych pokoleń inspektorów i ekspertów dozoru jądrowego. Takim pozostanie zawsze w naszej pamięci.

Maciej Jurkowski
Główny Inspektor Dozoru Jądrowego
Wiceprezes Państwowej Agencji Atomistyki



Podstawy bezpieczeństwa obiektów energetyki jądrowej. Część I

Władysław Kielbasa
Państwowa Agencja Atomistyki

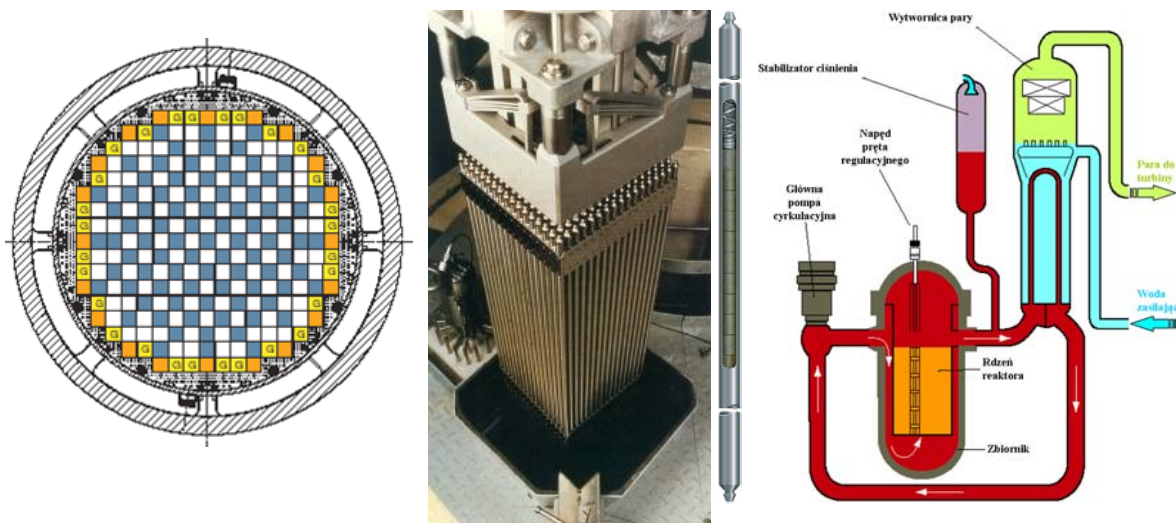
1. Główne źródło potencjalnego zagrożenia – substancje promieniotwórcze w rdzeniu i chłodziwie reaktora

Głównym źródłem potencjalnego zagrożenia radiologicznego w elektrowni jądrowej (EJ) są substancje promieniotwórcze zgromadzone w rdzeniu i chłodziwie reaktora (Rys. 1):

1) W rdzeniu reaktora znajduje się częściowo wypalone paliwo jądrowe zawierające wielkie ilości substancji promieniotwórczych: ponad 200 radionuklidów - produkty rozszczepienia (głównie) + transuranowce, w reaktorze lekkowodnym o mocy 1000 MWe ich łączna aktywność jest rzędu 10^{10} Ci = $3,7 \cdot 10^{20}$ Bq; przy czym ok. 1% tej aktywności

stanowią lotne radionuklidy (izotopy Kr, Xe, J, Br, Cs, Rb, Sr, Ba, Te, Se) zgromadzone w szczelinie pomiędzy koszulką elementu paliwowego a pastylkami paliwa.

2) W obiegu chłodzenia reaktora cyркуluje lekkoradioaktywne chłodziwo, zawierające gazowe i lotne produkty rozszczepienia (Kr, Xe, J), oraz promieniotwórcze produkty aktywacji (pod wpływem neutronów): wody, produktów korozji i chemikaliów dodawanych do obiegu (w tym tryt, powstający z boru zawartego w kwasie borowym); łączną aktywność zawartą w obiegu chłodzenia reaktora lekkowodnego o mocy 1000 MWe szacuje się na $1,1 \cdot 10^{15}$ Bq ($\sim 3 \cdot 10^4$ Ci), stanowi to więc zaledwie $3 \cdot 10^{-4}\%$ (trzy milionowe części) całkowitej aktywności.



Rys. 1. Rdzeń, zestaw i element paliwowy oraz obieg chłodzenia reaktora (EPR).

Oprócz tego w elektrowni jądrowej znaczące ilości substancji promieniotwórczych znajdują się w:

- Obiektach składowania wypalonego paliwa jądrowego;
- Układach pomocniczych reaktora i gospodarki odpadami promieniotwórczymi.

Uwolnienie do atmosfery już $3,7 \cdot 10^{13}$ Bq (10^3 Ci) – przy niekorzystnych warunkach atmosferycznych – może spowodować otrzymanie w odległości 1 km od EJ maksymalnych dawek dopuszczalnych.

Na szczęście nawet podczas ciężkich awarii ze stopniem rdzenia reaktora możliwe jest uwolnienie do środowiska tylko niektórych radionuklidów, w ilościach zależnych od lotności oraz procesów ich zatrzymywania i usuwania zachodzących wewnątrz obiegu pierwotnego i obudowy bezpieczeństwa

reaktora. Z paliwa wydzielają się przede wszystkim izotopy najbardziej lotne – gazy szlachetne (Xe, Kr) oraz jod (J) i brom (Br), a następnie cez (Cs) i rubid (Rb), zaś w znacznie mniejszej ilości stront (Sr), bar (Ba), tellur (Te), selen (Se) i ruten (Ru). Nawet podczas najbardziej katastrofalnej awarii czarnobylskiej do otoczenia zostało uwolnionych łącznie ok. $1,9 \cdot 10^{13}$ Bq (tj. ok. 2%) lotnych i stałych produktów rozszczepienia. Natomiast podczas najcięższej w historii awarii reaktora wodno-ciśnieniowego (TMI-2, USA), ze stopieniem znacznej części rdzenia, uwolnienia substancji promieniotwórczych do otoczenia były miliony razy mniejsze niż w Czarnobylu.

2. Wymagania projektowe dla reaktorów III. generacji

Jądrowe bloki energetyczne z reaktorami III. generacji – oprócz tego, że charakteryzują się one istotnie lepszymi osiągnięciami eksploatacyjnymi i charakterystykami ekonomicznymi, lepszym wykorzystaniem paliwa i mniejszą ilością wytwarzanych odpadów promieniotwórczych – przede wszystkim będą znacznie **bezpieczniejsze od poprzedniej generacji**. Wynika to z zasadniczej zmiany założeń do projektowania, oraz znacznego zaostrzenia kryteriów bezpieczeństwa stawianych projektom elektrowni jądrowej III. generacji.

Elektrownie jądrowe II. generacji projektowano na warunki tzw. **maksymalnej awarii projektowej (MAP)**, zakładając, że większa awaria (prowadząca do znacznego uszkodzenia rdzenia reaktora – wskutek niesprawności wszystkich układów bezpieczeństwa) jest na tyle mało prawdopodobna iż ryzyko z nią związane jest akceptowalne, więc układy bezpieczeństwa projektowano na warunki MAP, nie zakładając znaczącej degradacji rdzenia – w tym jego stopienia.

Natomiast, przy projektowaniu elektrowni jądrowych III. generacji zakłada się wystąpienie tzw. **rozszerzonych warunków projektowych**, na skutek niesprawności lub uszkodzeń systemów bezpieczeństwa, których działanie wymagane jest po zdarzeniu inicjującym prowadzącym do awarii projektowej, co w konsekwencji może doprowadzić do stopienia rdzenia reaktora – czyli warunków tzw. ciężkiej awarii (ang. *severe accident*). W projekcie

elektrowni jądrowej z reaktorem III. generacji wymaga się więc **uwzględnienia – i ograniczenia skutków radiologicznych – także ciężkich awarii**, do całkowitego stopienia rdzenia reaktora łącznie.

Takie właśnie wymagania zostały określone w dokumencie „EUR” opracowanym przez europejski przemysł energetyczny „**Wymagania europejskich przedsiębiorstw energetycznych dla EJ z reaktorami lekkowodnymi**” (*European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants*).

Zgodnie z wymaganiami dokumentu „EUR” zastosowane w elektrowni jądrowej środki techniczne muszą, **nawet w przypadku całkowitego stopienia rdzenia reaktora, zapewnić bezpieczeństwo** ludności i środowiska wokół elektrowni, **minimalizując wpływ radiologiczny** związany z awaryjnymi uwolnieniami substancji promieniotwórczych. Co więcej – **prawdopodobieństwo wystąpienia ciężkiej awarii** związanej ze znaczną degradacją rdzenia reaktora, dzięki zastosowanym rozwiązaniom projektowym i wysokiej niezawodności urządzeń, **jest 100-krotnie mniejsze** niż w przypadku reaktorów II. generacji.

2.1. Warunki projektowe

W dokumencie „EUR” zdefiniowano **warunki projektowe** (*Design Basis Conditions – DBC*), tj. warunki, na które projektuje się EJ, sklasyfikowane według następujących 4 kategorii, ze względu na częstość ich występowania i skutki. Przy tym musi być spełniona reguła, że im poważniejsze są skutki określonego zdarzenia tym mniejsze powinno być prawdopodobieństwo (oczekiwana częstość) jego wystąpienia.

1. **Warunki Normalnej Pracy (DBC1)** – są to warunki często występujące w czasie pracy EJ: na mocy, przeładunki paliwa, czynności utrzymania i remontów, oraz zmiany stanów ruchowych.
2. **Warunki Incydentu (DBC2)** – są to zakłócenia zwane też „przewidywanymi zdarzeniami eksploatacyjnymi”, których wystąpienia w czasie życia EJ oczekuje się raz lub więcej razy i które:
 - w najgorszym razie powodują automatyczne wyłączenie reaktora; blok energetyczny można ponownie uruchomić (po



szczegółowym przeanalizowaniu zdarzenia, wyjaśnieniu przyczyn jego zaistnienia i zastosowaniu odpowiednich środków zaradczych);

- nie rozwijają się w poważniejsze uszkodzenia prowadzące do awarii projektowych.
3. **Warunki Awaryjne (DBC3)** – są to rzadkie awarie (projektowe), mogące wystąpić z częstością mniejszą niż raz na 100 lat pracy reaktora lecz większą niż raz na 10 000 lat pracy reaktora, które:
- mogą skutkować uszkodzeniem jedynie małej frakcji elementów paliwowych, jednakże przed ponownym uruchomieniem bloku konieczne jest przeprowadzenie szczegółowej inspekcji jego stanu technicznego;
 - samorzutnie nie rozwijają się do cięższej awarii (DBC4);
 - nie skutkują utratą funkcji układu chłodzenia reaktora lub obudowy bezpieczeństwa.
4. **Warunki Awaryjne (DBC4)** – są to bardzo rzadkie awarie (projektowe), o częstości wystąpienia szacowanej na rzadziej niż raz na 10 000 lat pracy reaktora, a częściej niż raz na 1 000 000 lat pracy reaktora, których wystąpienia podczas okresu eksploatacji obiektu nie oczekuje się, lecz są one zakładane w projekcie, gdyż mogłyby skutkować uwolnieniem znaczących ilości substancji promieniotwórczych.
- Wymaga się zachowania geometrii rdzenia umożliwiającej jego efektywne chłodzenie.
 - Ponowne uruchomienie bloku po awarii DBC4 może nie być możliwe.
 - Są to graniczne awarie, na skutki których musi zostać zaprojektowana EJ.

2.2. Rozszerzone warunki projektowe

W dokumencie „EUR” zdefiniowano tzw. **rozszerzone warunki projektowe** (*Design Extension Conditions – DEC*). Zdefiniowano je, jako określony zbiór sekwencji awarii pozaprojektowych, obejmujący:

- Sekwencje złożone;
- Wybrane ciężkie awarie.

Rozwiązania projektowe EJ muszą zapewnić ograniczenie i łagodzenie skutków takich stanów awaryjnych, tak, aby nie zostały przekroczone określone „kryteria ograniczone-

go oddziaływania radiologicznego” na zewnątrz obudowy bezpieczeństwa reaktora.

Sekwencje złożone są to pewne mało prawdopodobne sekwencje (np. jednoczesne uszkodzenie zwielokrotnionych układów lub urządzeń) wykraczające poza sekwencje przyjęte w deterministycznych założeniach projektowych – w kategoriach uszkodzeń urządzeń lub błędów operatora, mogące potencjalnie prowadzić do znaczących uwolnień substancji promieniotwórczych do środowiska, lecz nie do stopienia rdzenia. Do sekwencji złożonych zalicza się w szczególności: przewidywane stany przejściowe bez awaryjnego wyłączenia reaktora za pomocą prętów bezpieczeństwa, całkowity zanik zasilania elektrycznego prądem przemiennym, oraz stany awaryjne związane z ominięciem obudowy bezpieczeństwa.

Ciężkie awarie są to pewne mało prawdopodobne stany awaryjne poważniejsze niż awarie projektowe (DBC3 lub DBC4), związane ze znaczącą degradacją rdzenia, mogące potencjalnie prowadzić do znaczących uwolnień substancji promieniotwórczych.

Ciężka awaria prowadząca do stopienia rdzenia reaktora mogłaby wystąpić np. po nawychmiastowym rozerwaniu rurociągu obiegu chłodzenia o maksymalnej średnicy i przy całkowitej niesprawności wszystkich zwielokrotnionych (poczwórnych) systemów bezpieczeństwa, z których zaledwie jeden wystarczy do awaryjnego wychłodzenia reaktora i doprowadzenia go do trwale bezpiecznego stanu.

Jeśli mimo wszystko jednak doszło do ciężkiej awarii, włączając stopienie rdzenia reaktora, to substancje promieniotwórcze, uwolnione wówczas z (przegrzanego) paliwa jądrowego i obiegu chłodzenia reaktora, muszą zostać wówczas zatrzymane wewnątrz obudowy bezpieczeństwa.

2.3. Cele projektowe

Dla awarii projektowych oraz „rozszerzonych warunków projektowych” określono następujące tzw. **cele projektowe**:

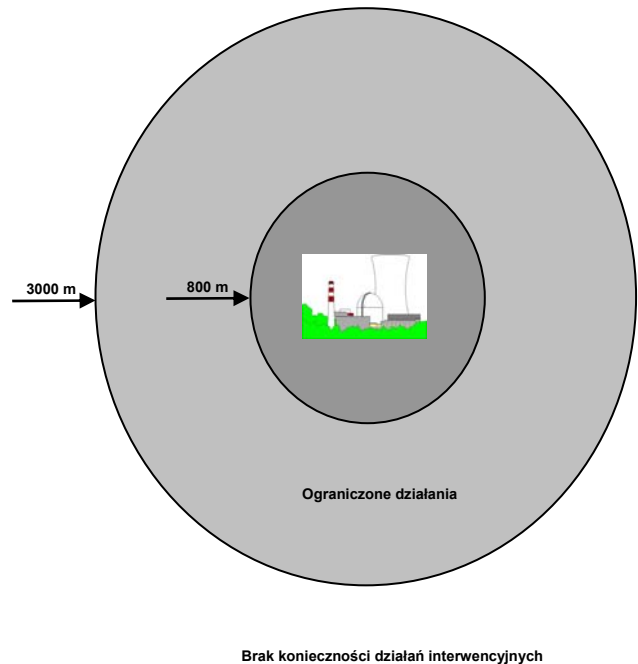
I W razie wystąpienia awarii projektowych (DBC3 i DBC4):

- 1) Brak konieczności działań interwencyjnych w odległości > 800 m od reaktora,
- 2) Ograniczone skutki ekonomiczne;



Rys. 2. Ilustracja ograniczonego wpływu radiologicznego w razie ciężkiej awarii reaktora III. generacji.

- II. W razie wystąpienia „rozszerzonych warunków projektowych” (DEC):
- 1) Brak konieczności wczesnych działań interwencyjnych (ewakuacja w ciągu pierwszych 7 dni) w odległości > 800 m od reaktora,
 - 2) Brak konieczności średnioterminowych działań interwencyjnych (ewakuacja na okres do 1 miesiąca) w odległości > 3 km od reaktora,
 - 3) Brak konieczności długoterminowych działań interwencyjnych (przesiedlenie) w odległości > 800 m od reaktora,
 - 4) Ograniczone skutki ekonomiczne.



Tak więc nawet w razie ciężkiej awarii związanej z całkowitym stopieniem rdzenia reaktora – której wystąpienie jest skrajnie mało prawdopodobne (rzędu raz na 10 milionów lat pracy reaktora) – poważne skutki radiologiczne zostałyby zasadniczo ograniczone do strefy o promieniu 800 m od reaktora, natomiast w odległości do 3 km wymagane byłyby czasowe, ograniczone działaniami interwencyjne (nakaz pozostania w pomieszczeniach zamkniętych, profilaktyka jodowa tarczycy, zakaz spożywania oraz kontrola wody i żywności ze źródeł lokalnych) - Rys. 2.

Powyższe kryteria można zastosować do określenia zasięgu tzw. „strefy ograniczonego użytkowania terenu” – w tym przypadku wystarczy aby strefa ta była obszarem o promieniu do 800 m od reaktora. Dla porównania – dla elektrowni jądrowej budowanej nad Jeziorem Żarnowieckim w latach 80. XX wieku ustanowiono tzw. „strefę wyłączenia” o promieniu 1800 m, tj. o powierzchni 9-krotnie większej. Ponieważ w „strefie ograniczonego użytkowania terenu” nie mogą znajdować się budynki mieszkalne, więc nawet w razie najcięższych awarii nie byłoby konieczności wczesnej ewakuacji, ani stałego przesiedlania ludności.

2.4. Probabilistyczne cele bezpieczeństwa

Dla potrzeb projektowania EJ określono następujące probabilistyczne cele bezpieczeństwa jądrowego:

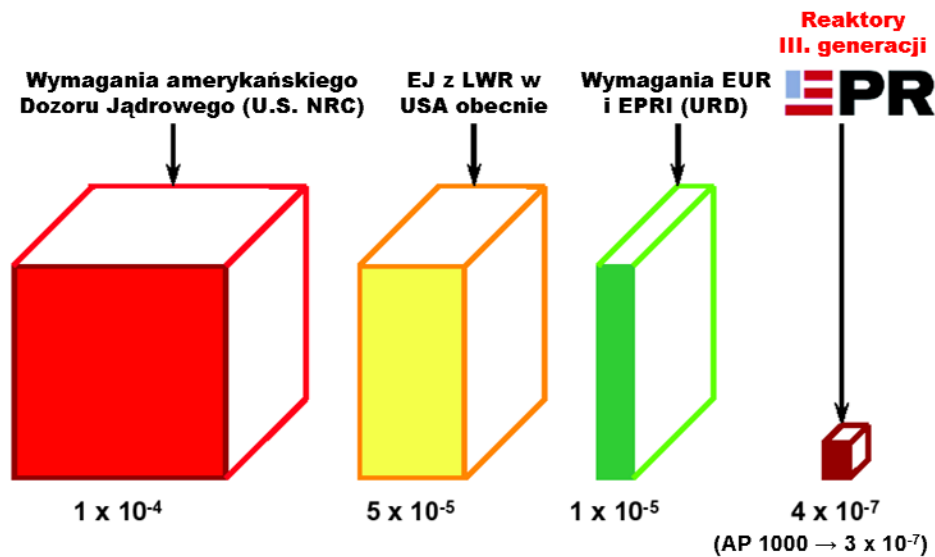
- 1) Częstość uszkodzeń rdzenia < 10^{-5} / Reaktor-Rok (R-R),
- 2) Częstość dużych uwolnień substancji promieniotwórczych do środowiska – przekraczających tzw. „kryterium ograniczenia oddziaływania” (określone wartości liczbowe) < 10^{-6} / R-R
- 3) Sekwencje potencjalnie prowadzące do uszkodzenia obudowy bezpieczeństwa lub bardzo dużych uwolnień substancji promieniotwórczych do środowiska << 10^{-6} / R-R.

Reaktory generacji III+ spełniają te probabilistyczne kryteria bezpieczeństwa z dużym zapasem. Jak widać z poniższego diagramu (Rys. 3), prawdopodobieństwo uszkodzenia rdzenia reaktora wymagane w europejskim dokumencie „EUR”, a także w analogicznym amerykańskim dokumencie „URD”¹, jest 10-krotnie niższe od poziomu aktualnie wymaganego przez amerykański Dozór Jądrowy (U.S. NRC). Natomiast projekty reaktorów III. generacji (przykładowo reaktory wodno-ciśnieniowe: EPR i AP 1000) charakteryzują się prawdopodobieństwem ponad 100-krotnie niższym –

¹ Utility Requirements Document, opracowany przez amerykański Instytut EPRI.

jest ono **mniejsze niż raz na milion lat eksploatacji reaktora**. Przy tym, prawdopodobieństwo dużych uwolnień substancji promieniotwórczych do śro-

dowiska jest jeszcze ok. 10-krotnie mniejsze niż to prawdopodobieństwo uszkodzenia rdzenia (tj. rzadziej niż raz na 10 milionów lat pracy reaktora).



Rys. 3. Częstość uszkodzeń rdzenia na reaktor-rok

2.5. Dodatkowe wymagania dotyczące ograniczenia skutków ciężkich awarii

- 1) Wymaga się praktycznego wykluczenia sekwencji ciężkich awarii mogących prowadzić do wczesnego uszkodzenia obudowy bezpieczeństwa, takich jak:
 - a. Wybuch wodoru;
 - b. Rozerwanie zbiornika reaktora pod wysokim ciśnieniem;
 - c. Wybuch parowy;
 - d. Awarie reaktywnościowe.
- 2) Wymaga się zapewnienia ograniczenia skutków ciężkich awarii przez obudowę bezpieczeństwa, a w szczególności przez:
 - a. Utrzymanie wewnątrz i chłodzenie materiału stopionego rdzenia;
 - b. Ograniczenie przecieków z obudowy;
 - c. Wydłużenie okresu czasu, po którym wymagana jest jakakolwiek interwencja operatora.
- 3) Wymaga się stosowania podwójnej obudowy bezpieczeństwa reaktora, składającej się z:
 - a. powłoki wewnętrznej (obudowa pierwotna) – obliczonej na parametry awaryjne i chroniącej otoczenie EJ przed skutkami wszelkich awarii

reaktora spowodowanych czynnikami wewnętrznymi, oraz

- b. powłoki zewnętrznej (obudowa wtórna) – chroniącej reaktor przed wszelkimi zdarzeniami zewnętrznymi, uwzględniając zamachy terrorystyczne (w tym z użyciem dużego samolotu pasażerskiego), stanowiącej także dodatkowe zabezpieczenie przed niekontrolowanymi uwolnieniami do środowiska substancji promieniotwórczych.
- 4) Obiekty EJ muszą być obliczone na obciążenia sejsmiczne – „trzęsienie ziemi bezpiecznego wyłączenia” charakteryzujące się maksymalnym poziomym przyśpieszeniem gruntu = 0,25g (intensywność VII stopni w skali EMS-98).

3. Podstawowe zasady i środki zapewnienia bezpieczeństwa obiektom energetyki jądrowej

1. Strategia „obrony w głąb”

Bezpieczeństwo obiektów energetyki jądrowej zapewnia się przez zastosowanie, w sposób systematyczny, całego kompleksu



środków technicznych i organizacyjnych składających się na tzw. strategię „obrony w głąb”. To kompleksowe, systemowe podejście zakłada kilka kolejnych poziomów obrony (bezpieczeństwa) – nie polegamy na żadnym pojedynczym elemencie, jeśli zawiedzie jeden z nich, to mamy do dyspozycji następny.

Szczególnym aspektem realizacji strategii „obrony w głąb” jest zastosowanie układu kolejnych barier ochronnych, zapobiegających niekontrolowanemu przedostawaniu się substancji promieniotwórczych z EJ do środowiska.

2. Rygorystyczne wymagania techniczne dla projektu, oraz dla konstrukcji, układów i urządzeń ważnych dla bezpieczeństwa EJ – jako element strategii „obrony w głąb”:
 - a. Wymaganie inherentnych cech bezpieczeństwa, zwłaszcza – stabilności i samoregulacji reaktora;
 - b. Reguły projektowania dla zapewnienia niezawodności elementów składowych EJ ważnych dla bezpieczeństwa.
3. Zapewnienie jakości – na wszystkich etapach: projektowania, produkcji urządzeń, budowy, rozruchu, eksploatacji i likwidacji wymaga się opracowania i wdrożenia systemu zapewnienia jakości, stanowiącego element zintegrowanego systemu zarządzania EJ.
4. Rygorystyczny system nadzoru państwowego nad bezpieczeństwem, na który składają się:
 - a. Kryteria i wymagania bezpieczeństwa określone w przepisach normatywnych – obligatoryjnych (ustawy, rozporządzenia RM), wytyczne dozоровe, oraz normy techniczne (w tym, specjalne dla EJ);
 - b. Nadzór dozоровy (sprawowany przez dozór jądrowy – Państwowej Agencji Atomistyki, UDT): zezwolenia; certyfikacja przedsiębiorstw, procesów i osób; odbiory (materiałów, urządzeń, robót) i inspekcje.

3.1. Strategia „obrony w głąb”

Strategia "obrony w głąb" (defence in-depth) jest fundamentem bezpieczeństwa

elektrowni jądrowych. Zasadą głębokiej obrony jest zapewnienie kompensacji możliwych awarii urządzeń i błędów ludzkich. Przy tworzeniu systemu głębokiej obrony uznaje się, że nie można w pełni ufać żadnemu pojedynczemu elementowi wynikającemu z projektu, konserwacji lub eksploatacji elektrowni jądrowej. W razie uszkodzenia jednego podukładu inne mogą wypełnić potrzebne funkcje bezpieczeństwa. Głęboka obrona nie ogranicza się jednak tylko do stosowania dodatkowych układów wzajemnie się rezerwujących. Obejmuje ona pięć następujących poziomów bezpieczeństwa („obrony”):

- I. **Poziom pierwszy** – polegający na zapobieganiu odchyleniom od normalnej eksploatacji oraz uszkodzeniom układów EJ. Zapewnia się to poprzez jego solidne i zachowawcze zaprojektowanie (duże zapasy bezpieczeństwa, właściwy dobór materiałów), z zastosowaniem zwielokrotnienia (redundancji), niezależności oraz różnorodności układów i urządzeń ważnych dla bezpieczeństwa, oraz wysoką jakość budowy, utrzymania i eksploatacji EJ, w szczególności: kulturę bezpieczeństwa tj. stosowanie zasady, że bezpieczeństwo jest zawsze nadrzędne.
- II. **Poziom drugi:** – polegający na wykrywaniu i opanowywaniu odchylenia od normalnej eksploatacji celem zapobieżenia przekształcenia się zakłóceń (incydentów) eksploatacyjnych w warunki awaryjne. Poziom ten wymaga zastosowania odpowiednich układów określonych w analizach bezpieczeństwa (są normalne systemy elektrowni, takie jak układ redukcji mocy i normalnego wyłączenia reaktora), oraz odpowiednich procedur eksploatacyjnych dla zapobieżenia powstaniu lub ograniczenia uszkodzeń na skutek wystąpienia zakłóceń (incydentów) eksploatacyjnych.
- III. **Poziom trzeci** – polegający na opanowaniu awarii projektowych, w mało-prawdopodobnym przypadku, gdy pewne zakłócenia (incydenty) eksploatacyjne nie zostaną opanowane na drugim poziomie bezpieczeństwa, rozwijając się w poważniejsze zdarzenie. Realizuje się to poprzez wykorzystanie inherentnych cech

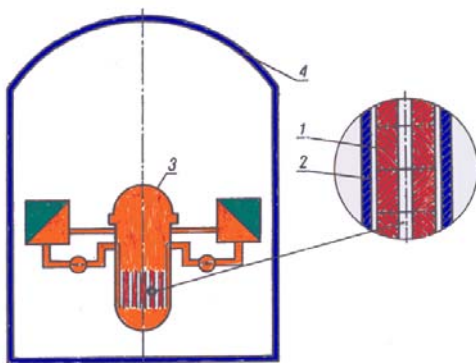


bezpieczeństwa EJ i przewidzianych w projekcie systemów bezpieczeństwa, mających za zadanie doprowadzenie obiektu najpierw do stanu kontrolowanego, a następnie do stanu bezpiecznego wyłączenia, oraz zapewnienie, że przynajmniej jedna bariera izolująca promieniotwórcze produkty rozszczepienia pozostaje nienaruszona. W szczególności, wykorzystane są następujące środki:

- Systemy zabezpieczeń (np. układ awaryjnego wyłączenia reaktora);
- Układy bezpieczeństwa takie jak: układ awaryjnego chłodzenia rdzenia z automatyką zapewniającą ich samoczynne zadziałanie w razie awarii, bez potrzeby interwencji operatora;
- Obudowa bezpieczeństwa chroniąca przed uwolnieniem substancji promieniotwórczych do otoczenia;
- Procedury postępowania operatora w razie awarii.

IV. **Poziom czwarty** – polegający na ograniczeniu skutków ciężkich awarii pozaprojektowych w celu utrzymania uwolnień substancji promieniotwórczych na najniższym, praktycznie możliwym poziomie. Najważniejszym celem tego poziomu jest utrzymanie możliwie jak największej skuteczności obudowy bezpieczeństwa w ograniczaniu uwolnień substancji promieniotwórczych do środowiska.

Na tym poziomie przewidziane są odpowiednie układy i działania dla opanowania ciężkich awarii i mini-



malizacji jej skutków, np. kontrolowane usuwanie gazów z wnętrza obudowy bezpieczeństwa przez układy filtrów, aby uchronić obudowę przed rozerwaniem wskutek nadmiernego ciśnienia gazów, zapobieganie niekontrolowanemu spalaniu lub wybuchowi wodoru w obudowie.

V. **Poziom piąty** – polegający na łagodzeniu radiologicznych skutków uwolnień substancji promieniotwórczych do środowiska, jakie mogą wystąpić na skutek awarii. Wymaga to w szczególności zapewnienia odpowiednio wyposażonego awaryjnego ośrodka zarządzania oraz zastosowania planów postępowania awaryjnego na terenie i poza terenem obiektu. Poziom ten przewiduje działania poza terenem elektrowni dla zmniejszenia narażenia ludności, takie jak: podanie pastylek jodu obojętnego, zalecenie pozostania w domach lub czasowe wstrzymanie wypasu bydła w razie skażenia pastwisk, czasowa ewakuacja z najbliższego otoczenia EJ.

3.2. System barier ochronnych izolujących substancje promieniotwórcze od otoczenia

Koncepcja „obrony w głąb” realizowana jest w szczególności przez zastosowanie układu kolejnych barier fizycznych zapewniających utrzymanie substancji promieniotwórczych w określonych miejscach obiektu oraz zapobiegających ich niekontrolowanemu przedostawaniu się do środowiska. Barierami tymi są (Rys. 4): 1- materiał paliwa jądrowego, 2 - koszulka elementu paliwowego, 3- granica ciśnieniowa układu chłodzenia reaktora, oraz 4- obudowa bezpieczeństwa.

Rys. 4. Schemat barier ochronnych:

1. Pastyłki paliwowe
2. Koszulka elementu paliwowego
3. Granica ciśnieniowa obiegu chłodzenia reaktora
4. Obudowa bezpieczeństwa reaktora.

Znakomita większość izotopów promieniotwórczych (~99%) uwięziona jest w pastylkach paliwa wewnątrz prętów paliwowych. Lotne produkty rozszczepienia (radioaktywne gazy szlachetne i aerozole) przedostają się do szczeliny gazowej pomiędzy pastylkami a koszulką pręta paliwowego i są zatrzymywane przez tę koszulkę (znikoma ich ilość przedostaje się do chłodziwa cyrkulującego w obiegu pierwotnym). Aktywność wody obiegu pierwotnego spowodowana jest częściowo przedostawaniem się lotnych produktów rozszczepienia z paliwa przez mikronieszczelności koszulek elementów paliwowych, a częściowo jest skutkiem aktywacji chłodziwa i zawartych w nim zanieczyszczeń lub dozowanych chemikaliów (napromieniowanie neutronami w reaktorze). Chłodziwo reaktora jest ciągle oczyszczane, usuwane są z niego również substancje promieniotwórcze.

Reaktor i cały jego obieg pierwotny znajduje się wewnątrz szczelnej obudowy bezpieczeństwa, obliczonej na nadciśnienie jakie może powstać w wyniku awaryjnego rozerwania obiegu pierwotnego – w wyniku czego wydostałaby się znaczna ilość substancji radioaktywnych (głównie z paliwa na skutek uszkodzenia koszulek), ale także na obciążenia powodowane zdarzeniami zewnętrznymi (zjawiska sejsmiczne, ekstremalne zjawiska meteorologiczne – jak huragan, wybuch, a także uderzenie samolotu).

Substancje promieniotwórcze w znacznej ilości mogłyby wydostać się z paliwa, na skutek jego uszkodzenia (mechanicznego – bezpośredniego działania sił mechanicznych, i/lub w wyniku przegrzania – z powodu niewystarczającego chłodzenia – może wówczas dojść do uszkodzenia wszystkich koszulek, defragmentacji, a nawet stopienia materiału paliwowego).

Dla zapobieżenia lub zminimalizowania uszkodzenia paliwa jądrowego w sytuacjach zakłóceń eksploatacyjnych (incydentów) lub awarii konieczne jest zapewnienie:

- Niezawodnego i szybkiego wyłączenia reaktora;
- niezawodnego i efektywnego odprowadzenia ciepła powyłaczeniowego, wydzielającego się w paliwie po wyłączeniu reaktora.

W stanach awaryjnych zasadnicze znaczenie dla zapewnienia bezpieczeństwa ludności i środowiska – ograniczenia niekontrolowanych uwolnień z EJ do środowiska substancji promieniotwórczych – ma utrzymanie integralności i szczelności obudowy bezpieczeństwa, oraz jej efektywności w usuwaniu radionuklidów wydzielonych z paliwa i obiegu chłodzenia reaktora.

Koncepcja systemu barier ochronnych potwierdziła w praktyce swoją skuteczność podczas awarii ze stopieniem rdzenia w reaktorze wodno-ciśnieniowym (PWR) drugiego bloku EJ Three Mile Island (1979, TMI-2, USA): utracono bariery 1 i 2, lecz zbiornik reaktora (bariera 3) i obudowa bezpieczeństwa (bariera 4) pozostały szczelne. Była to największa w historii awaria wodnego reaktora energetycznego, ale pomimo zniszczenia reaktora skutki radiologiczne awarii były bardzo małe – nikt nie stracił życia ani zdrowia na skutek tej awarii (dawki promieniowania poza terenem elektrowni były średnio na poziomie 1% rocznych dawek od tła naturalnego). A trzeba podkreślić, że był to przecież reaktor II. generacji, z obudową bezpieczeństwa (pojedynczą) znacznie słabszą niż obudowy (podwójne) obecnie oferowanych Polsce reaktorów generacji III+.

3.3. Zjawiska zagrażające integralności i skuteczności barier ochronnych w warunkach awarii

Główne zjawiska zagrażające integralności barier ochronnych w warunkach awarii są następujące:

1. Generacja ciepła „powyłaczeniowego” w paliwie jądrowym także po wyłączeniu reaktora – musi być zapewnione niezawodne dostatecznie efektywne chłodzenie rdzenia reaktora, aby uniknąć przegrzania i uszkodzenia paliwa jądrowego (ze stopieniem rdzenia włącznie), co prowadziłoby do uwolnienia z paliwa znacznych ilości produktów rozszczepienia.
2. Reakcje chemiczne, związane z wydzieleniem palnych gazów (w tym zwłaszcza wodoru):



- Reakcja cyrkonu zawartego koszulkach elementów paliwowych z wodą / parą wodną, która stwarza zagrożenie dla integralności elementów paliwowych oraz obudowy bezpieczeństwa (w razie niekontrolowanego spalania lub detonacji wodoru);
- Reakcja materiału stopionego rdzenia z wodą i betonem obudowy bezpieczeństwa reaktora (przy ciężkich awariach), która stwarza zagrożenie dla integralności obudowy bezpieczeństwa.

3.3.1. Ciepło powyłączeniowe

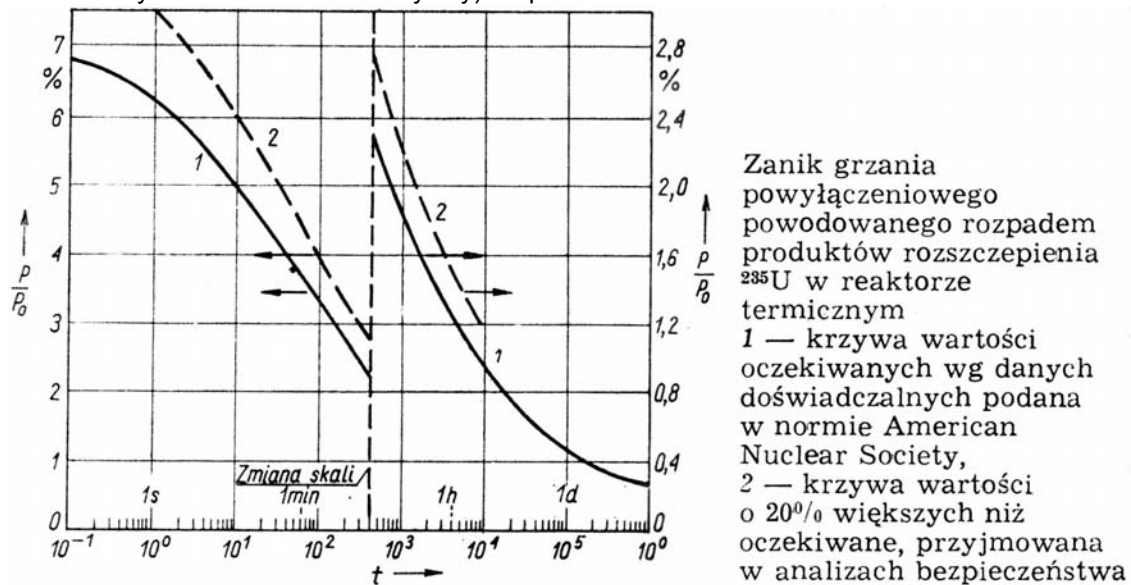
Ciepło powyłączeniowe powstaje w paliwie jądrowym na skutek:

- Rozszczepień wywołanych przez neutrony opóźnione;
- Rozpadów promieniotwórczych produktów rozszczepienia i jąder izotopów zaktywowanych przez wychwyty neutronów.

Ciepło powyłączeniowe musi być (w sposób niezawodny i dostatecznie efektywny) odpro-

wadzone z reaktora aby zapobiec przegrzaniu i uszkodzeniu paliwa, co doprowadziłoby do znacznych uwolnień substancji promieniotwórczych zawartych w paliwie.

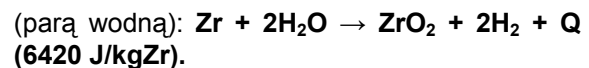
Zmiany w czasie mocy ciepła powyłączeniowego w reaktorze termicznym przedstawiono na poniższym wykresie (Rys. 5). Jak widać, w początkowym okresie czasu ilość wydzielanego ciepła bardzo szybko spada (mniej więcej o połowę w ciągu pierwszej minuty po wyłączeniu reaktora), ale później tempo spadku maleje – po upływie 1 godziny moc ciepła powyłączeniowego stanowi ok. 1% mocy cieplnej reaktora przed wyłączeniem, a po upływie doby ok. 0,5%. Wydawać by się mogło, że nie jest to wiele, lecz przy mocy cieplnej reaktora przekraczającej 3000 MW (największe reaktory osiągają moce rzędu 4500 MW), a 1% to aż ok. 30 MW (do nawet ok. 45 MW), zaś 0,5% to ciągle 15 MW (do 22,5 MW). Taka ilość ciepła, gdyby nie została odprowadzona, na pewno spowodowałaby stopienie rdzenia reaktora.



Rys. 5. Przebieg zmiany w czasie mocy grzania powyłączeniowego w reaktorze termicznym [1].

3.3.2. Utlenianie koszulek paliwowych i uwalnianie wodoru podczas awarii

Integralności elementów paliwowych (w pierwszym rzędzie), a w konsekwencji także integralności obudowy bezpieczeństwa, zagraża reakcja cyrkonu zawartego w koszulkach elementów paliwowych z wodą



W wyniku tej reakcji materiał koszulek paliwowych ulega utlenianiu i dodatkowemu rozgrzaniu – ponieważ reakcja ta jest egzotermiczna (podczas niej wydziela się znaczna ilość ciepła) – co grozi ich dezintegracją, a ponadto wydziela się znaczna ilość wodoru, który przedostaje się do obiegu

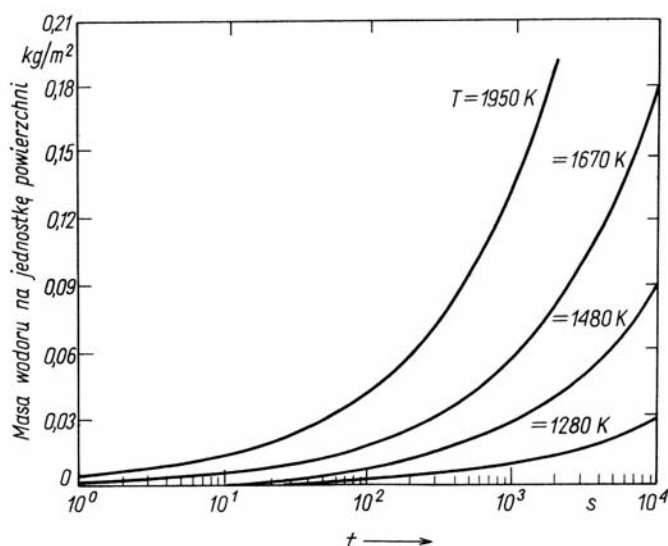
chłodzenia reaktora, a stąd do obudowy bezpieczeństwa – stwarzając zagrożenie niekontrolowanego spalania (spalenie tego wodoru daje dodatkowo 5200 J/kgZr ciepła) i w efekcie - uszkodzenia obudowy.

Przebieg intensywności reakcji przedstawia poniższy wykres (Rys. 6), jak widać wzrasta ona z temperaturą: reakcja zaczyna się przy ok. 900°C, przy temperaturach >1300°C intensywność reakcji szybko rośnie, a przy 1550 ÷

1650°C reakcja może stać się autokatalityczną (czyli samonapędzającą się).

Dlatego wymaga się aby układy awaryjnego chłodzenia rdzenia miały wydajność taką, aby: nie została przekroczona temperatura koszulek paliwowych **1200°C** lub **1204°C** (2200°F), zaś głębokość lokalnego utlenienia nie przekraczała **17%**, a ponadto wymaga się zachowania geometrii rdzenia umożliwiającej efektywne chłodzenie.

Wytwarzanie wodoru na jednostkę powierzchni wskutek reakcji cyrkonu z parą wodną wg wzoru Catharta-Pavela.



Rys. 6. Intensywność wydzielania wodoru z reakcji cyrkonu z parą wodną w zależności od temperatury [2].

3.3.3. Zagrożenie integralności obudowy bezpieczeństwa związane z wodorem

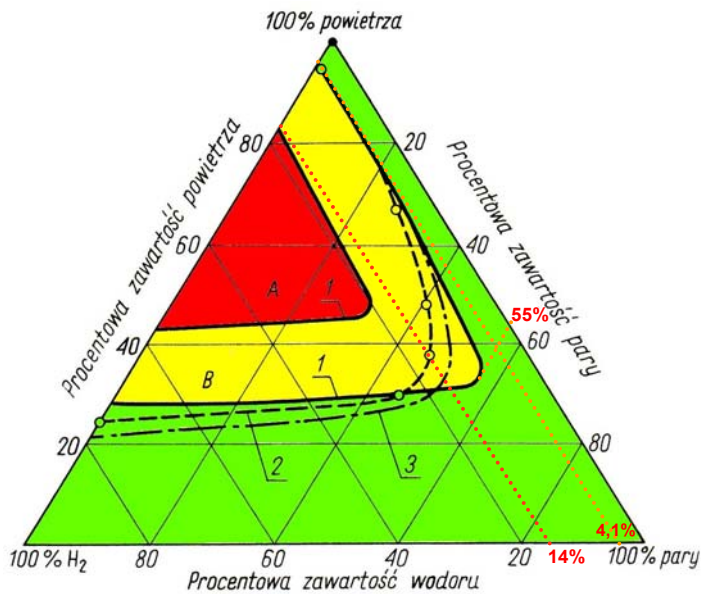
Podczas awarii wódór wydzielony z reakcji cyrkonu z parą wodną przedostaje się do atmosfery obudowy bezpieczeństwa reaktora mieszając się powietrzem, parą wodną oraz innymi gazami i lotnymi substancjami znajdującymi się wewnątrz obudowy. W efekcie powstaje mieszanina gazów i pary wodnej, która w określonych warunkach może ulec zapłonowi.

Poniższy wykres trójskładnikowy wódór – powietrze – para wodna (Rys. 7) pokazuje obszar możliwego spalania wodoru – kolor żółty (w tym podobszar detonacji – kolor czerwony) oraz obszar gdzie spalanie wodoru nie jest możliwe – kolor zielony.

Z wykresu tego wynika, że:

- Granice obszaru palności mieszaniny zależą od temperatury i ciśnienia;
- Przy stężeniach wodoru < 4,1% nie występuje propagacja płomienia;
- Spalanie wodoru nie zachodzi też przy zawartości pary wodnej > 55% ;
- Detonacja wodoru możliwa jest przy stężeniach > 14% (przy dużej zawartości powietrza i małej zawartości pary wodnej), jednakże w analizach bezpieczeństwa i wymaganiach dla układów obudowy bezpieczeństwa przyjmuje próg wybuchowości = 10% H₂.





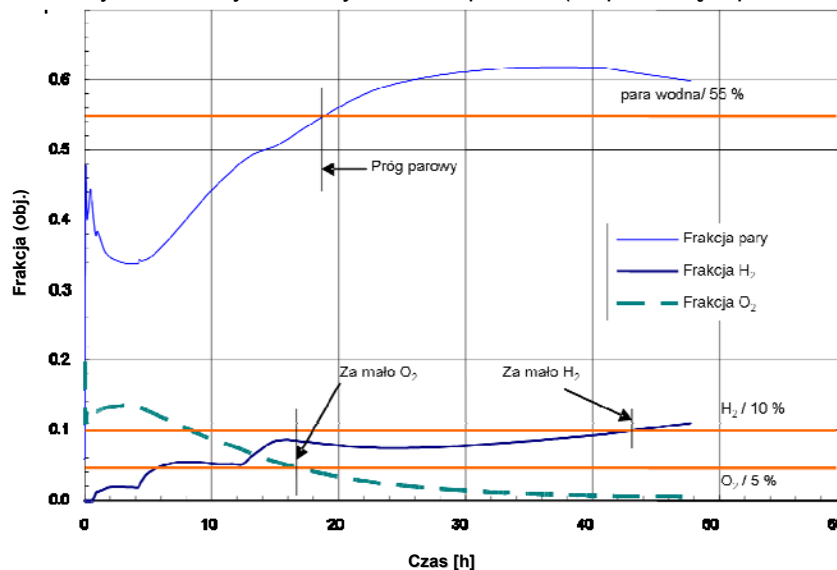
Obszar możliwego spalania wodoru w mieszaninie parowo-powietrznej.

A — obszar możliwych wybuchów wodoru; B — obszar możliwego spalania wodoru; 1 — $T = 20 - 86^{\circ}\text{C}$, $p = 101 \text{ kPa}$; 2 — $T = 149^{\circ}\text{C}$, $p = 101 \text{ kPa}$; 3 — $T = 149^{\circ}\text{C}$, $p = 892 \text{ kPa}$

Rys. 7. Obszary możliwego spalania wodoru w mieszaninie parowo-powietrznej [2].

Układy obudowy bezpieczeństwa muszą zapewnić, że w czasie awarii nie wystąpią w niej warunki, w których możliwa stałaby się detonacja wodoru. Osiąga się to przez: ciągłe mieszanie atmosfery obudowy – aby nie

dopuszczyć do wytworzenia się lokalnie warunków dla detonacji wodoru, usuwanie wodoru za pomocą pasywnych rekombinatorów oraz inicjowanie miejscowego kontrolowanego spalania (za pomocą zapłonników).



Rys. 8. Zmiany frakcji wodoru, tlenu i pary wodnej podczas awarii dużej ucieczki chłodziwa (LB LOCA) reaktora wodno-ciśnieniowego.

Literatura

[1.] Zdzisław Celiński, Andrzej Strupczewski: Podstawy energetyki jądrowej. WNT Warszawa, 1984r.

NOTKA O AUTORZE:
MGR INŻ. WŁADYSŁAW KIELBASA – INŻYNIER
 ENERGETYK, EKSPERT W DZIEDZINIE
 TECHNOLOGII REAKTOROWYCH.



Narażenie od naturalnych źródeł promieniowania jonizującego – wymagania nowej Dyrektywy BSS

Iwona Matujewicz

Państwowa Agencja Atomistyki

W Dzienniku Urzędowym Unii Europejskiej nr L13/1 z dnia 17.01.2014 r. został opublikowany tekst Dyrektywy Rady 2013/59/Euratom z dnia 5 grudnia 2013r. ustanawiającej podstawowe normy bezpieczeństwa w celu ochrony przed zagrożeniami wynikającymi z narażenia na działanie promieniowania jonizującego (tzw. dyrektywa BSS, ang. *Basic Safety Standards*) oraz uchylająca dyrektywy 89/618/Euratom, 90/641/Euratom, 97/143/Euratom, 96/29/Euratom i 2003/122/Euratom .

Nowa Dyrektywa BSS aktualizuje i konsoliduje prawodawstwo UE, a także stanowi ważny krok naprzód w zakresie ochrony pracowników, członków społeczeństwa i pacjentów przed szkodliwymi skutkami promieniowania jonizującego. Jej zapisy odzwierciedlają wyniki badań w zakresie ochrony radiologicznej związanej z wykorzystaniem promieniowania jonizującego, prowadzonych w okresie ostatnich dwóch dekad na poziomie międzynarodowym (w tym przez Międzynarodową Agencję Energii Atomowej (MAEA), Światową Organizację Zdrowia (WHO), Organizację Współpracy Gospodarczej i Rozwoju (OECD) oraz Międzynarodową Komisję Ochrony Radiologicznej (ICRP)).

Dyrektywa zastępuje pięć obowiązujących dyrektyw :

- Dyrektywę Rady 96/29/Euratom ustanawiającą **podstawowe normy bezpieczeństwa dotyczące ochrony zdrowia przed promieniowaniem jonizującym pracowników i ogółu ludności;**
- Dyrektywę Rady 97/43/Euratom w sprawie **ochrony zdrowia osób fizycznych przed niebezpieczeństwem wynikającym z promieniowania jonizującego związanego z badaniami medycznymi;**
- Dyrektywę Rady 89/618/Euratom w sprawie **informowania ogółu społeczeństwa o środkach ochrony zdrowia, które będą stosowane oraz działaniach, jakie należy podjąć w przypadku zdarzeń radiacyjnych;**

- Dyrektywę Rady 90/641/Euratom w sprawie **praktycznej ochrony pracowników zewnętrznych, narażonych na promieniowanie jonizujące podczas pracy na terenie kontrolowanym;**
- Dyrektywę Rady 2003/122/Euratom w sprawie **kontroli wysokoaktywnych źródeł zamkniętych i odpadów promieniotwórczych**

oraz Zalecenia Komisji nr 90/143 w sprawie **ochrony ludności przed narażeniem od radonu wewnątrz pomieszczeń.**

Główne przesłanki dla powstania nowych podstawowych norm bezpieczeństwa to m. in. :

- uwzględnienie najnowszych danych, zaleceń i wymagań w dziedzinie ochrony radiologicznej, ze szczególnym uwzględnieniem wytycznych ICRP,
- uproszczenie i zredukowanie dokumentów (głównie dyrektyw UE) dotyczących ochrony radiologicznej,
- osiągnięcie maksymalnej zgodności z podobnymi dokumentami międzynarodowymi, szczególnie z podstawowymi standardami bezpieczeństwa MAEA,
- włączenie zagadnień związanych z ochroną przed promieniowaniem od źródeł naturalnych na tych samych zasadach, jak od źródeł sztucznych.

Prace nad nową Dyrektywą BSS rozpoczęły się w 2011 r. i były konsekwencją wydanej przez Grupę Ekspertów wyznaczonych przez Komitet Naukowo-Techniczny opinii, że podstawowe normy bezpieczeństwa ustanowione zgodnie z art. 30 i 31 traktatu Euratom powinny uwzględniać wyżej wspomniane elementy.

Zgodnie z art. 106 nowej Dyrektywy, jej transpozycja do prawodawstwa krajowego musi być dokonana do dnia 6 lutego 2018 r. Z tym dniem tracą również moc dyrektywy wymienione w jej tytule.

Jednym z istotnych elementów przepisów nowej Dyrektywy BSS jest wprowadzenie, zgodnie z publikacją ICRP nr 103, nowego podejścia



w ochronie radiologicznej uzależnionego od **sytuacji narażenia**. W publikacji tej dokonano rozróżnienia na sytuacje narażenia **istniejącego**, **planowanego** i **wyjątkowego** (awaryjnego), uwzględniając przy tym wszystkie **kategorie narażenia**, tzn. narażenie **zawodowe** (pracownicy), narażenie **ludności** oraz narażenie **medyczne** (pacjenci i osoby towarzyszące).

Definicje sytuacji narażenia według nowej Dyrektywy BSS:

a) **planowanego** - *planowana eksploatacja źródła* (działalności ze sztucznymi źródłami promieniowania jonizującego, działalności z wykorzystaniem naturalnie występujących materiałów promieniotwórczych (NORM) oraz narażenie załóg samolotów),

b) **istniejącego** - *sytuacja, która już istnieje w momencie podjęcia decyzji dotyczącej jej kontroli i która nie wymaga lub przestała wymagać podjęcia nagłych działań*; wynika z miejsca przebywania, a nie z prowadzonej działalności (radon w budynkach, narażenie zewnętrzne od promieniowania gamma emitowanego przez materiały budowlane, tereny skażone po zdarzeniu radiacyjnym lub dawnej działalności).

c) **wyjątkowego** (awaryjnego) - *wymagająca podjęcia pilnych działań w celu kontroli tej sytuacji*; wymaga wcześniejszej analizy zagrożeń w celu opracowania planów postępowania awaryjnego.

W zagadnieniach związanych z sytuacjami narażenia wyjątkowego (awaryjnymi, w wyniku zdarzenia radiacyjnego) zmienia się obecne podejście, opierające się dotychczas na poziomach interwencyjnych i wprowadza bardziej kompleksowy system, obejmujący m.in. analizę zagrożeń i uwzględnienie ich w systemie zarządzania sytuacjami wyjątkowymi. Wprowadza się też **poziomy odniesienia („reference level”)** w sytuacjach narażenia wyjątkowego i **istniejącego**, co pozwala na ochronę osób w taki sam sposób, jak w sytuacjach narażenia planowanego z zastosowaniem dawek granicznych i ograniczników dawek.

Zmianie ulega wartość dawki granicznej dla soczewek oczu (z 150 mSv/rok na 20 mSv/rok), jak również wartości niektórych czynników wagowych promieniowania i tkanek, które stosuje się przy szacowaniu dawek dla pracowników i ogółu ludności.

System kontroli dozorowej został oparty na tzw. „stopniowym podejściu” (ang. *„graded approach”*), proporcjonalnym do skali i prawdopodobieństwa narażenia. Ponadto, oprócz **zgłoszenia i zez-**

wolenia na działalność związaną z wykorzystaniem promieniowania jonizującego, wprowadza się **rejestrację**, która stanowi nową formę uprawnienia dla działalności związanych z umiarkowanym narażeniem.

Wprowadza się też bardziej zastrzone poziomy tzw. „wyłączeń” i „zwolnień” z kontroli dozorowej, zgodne z zaleceniami MAEA.

W nowej Dyrektywie BSS dokonuje się rozróżnienia na narażenie **medyczne** (w celach diagnostycznych lub terapeutycznych) oraz narażenie **niemedyczne** (obrazowanie w celach niemedycznych, narażenie niezwiązane z odniesieniem korzyści zdrowotnych).

Zakres artykułu

Artykuł ten stanowi pierwszą część cyklu artykułów poświęconych nowej Dyrektywie BSS i traktuje o narażeniu związanym z działalnościami z naturalnymi źródłami promieniowania jonizującego, tzn. materiałami zawierającymi naturalne izotopy promieniotwórcze (ang. **naturally occurring radioactive material, NORM**) oraz promieniowaniem kosmicznym.

Nowa Dyrektywa BSS traktuje narażenie od naturalnych źródeł promieniowania tak samo, jak narażenie powodowane sztucznymi źródłami promieniowania jonizującego, zgodnie z najnowszymi zaleceniami ICRP. Działalności związane z narażeniem od naturalnych źródeł promieniowania traktuje się jak **sytuacje narażenia planowanego** (załogi samolotów, sektory przetwarzające NORM), natomiast narażenie od radonu i promieniowania gamma emitowanego przez materiały budowlane – jako **sytuacje narażenia istniejącego**.

Sektory przetwarzające NORM

Zgodnie z artykułem 23 Dyrektywy Państwa Członkowskie zapewniają zidentyfikowanie rodzajów działalności, w których wykorzystuje się **NORM oraz prowadzących do wzrostu narażenia pracowników i ogółu ludności, którego nie można pominąć z punktu widzenia ochrony radiologicznej**. Przy tej identyfikacji uwzględnia się działalności przemysłowe wymienione w Załączniku V, a są nimi m.in. :

- produkcja związków toru i wytwarzanie produktów zawierających tor,
- przetwarzanie rudy niobu/ tantal,
- produkcja ropy naftowej i gazu ziemnego,
- produkcja energii geotermalnej,



- termiczna produkcja fosforu, kwasu fosforowego i nawozów fosforowych,
- przemysł cyrkonu,
- produkcja cementu, utrzymywanie pieców klinkierowych,
- elektrownie węglowe, utrzymywanie kotłów,
- wytop cyny/ ołowiu/ miedzi oraz produkcja surowki żelaza,
- kopalnictwo rud innych niż ruda uranu.

Działalności w obrębie sektorów wymienionych powyżej, jeżeli nie spełniają warunków wyłączeń z kontroli dozorowej (art. 26, zał. VII, tab. A. cz. 2), powinny być zgłoszone do organu dozorowego (art. 25). Jeżeli natomiast, mimo spełnienia warunku wyłączeń, istnieje prawdopodobieństwo, że dana działalność może prowadzić do obecności naturalnie występujących izotopów promieniotwórczych w wodzie w ilościach, które mogą wpłynąć na jakość wody pitnej lub na wszelkie inne drogi narażenia w stopniu, którego nie można pominąć z punktu widzenia ochrony radiologicznej, organ dozorowy może objąć taką działalność obowiązkiem zgłoszenia (art. 25.5 dyrektywy oraz wymagania dyrektywy wodnej – dawka wskaźnikowa poniżej 0,1 mSv/rok, wartość parametryczna dla radonu na poziomie 100 Bq/L).

Materiały budowlane

Do nowej Dyrektywy zostały włączone również wymagania dotyczące zawartości naturalnych izotopów promieniotwórczych w materiałach budowlanych. Stanowią one uzupełnienie wymagań Rozporządzenia Parlamentu Europejskiego i Rady Nr 305/2011 w zakresie emisji niebezpiecznych substancji i niebezpiecznego promieniowania. Zgodnie z art. 75 Dyrektywy **poziom odniesienia dla promieniowania gamma od materiałów budowlanych ustala się na poziomie 1 mSv/rok**. Dla materiałów budowlanych, określonych przez Państwa Członkowskie jako istotne z punktu widzenia ochrony radiologicznej ze względu na emitowane przez nie promieniowanie gamma przed wprowadzeniem ich na rynek:

- określa się wskaźnik stężenia promieniotwórczego (indeks I) zgodnie z wymaganiami Załącznika VIII (według wzoru, który funkcjonuje już w naszych przepisach),
- organ kompetentny może zażądać informacji na temat wartości tego wskaźnika, jak

również innych istotnych czynników zdefiniowanych w Załączniku VIII.

Wskaźnik stężenia promieniotwórczego (indeks I) jest konserwatywnym narzędziem, pozwalającym określić stopień narażenia od promieniowania gamma, tzn. jeżeli jego wartość jest niższa od 1, możemy mieć pewność, że dawka skuteczna od tych materiałów nie przekroczy 1 mSv/rok. Sposób szacowania tego indeksu został opracowany dla tzw. modelowego pokoju o ustalonych wymiarach, skonstruowanego z materiału o określonej gęstości i grubości, i jest zbyt konserwatywnym narzędziem w przypadku określania narażenia od materiałów budowlanych o mniejszej gęstości lub grubości. W celu opracowania m. in. nowego sposobu szacowania wskaźnika I , uwzględniającego grubość i rodzaj materiału, powołano przy KE grupę roboczą CEN-TG 32, której zadaniem jest opracowanie europejskich zharmonizowanych standardów dotyczących materiałów budowlanych.

W przypadku materiałów budowlanych, dla których wskaźnik I jest większy od 1, Państwa Członkowskie wprowadzają dodatkowe wymagania lub restrykcje, biorąc pod uwagę gęstość, grubość, rodzaj materiału oraz jego przeznaczenie, mając na uwadze, by dawka od promieniowania gamma od tego materiału pozostała na poziomie 1 mSv/rok lub niżej. W tym celu Państwa Członkowskie będą mogły posłużyć się wyżej wspomnianymi europejskimi standardami, opracowanymi przez grupę CEN-TG 32.

W Dyrektywie brak jest wymagań związanych z dopuszczalną ekshalacją radonu z materiałów budowlanych, jednakże spełnienie wymagań dla wskaźnika I gwarantuje ekshalację radonu na poziomie niższym od 200 Bq/m³.

Narażenie od radonu w pomieszczeniach zamkniętych

Do nowej Dyrektywy BSS włączono także wymagania dotyczące narażenia od radonu w pomieszczeniach zamkniętych, z podziałem na mieszkania i budynki użyteczności publicznej oraz miejsca pracy. Zarówno w mieszkaniach, budynkach użytku publicznego, jak i miejscach pracy Dyrektywa wprowadza obowiązek ustanowienia poziomu odniesienia średniego rocznego stężenia radonu nie wyższego niż 300 Bq/m³. Głównym zadaniem Państw Członkowskich związanym z wymogami dotyczącymi



radonu w pomieszczeniach jest ustanowienie krajowego (radonowego) planu działania w celu zarządzania długoterminowymi zagrożeniami wynikającymi z narażenia na działanie radonu w mieszkaniach, budynkach użyteczności publicznej i w miejscach pracy. Plan taki powinien uwzględniać elementy zawarte w załączniku XVIII, tj.:

- strategia prowadzenia badań stężenia radonu z uwzględnieniem rodzaju gleby i skał,
- kryteria wyznaczania obszarów o potencjalnie wysokim poziomie narażenia na radon,
- zidentyfikowanie miejsc pracy i budynków użytku publicznego, w których wymagane są pomiary (oszacowanie narażenia uwzględniającego czas przebywania),
- ustanowienie poziomów odniesienia dla budynków (istniejących i nowych) o różnym przeznaczeniu (mieszkania, budynki użyteczności publicznej, miejsca pracy),
- przypisanie odpowiedzialności (obowiązków), mechanizmy koordynacji i dostępne zasoby w celu realizacji planu działania,
- strategia ograniczenia narażenia od radonu w mieszkaniach, w szczególności na „krytycznych” obszarach,
- strategia ułatwiająca „działania naprawcze” w powstałych już budynkach,
- strategia zapobiegania infiltracji radonu do nowych budynków oraz identyfikacja materiałów budowlanych o znaczącej ekshalacji radonu,
- harmonogramy przeglądów planów działania,
- strategia komunikacji (informowanie społeczeństwa, decydentów politycznych, pracodawców i pracowników o zagrożeniu radonowym, z uwzględnieniem związków z paleniem tytoniu),
- wytyczne w sprawie metod, narzędzi i środków zaradczych (kryteria akredytacji służb pomiarowych i rekultywacyjnych),
- udzielanie wsparcia finansowego w celu dokonania pomiarów i przeprowadzenia działań naprawczych (w szczególności w prywatnych mieszkaniach),
- długoterminowe cele w zakresie ograniczenia zagrożenia nowotworem płuc w związku z narażeniem od radonu (dla palących i niepalących).

Według nowej Dyrektywy BSS **narażenie od radonu traktuje się jako sytuację narażenia**

istniejącego. Miejsca pracy, w których **średnie roczne stężenie radonu przekracza poziom referencyjny**, mimo zastosowania środków zaradczych, **wymagają zgłoszenia do organu dozorowego** i zastosowania odpowiednich wymogów dotyczących narażenia zawodowego. Jeżeli w tym przypadku **dawka skuteczna od radonu może przekroczyć 6 mSv/rok, narażenie to traktuje się jako sytuację narażenia planowanego.**

Zgodnie z nowymi przepisami dawki graniczne dla pracowników obejmują sumę dawek od narażenia zawodowego od wszystkich działalności objętych uprawnieniami oraz narażenia zawodowego od radonu w zgłoszonych do organu dozorowego miejscach pracy (tych, w których średnie stężenie roczne radonu przekracza 300 Bq/m^3). Narażenie od radonu jest rejestrowane jako oddzielny zapis w rejestrze dawek pracowników objętych monitoringiem indywidualnym. Wymagania nowej Dyrektywy zobowiązują również Państwa Członkowskie do podjęcia działań w celu zidentyfikowania mieszkań, w których średnie roczne stężenie radonu przekracza poziom referencyjny i zapewnienia warunków dla redukcji tego stężenia. Obowiązkiem Państw Członkowskich jest również zapewnienie dostępności informacji na temat lokalnych i krajowych stężeń radonu, powiązanych zagrożeń dla zdrowia oraz sposobów zmniejszania istniejących stężeń radonu.

Narażenie załóg samolotów na promieniowanie kosmiczne

W odniesieniu do załóg samolotów, dla których przewiduje się przekroczenie dawki 6 mSv/rok nowa Dyrektywa wymaga stosowania odpowiednich wymogów zawartych w rozdziale „Narażenie zawodowe”. Jest to nowy zapis w stosunku do dyrektywy 96/29/Euratom. Oprócz wprowadzenia dodatkowego wymogu dotyczącego narażenia personelu latającego pozostaje zapis obowiązujący, który nakłada na przedsiębiorstwo eksploatujące statki powietrzne, jeżeli istnieje możliwość otrzymania dawki powyżej 1 mSv/rok, obowiązek kontrolowania narażenia (ocena dawek i uwzględnienie ich w harmonogramach pracy). Jednak z doświadczenia i przeprowadzonych badań wynika, iż w przypadku lotów na wysokości poniżej 8000 m otrzymanie dawki powyżej 1 mSv na rok jest bardzo mało prawdopodobne.



Najważniejsze zmiany w związku z wymaganiami dotyczącymi naturalnych źródeł promieniowania w nowej Dyrektywie BSS

W związku z nowymi wymogami zawartymi w nowej Dyrektywie BSS konieczne będzie dokonanie pewnych zmian w polskim prawodawstwie, m.in. wprowadzenie:

- stosownych zapisów w ustawie prawo atomowe włączających działalność z NORM do systemu kontroli dozоровej i zastosowanie do nich wymagań dla narażenia zawodowego,
- krajowego poziomu referencyjnego stężenia radonu dla budynków (mieszkalnych, użyteczności publicznej i miejsc pracy) nieprzekraczającego 300 Bq/m^3 , jako wartości średniej rocznej,
- wymogów dotyczących opracowania krajowego (radonowego) planu działania,
- obowiązku zgłoszenia do organu dozоровego miejsc pracy, w których stężenie radonu (mimo podjętych działań naprawczych) przekracza wartość poziomu odniesienia,
- zmian w definicji dawki granicznej tak, by uwzględniała ona narażenie od radonu w

przypadkach, kiedy jego stężenia przekracza poziom referencyjny,

- zapisów modyfikujących i uściślających dopuszczanie materiałów budowlanych do obrotu, które mogą mieć znaczenie z punktu widzenia ochrony radiologicznej w związku z emitowanym przez nie promieniowaniem gamma.

Obecnie w PAA trwają prace nad wdrożeniem wymogów nowej Dyrektywy BSS do prawodawstwa polskiego.

NOTKA O AUTORCE:

MGR IWONA MATUJEWICZ – SPECJALISTA CENTRUM DS. ZDARZEŃ RADIACYJNYCH CEZAR PAŃSTWOWEJ AGENCJI ATOMISTYKI.



Odpady promieniotwórcze – kilka informacji o składowaniu odpadów i zamykaniu składowisk

Paulina Samplawska

Państwowa Agencja Atomistyki

1. Wstęp

1.1 Klasyfikacja odpadów promieniotwórczych

Zgodnie z definicją ustawową za odpady promieniotwórcze uznaje się „materiały stałe, ciekłe lub gazowe, zawierające substancje promieniotwórcze lub materiały skażone tymi substancjami, których wykorzystanie jest niecelowe lub niemożliwe”.² Odpady promieniotwórcze powstają w wyniku stosowania radioizotopów w przemyśle, medycynie i badaniach naukowych, podczas produkcji otwartych i zamkniętych źródeł promieniotwórczych, w toku eksploatacji reaktorów badawczych służących m. in. do produkcji radioizotopów, a przede wszystkim w energetyce jądrowej. Odpady te występują zarówno w postaci ciekłej jak i stałej. Grupę odpadów ciekłych stanowią głównie wodne roztwory i zawiesiny substancji promieniotwórczych. Do grupy odpadów stałych zaliczane są zużyte zamknięte źródła promieniotwórcze, zanieczyszczone substancjami promieniotwórczymi środki ochrony osobistej (gumowe rękawice, odzież ochronna, obuwie), materiały i sprzęt laboratoryjny (szkło, elementy aparatury, lignina, wata, folia), zużyte narzędzia i elementy urządzeń technologicznych (zawory, fragmenty rurociągów, części pomp) oraz wykorzystane materiały sorpcyjne i filtracyjne stosowane w procesie oczyszczania roztworów promieniotwórczych, bądź powietrza uwalnianego z reaktorów i pracowni izotopowych (zużyte jonity, szlamy postrąceniowe, wkłady filtracyjne itp.).

Z uwagi na rodzaj wysyłanego promieniowania i typ odpadów można wyróżnić ich następujące kategorie:

- Beta- i gammapromieniotwórcze (niskoaktywne, średnioaktywne i wysokoaktywne),
- alfapromieniotwórcze (niezależnie od aktywności),

- zamknięte źródła promieniotwórcze (niskoaktywne, średnioaktywne i wysokoaktywne).

Zgodnie z ustawą Prawo atomowe (art. 48) kwalifikacji odpadów promieniotwórczych dokonuje kierownik jednostki organizacyjnej, na terenie której znajdują się odpady, a w momencie przyjmowania odpadów kierownik jednostki organizacyjnej przyjmującej odpady promieniotwórcze. Kwalifikacji odpadów promieniotwórczych może dokonać Prezes Państwowej Agencji Atomistyki w przypadku:

- rozbieżności między kwalifikacją dokonaną przez ww. osoby, stwierdzenia nieprawidłowości w kwalifikacji dokonanej przez ww. osoby.

Postępowanie (gospodarka) z odpadami promieniotwórczymi obejmuje: odbiór, transport, przetwarzanie, magazynowanie okresowe i składowanie odpadów, jak również budowę składowisk, monitoring środowiska w czasie eksploatacji i po zamknięciu oraz zamknięcie. Postępowanie to powinno być prowadzone w taki sposób, ażeby narażenie pracowników na promieniowanie jonizujące utrzymane zostało w akceptowalnych granicach i nie powodowało żadnego wpływu na środowisko.

1.2 Przechowywanie odpadów promieniotwórczych

Nieprzetworzone odpady promieniotwórcze, przed ich składowaniem, można poddać szeregowi procesów, takich jak przenoszenie, przetwarzanie, czy kondycjonowanie (trudno znaleźć polski odpowiednik tego określenia zawierający w sobie element przetwarzania i przygotowywania do składowania). Odpady poddawane takim procesom mogą podlegać przechowywaniu, którego celem może być ułatwienie realizacji następnego etapu postępowania. Przechowywanie takie może ponadto pełnić rolę bufora pomiędzy kolejnymi krokami postępowania z odpadami. Zatem odpady promieniotwórcze są przechowywane w postaci przetworzonej i nieprzetworzonej,

² Dz. U. Ustawa Prawo atomowe z 2012 r. poz. 264 i 908



również ich okres przechowywania może być różny.

Istnieje wiele powodów uzasadniających przechowywanie odpadów promieniotwórczych przed ich składowaniem. Poniżej podano kilka przykładów:

- umożliwienie rozpadu radioizotopów krótkożyciowych do poziomu, przy którym odpady promieniotwórcze mogą być wyłączone spod kontroli dozorowej lub można zezwolić na ich zwolnienie, usuwanie lub ponowne wykorzystanie albo recykling (jest to często spotykane w szpitalach, ośrodkach onkologicznych i laboratoriach medycznych, np.: w miejscach gdzie stosowane są terapie jodowe),
- zebranie i zgromadzenie wystarczającej ilości odpadów promieniotwórczych przed ich przekazaniem do innego obiektu w celu poddania obróbce i kondycjonowaniu (w przypadku Polski dotyczy to np.: ZUOP),
- zebranie i zgromadzenie wystarczającej ilości odpadów promieniotwórczych przed ich składowaniem (ZUOP – w obiekcie Magazyn Spedycyjny Odpadów Promieniotwórczych),
- zmniejszenie ilości ciepła wytwarzanego przez odpady wysokoaktywne przed ich przekazaniem do dalszego postępowania,
- zapewnienie długookresowego przechowywania odpadów promieniotwórczych w krajach, które nie posiadają odpowiednich składowisk (dobrym przykładem jest tu przedsiębiorstwo COVRA w Holandii, eksploatujące przechowalnik odpadów promieniotwórczych przystosowanych do długookresowej (ok. 120 lat) eksploatacji).

Odpowiednio przygotowane (zestalone i opakowane) odpady nisko- i średnioaktywne o okresie połowicznego rozpadu poniżej 30 lat (czas, w którym aktywność zmniejsza się dwukrotnie) zazwyczaj składowane są w tzw. składowiskach powierzchniowych zapewniających izolowanie składowanych materiałów w okresie 300 lat, co dla tego rodzaju odpadów jest całkowicie wystarczające i gwarantujące bezpieczeństwo środowiska.

Odpady wysokoaktywne i alfa-promieniotwórcze (w tym wypalone paliwo jądrowe) muszą być składowane w głębokich formacjach geologicznych. Ze względu na długi okres – rzędu tysięcy lat – połowicznego rozpadu

niektórych substancji promieniotwórczych zawartych w tych odpadach sposób składowania winien zapewniać skuteczne ich izolowanie od biosfery w czasie mierzonym w skali geologicznej.

W dalszej części artykułu skupiono się na informacjach dotyczących lokalizacji składowisk, składowaniu odpadów promieniotwórczych w Polsce oraz problemach zamykania składowisk.

2. Proces lokalizacji składowisk odpadów promieniotwórczych

Proces lokalizacji SOP polega na odpowiednim doborze: warunków geologicznych (bariera geologiczna), konstrukcji składowiska (bariery inżynierskie) i kryteriów akceptacji odpadów do składowania. W procesie lokalizacji wyróżnia się 4 etapy:

- koncepcji i planowania oraz badań materiałów archiwalnych,
- badań regionalnych,
- szczegółowych badań obszarów wytypowanych,
- szczegółowych badań dokumentujących poprawność wyboru lokalizacji.

Zakres badań w poszczególnych etapach jest częściowo powtarzalny. Różni się jednak skalą i stopniem uszczegółowienia informacji oraz przeprowadzanych analiz, a także udziałem badań terenowych, których zakres wzrasta wraz z kolejną fazą dokumentowania. Do celów realizacji dwóch pierwszych etapów należy wyodrębnić obszary i formacje geologiczne perspektywiczne dla dalszych, bardziej szczegółowych badań studialnych. Analiza na tym etapie ma generalnie charakter screening'u negatywnego, tzn. badanie na wytypowanych obszarach warunków wykluczających lub ograniczających lokalizację. Pierwszy etap procesu lokalizacji przeprowadza się zazwyczaj w oparciu o istniejącą dokumentację budowy geologicznej kraju. Dopiero w następnych etapach występują badania terenowe. Wymagania stawiane lokalizacjom powierzchniowego SOP to:

- proste warunki środowiska umożliwiające wiarygodne udokumentowanie bezpieczeństwa radiologicznego i monitorowanie oddziaływania obiektu na otoczenie,
- stabilność procesów ewolucji obszaru, będąca podstawą predykcji i warunkiem dopuszczenia w analizach jedynie



stopniowego uwalniania się radionuklidów, w wyniku powolnego procesu degradacji barier inżynierskich,

- warunki hydrologiczne i hydrogeologiczne minimalizujące zagrożenia wodne dla systemu składowiska.

Wybór lokalizacji powinien uwzględniać te cechy geologiczne rejonu, które umożliwiają zminimalizowanie ujemnych skutków w przypadkach obniżenia skuteczności barier inżynierskich. Należy podkreślić, że odpowiednia lokalizacja pod względem geologicznym w sposób istotny wpływa na koszty budowy, a także częściowo eksploatacji obiektu.

Ocena bezpieczeństwa na etapie lokalizacji powinna wykazać, że wpływ składowiska na otoczenie mieści się w granicach ustalonych w prawie. W przeciwnym razie lokalizacja nie może być zaakceptowana. Minimalny zakres dokumentacji dołączanej do wniosku o wydanie zezwoleń wymaganych w ustawie Prawo atomowe dotyczących składowisk, określa załącznik nr 2 do Rozporządzenia Rady Ministrów z dnia 3 grudnia 2002 r. w sprawie dokumentów wymaganych przy składaniu wniosku o wydanie zezwolenia na wykonywanie działalności związanej z narażeniem na działanie promieniowania jonizującego, albo przy zgłoszeniu wykonywania tej działalności. Przygotowując dokumentację bezpieczeństwa należy wziąć pod uwagę charakterystyki odpadów promieniotwórczych przewidzianych do składowania i określić główne izotopy mające wpływ na ocenę zagrożenia w okresie normalnej eksploatacji składowiska oraz po jej zakończeniu i zamknięciu obiektu.

Podstawą dla kryteriów akceptacji odpadów, to znaczy kryteriów jakie muszą być spełnione żeby odpady mogły być składowane w określonym składowisku, powinna być analiza bezpieczeństwa całego systemu składowania odpadów, tj. charakterystyki miejsca (lokalizacji) i rozwiązań technicznych (projektowych) składowiska oraz formy odpadów i rodzaju ich opakowań. Zgodnie z zaleceniami MAEA, kryteria akceptacji odpadów powinny być następujące:

1. **Zawartość radionuklidów** – rodzaj i zawartość radionuklidów w pojemniku na odpady powinna być znana z taką dokładnością, aby można było ocenić te dane w porównaniu z ustalonymi limitami dla odpadów i samego pojemnika. Dane te powinny być udokumentowane. Limity powinny być ustalone na podstawie konkretnych warunków składowania

odpadów wynikających z analiz bezpieczeństwa składowiska.

2. **Moc dawki powierzchniowej** – moc dawki na powierzchni pojemnika powinna być taka, aby narażenie zawodowe było utrzymane na poziomie akceptowalnym.
3. **Skażenia powierzchniowe** – kontaminacja zewnętrznej powierzchni pojemników z odpadami powinna być zachowana w takich granicach, aby narażenie zawodowe było utrzymane na poziomie akceptowalnym. Wymaganie to narzuca konieczność wykonania kontroli skażenia pojemnika i przeprowadzenia ewentualnej dekontaminacji.
4. **Stabilność strukturalna** – stabilność strukturalna formy odpadu lub pojemnika na odpady powinna być taka, aby narażenie zawodowe oraz właściwości systemu składowania były utrzymane na poziomie akceptowalnym.
5. **Ługowalność** – ługowalność odpadów powinna być taka, aby uwolnienie się radionuklidów nie przekroczyło poziomu określonego w wymaganiach dla całego systemu składowania.
6. **Materiały powodujące korozję** – odpady zawierające materiały powodujące korozję w takich ilościach, że mogą one oddziaływać na właściwości systemu składowania, powinny być tak przygotowywane do składowania (przetworzone), aby zawartość w nich takich materiałów była wyeliminowana lub odpowiednio zmniejszona lub też, aby materiały te w procesie załadowania odpadów do pojemników (w procesie pakowania) były efektywnie odizolowane.
7. **Skutki termiczne i radiacyjne** – odpady załadowane do pojemników, w których wydzielana energia cieplna lub radiacyjna mogłaby zagrozić właściwościom systemu składowania, nie mogą być akceptowane do składowania.
8. **Palność** – właściwości palne odpadów przygotowanych do składowania oraz ich opakowania powinny być takie, aby potencjał ich zapalenia się był tak niski, jak jest rozsądnie osiągalny.
9. **Wytwarzanie się gazu** - wytwarzanie się gazu w odpadach znajdujących się w pojemnikach, powinno być takie, aby właściwości systemu składowania nie były zagrożone.
10. **Degradacja mikrobiologiczna** – w celu kontroli degradacji mikrobiologicznej, zawartość materiałów organicznych



powinna być tak ograniczona, aby właściwości systemu składowania odpadów nie były osłabione.

11. **Swobodne ciecze** – ilość swobodnych cieczy w odpadach znajdujących się w pojemnikach powinna być dostatecznie mała i taka, aby zapewnione było utrzymywanie akceptowalnego poziomu narażenia zawodowego oraz nie były zagrożone właściwości systemu składowania odpadów.
12. **Środki kompleksujące** – odpady zawierające środki kompleksujące powinny być przerabiane lub wprowadzane do pojemników w taki sposób, aby chronić je przed zwiększoną migracją radionuklidów.
13. **Materiały wybuchowe** – odpady zawierające materiały wybuchowe nie mogą być składowane.
14. **Materiały piroforyczne** – odpady zawierające materiały piroforyczne powinny być przed składowaniem przetwarzane lub kondycjonowane w taki sposób, aby wyeliminować zagrożenie przez te materiały.
15. **Odporność na korozję** – pojemniki powinny być wykonane z materiałów o dostatecznej odporności na korozję, aby spełnione zostały wymagania dotyczące ich normalnego czasu pracy i zamierzonych użytkowania.
16. **Bezpieczeństwo związane z krytycznością** – zawartość dowolnego materiału rozszczepialnego w pojemniku z odpadami powinna być ograniczona, aby nie wystąpiły warunki krytyczne.
17. **Identyfikacja odpadów** – odpady w pojemniku powinny być łatwo identyfikowalne.
18. **Kształt pojemników na odpady** – pojemniki dla odpadów powinny mieć znormalizowany kształt i taki, aby był on zgodny z procedurami obsługi i składowania.

Zgodnie z obowiązującymi w Polsce przepisami narażenie osób zamieszkających w otoczeniu SOP nie może przekroczyć 0,1 wartości rocznej dawki granicznej (uwzględniając także drogę inhalacyjną i pokarmową), tzn. 0,1mSv/rok. Biorąc pod uwagę założenia konstrukcyjne dla składowiska i konkretną budowę geologiczną, warunki hydrologiczne i inne charakterystyki, należy przeprowadzić ocenę narażenia pracowników zatrudnionych bezpośrednio przy eksploatacji SOP oraz osoby z ogółu ludności uwzględniając:

- normalne warunki eksploatacji,
- zdarzenia wewnętrzne (np. brak zasilania w energię elektryczną, lokalny pożar, awarię podczas transportu bębnow z odpadami promieniotwórczymi na terenie SOP, upadek i otwarcie bębna z odpadami zawierającymi jod-125 wskutek błędu obsługi i inne),
- zdarzenia zewnętrzne (np. upadek samolotu),
- ostateczne zamknięcie składowiska (należy ocenić możliwą infiltrację wody do składowiska i migrację radionuklidów uwolnionych do środowiska gruntowo-wodnego wskutek powolnego ługowania z materiałów wiążących, degradację zewnętrznej bariery z betonu zbrojonego, stanowiącej osłonę dla odpadów przed ich penetracją przez wody infiltracyjne),
- degradację zewnętrznej betonowej bariery SOP (należy zastosować modelowanie).

3. Składowanie odpadów promieniotwórczych w Polsce

W Polsce odpady promieniotwórcze umieszcza się w składowisku powierzchniowym. Problem unieszkodliwiania odpadów promieniotwórczych powstał w Polsce w 1958 roku, z chwilą uruchomienia w Instytucie Badań Jądrowych w Świerku koło Otwocka pierwszego badawczego reaktora jądrowego EWA, który stworzył możliwość otrzymywania sztucznych izotopów promieniotwórczych i zastosowań w różnych dziedzinach (nauka, medycyna, przemysł) substancji i źródeł promieniotwórczych. W związku z tym, pojawił się pilny problem właściwego postępowania z odpadami promieniotwórczymi. W wyniku intensywnych działań już w roku 1961 po odpowiednich przygotowaniach inżynieryjno - technicznych, w miejscowości Różan nad Narwią, oddano do eksploatacji składowisko odpadów promieniotwórczych, które wtedy otrzymało nazwę „Centralna Składnica Odpadów Promieniotwórczych”. Na składowisko to przeznaczono eksploatowany w latach 1905-1908 fort wojskowy, który, po przeprowadzeniu niezbędnych analiz i badań hydrogeologicznych, wytypowano spośród podobnych obiektów na terenie Polski. O podjęciu takiej decyzji zaważyć mogła konstrukcja architektoniczna fortu – mianowicie betonowe ściany i stropy o grubości dochodzącej do 1,5 m. Zapewniają one pełną osłonność biologiczną przed ułożonymi w



pomieszczeniach składowiska odpadami. Składowisko zajmuje obszar 3,045 ha i jest korzystnie usytuowane w miejscu tzw. wyniosłości topograficznej. Wody gruntowe znajdują się pod warstwą gliny o bardzo małej przepuszczalności i warstwą gleby o właściwościach sorpcyjnych na głębokości kilkunastu metrów poniżej składowiska. Skład podłoża przeciwdziała skutecznie migracji odpadów, które mogłyby na skutek nieszczęśliwych wydarzeń przeniknąć do gleby. Na mocy zarządzenia prezesa Państwowej Agencji Atomistyki z dnia 2 września 1994 r. (M. P. z 1994 r. Nr 49 poz. 407) CSOP została określona, jako „Krajowe Składowisko Odpadów Promieniotwórczych” (KSOP).

Prowadzone od roku 1989 obserwacje hydrologiczno-meteorologiczne, badania hydrogeochemiczne wody gruntowej, pomiary stężenia trytu i sumarycznej aktywności beta w wodzie gruntowej na próbkach pobranych na terenie i w otoczeniu składowiska, obserwacje zmian wilgotności objętościowej w gruncie w zainstalowanych na terenie składowiska reperach oraz badanie erozji liniowej pozwoliły na:

- określenie możliwości oddziaływania wybranych parametrów wód podziemnych na bariery składowiska oraz migrację radionuklidów,
- przeprowadzenie analizy i kontroli jakości danych hydrochemicznych i ustalenie miarodajnych parametrów prognoz długoterminowych,
- opracowanie założeń realizacji monitoringu po ostatecznym zamknięciu składowiska,
- dokonanie prognozy stabilności geotechnicznej składowiska w okresie 300 lat.

Wyniki badań pozwalają stwierdzić, że nie występuje wpływ obiektów składowiska na jakość wód gruntowych. Ponadto, prowadzony na terenie składowiska, jak i wokół niego monitoring lokalny, pozwala na ocenę sytuacji radiologicznej, ocenę zagrożenia radiacyjnego ludności, a także badanie długookresowych zmian radioaktywności. Monitorowanie składowiska realizują jednostki niezależne od Zakładu Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych (ZUOP), do których należą Państwowy Instytut Geologiczny oraz Laboratorium Pomiarów Dozymetrycznych, Narodowe Centrum Badań Jądrowych. Ponadto prowadzony jest niezależny monitoring przez Państwową Agencję Atomistyki. Badania próbek wody pozwalają wykryć:

- sztuczne izotopy gammapromieniotwórcze o zawartości powyżej 0,1Bq/l,
- zawartość cezu promieniotwórczego powyżej 0,32mBq/dm³,
- zawartość strontu Sr - 90 powyżej 0,34 mBq/dm³,
- zawartość trytu powyżej 0,4Bq/l.

Dla składowiska odpadów promieniotwórczych sporządzony został raport bezpieczeństwa opisujący normalny stan pracy, wszystkie układy i elementy, ich możliwe awarie, błędy ludzkie, zjawiska geologiczne i ich skutki dla zdrowia ludności. W czasie przewozu odpady znajdują się w pojemnikach osłonowych zapewniających skuteczne pochłanianie promieniowania. Mieszkańcy Różana i okolic nie są narażeni na działanie promieniowania ani bezpośrednio z odpadów, ani ich uwolnień do otaczającego środowiska. Składowane odpady są przetworzone, utwalone, szczelnie zamknięte w pojemnikach, więc narażenie drogą powietrzną jest wykluczone. Mimo to, stężenie radioizotopów w powietrzu jest również monitorowane. Chociaż odpady promieniotwórcze składuje się w Różanie już przez pół wieku, nie stwierdzono wśród społeczności lokalnych żadnych ujemnych skutków zdrowotnych, przeciwnie, umieralność na choroby nowotworowe w gminie Różan należy do najniższych w Polsce. W KSOP składowane są stałe i zestalone odpady promieniotwórcze zawierające izotopy krótkożyciowe (<30 lat) oraz zamknięte źródła promieniotwórcze. Większa część odpadów stałych (ok. 60%) jest nieprzetworzona. Pozostałe są sprasowane i zalane zaprawą cementową. Wśród zestalonych odpadów znajdują się koncentraty promieniotwórcze (szlam postrąceniowy, koncentrat powyparny, zużyte jonity, pomoce filtracyjne itp.) przetworzone przy wykorzystaniu cementu, asfaltu oraz żywicy poliestrowej i epoksydowej jako materiałów wiążących. Odpady składuje się w budowach betonowych oraz w tzw. fosie. W tej ostatniej składowane są jedynie odpady nie zawierające długożyciowych nuklidów alfa-promieniotwórczych. Dno i zbocza fosy pokryte są 20 cm warstwą betonu. Długożyciowe odpady alfa-promieniotwórcze przechowywane są w betonowych budowach fortu, komora po komorze, aż do całkowitego ich wypełnienia. Wypełnioną komorę zamyka się szczelnie lub zamurowuje. Odpady te, przed ostatecznym zamknięciem składowiska w Różanie, będą przeniesione do składowiska docelowego, tzw. składowiska głębokiego.



4. Zamknięcie SOP

Składowisko odpadów promieniotwórczych, po zakończeniu czynnej eksploatacji, wymaga podjęcia działań organizacyjnych i technicznych związanych z jego zamknięciem. Podstawowym celem tego przedsięwzięcia jest całkowita izolacja składowiska od biosfery, przy czym zakres i sposób jego realizacji zależy od wielu czynników, m.in. rodzaju i aktywności odpadów oraz warunków ich składowania, charakteru stosowanych barier, typu składowiska, a także obowiązujących w tej kwestii regulacji prawnych.

Wymienione wyżej polskie przepisy, w kwestii zamknięcia składowiska stanowią: „Składowisko powierzchniowe odpadów promieniotwórczych po zakończeniu eksploatacji zamyka się w sposób zabezpieczający, w szczególności przed:

- 1) infiltracją wód opadowych w głąb składowiska;
- 2) nieświadomą penetracją człowieka;
- 3) niszczącym działaniem roślin i zwierząt.”

Mimo wielu eksploatowanych SOP na świecie tylko kilka z nich zakończyło okres czynnej eksploatacji i wobec kilku z nich podjęto działania związane z zamknięciem. Brak jest jednak informacji odnośnie zakończenia tego procesu. Zwykle rozważana jest budowa wielowarstwowej pokrywy ziemnej, która musi zawierać następujące elementy konstrukcyjne:

- barierę dla infiltracji wód opadowych,
- barierę przeciwko intruzji/penetracji roślin i zwierząt lub człowieka,
- barierę ograniczającą oddziaływanie przemarzania na bariery inżynierskie obiektów składowiska,
- barierę ograniczającą niekorzystne oddziaływanie chemiczne na bariery obiektów składowiska.

W ramach realizowanego w latach 1997-1999 Strategicznego Programu Rządowego „Gospodarka odpadami promieniotwórczymi i wypalonym paliwem jądrowym w Polsce” wykonano pracę badawczą dotyczącą poszukiwania i charakterystyki materiałów naturalnych do budowy zewnętrznych barier SOP, niezbędnych do skutecznego zamknięcia składowiska. Dotychczasowe wyniki prac badawczych wskazywały bowiem, że najskuteczniejsze, a przy obecnym stanie wiedzy także najbardziej wiarygodne są zewnętrzne bariery zbudowane z materiałów naturalnych. Do budowy barier wykorzystywane są: surowce ilaste, pospółki i piaski oraz produkty skał litych. W kontekście długotrwałości bezawaryjnego

funkcjonowania pokrywy i pozostałych barier zewnętrznych, poszukiwaniami objęto przede wszystkim te surowce, których podstawowe właściwości pozwalają na samoistne zapobieganie niekorzystnym odkształceniom materiału budowlanego i konstrukcji barier oraz przeobrażeniom ich własnego środowiska hydrogeologicznego w wyniku zewnętrznych zmian globalnych, w tym klimatycznych. Przy poszukiwaniu materiałów założono, że ich właściwości i wykonane z tych materiałów zabezpieczenia powinny spełniać wymagania stawiane bezpieczeństwu SOP oraz trwałości wg standardów międzynarodowych, tj. przynajmniej 300 lat. Poza badaniami nad surowcami o najkorzystniejszych właściwościach, poszukiwania uwzględniły występowanie na terenie Polski złóż o odpowiedniej wielkości zasobów. Wyniki badań wskazały, że do budowy poszczególnych elementów barier zewnętrznych należy stosować:

- kruszywo naturalne dla wypełnienia i warstw drenażowych pokrywy,
- wyselekcjonowanych z kruszyw naturalnych frakcji o uziarnieniu 16/32 mm lub frakcji kamienistej $d > 40$ mm,
- piaski do produkcji cegły wapienno-piaskowej lub piaski do produkcji betonów komórkowych dla warstwy kapilarnej,
- kamienie drogowe i budowlane dla warstwy antyintruzywnej,
- surowce ilaste dla warstwy izolującej.

Za najkorzystniejsze materiały do budowy warstwy antyintruzywnej uznano - granodioryty, sjenity, masywne odmiany porfirów, masywne odmiany permskich melafirów. Charakteryzują się one najlepszymi parametrami wytrzymałościowymi i składem mineralnym. Za najlepszy surowiec do budowy warstwy izolującej uznano ility miopliocenijskie (poznańskie) oraz plejstocenijskie ility zastoiskowe. Charakteryzują się one niskimi – co jest korzystne – zawartościami zanieczyszczeń organicznych i chemicznych. Ponadto zawartość frakcji iltowej ($< 2 \mu\text{m}$) wynosi powyżej zalecanych w dokumentach międzynarodowych 30%, bardzo często powyżej 50%, oraz korzystnymi pozostałymi parametrami: współczynnikiem filtracji, konsystencją, pojemnością sorpcyjną i pęcznieniem.

Proces gospodarowania odpadami promieniotwórczymi nisko- i średnioaktywnymi w Polsce można uznać za opanowany pod względem technologicznym i bezpieczny. Dotychczasowa działalność Zakładu Unie-



szkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych w Świerku nie doprowadziła do żadnych znaczących przypadków narażenia radiologicznego pracowników, jak również środowiska naturalnego. Prognoza całkowitego zapelnienia Krajowego Składowiska Odpadów Promieniotwórczych do roku 2022, powoduje konieczność budowy nowego, powierzchniowego składowiska odpadów promieniotwórczych dla odpadów nisko- i średnioaktywnych. Należy podkreślić, że konieczność stworzenia takiego obiektu jest niezależna od przyjęcia przez Polskę Programu Energetyki Jądrowej, czy budowy elektrowni atomowej.

Bibliografia

- [1.] *Ramowy Harmonogram Działań dla Energetyki Jądrowej*, Warszawa 2009r.
- [2.] Włodarski J., *Unieszkodliwianie odpadów promieniotwórczych – Perspektywy dla energetyki jądrowej*, Państwowa Agencja Atomistyki, Warszawa 2010r.

[3.] Sprawozdanie z realizacji strategicznego programu rządowego - Gospodarka odpadami promieniotwórczymi i wypalonym paliwem jądrowym", 2000r., materiał niepublikowany.

[4.] *Wspólna Konwencja bezpieczeństwa w postępowaniu z wypalonym paliwem jądrowym i bezpieczeństwa w postępowaniu z odpadami promieniotwórczymi, sporządzona w Wiedniu dnia 5 września 1997 r.* – Dz. U. 2002r. nr 202, poz. 1704.

[5.] Włodarski J., *Co każdy powinien wiedzieć o gospodarce odpadami promieniotwórczymi*, Warszawa 2002r.

NOTKA O AUTORCE:

PAULINA SAMPLAWSKA – PODREFERENDARZ
W DEPARTAMENCIE OCHRONY RADIOLOGICZNEJ
PAŃSTWOWEJ AGENCJI ATOMISTYKI.



Przegląd metod najlepszego szacowania z oceną niepewności w analizach bezpieczeństwa obiektów jądrowych

Paweł Domitr

Państwowa Agencja Atomistyki

Problem podejścia do sposobu wykonywania analiz bezpieczeństwa elektrowni jądrowych pozostanie aktualny jeszcze przez wiele lat. Różnice między podejściem konserwatywnym a metodą najlepszego szacowania wraz z oceną niepewności³ zostały naszkicowane w artykule E. Staronia [1]. W podejściu BEPU istotny jest jak najbardziej realistyczny opis zachowania reaktora i systemów obiektu. Opis ten powinien być uzupełniony o elementy niepewności i skonfrontowany z kryteriami akceptacji. Podstawowe źródła niepewności można podzielić na 4 główne grupy [1, 3]:

- 1) Niepewność i niedokładność stosowanego kodu obliczeniowego – każdy kod obliczeniowy posiada modele opisujące zjawiska fizyczne oraz modele komponentów. Do źródeł niepewności związanych z zastosowaniem kodu obliczeniowego można zaliczyć:
 - a) przybliżenia równań równowagi lub zachowania – wynika to z braku możliwości uwzględnienia wszystkich interakcji między frakcją ciekłą a gazową oraz z faktu, że kod rozwiązuje równania dla niedoskonałych modeli geometrycznych komponentów;
 - b) występowanie różnych czynników będących w tej samej fazie, np. krople oraz film powierzchniowy występują w postaci ciecży, jednak nie tworzą jednej struktury, w związku z tym mogą mieć różne temperatury lub prędkości, w kodach obliczeniowych jedna faza określona jest przez jedną wartość temperatury, prędkości czy innej wielkości;
 - c) uśrednianie wielkości wg geometrii przekroju, podczas gdy w rzeczywistości przykładowo prędkość można opisać w postaci profilu;
 - d) geometryczne uśrednianie parametrów termodynamicznych w skali objętościowej; dla danego węzła obliczeniowego określony jest tylko jeden wektor –

prędkość, podczas gdy w rzeczywistości możliwe jest, że w rozpatrywanej objętości kontrolnej prędkości ciecży są różne;

- e) równania zachowania energii oraz pędu stosowane w kodach nie uwzględniają możliwości wystąpienia lokalnych wirów, które mogą wpływać na zachowanie się czynnika w układzie;
 - f) przybliżenia numeryczne – przybliżone równania są rozwiązywane przy zastosowaniu przybliżonych metod numerycznych; nieokreślony jest jednak stopień tego przybliżenia;
 - g) często jako równania konstytutywne lub równania "zamykające" równania bilansu wykorzystywane są rozwiązania oparte o zależności empiryczne, nie zawsze wiadomo w jakim zakresie takie rozwiązania mogą być stosowane, co może prowadzić do używania ich poza przewidywanym zakresem ich stosowania, nieokreślone jest również jakim błędem są obciążone;
 - h) Występowanie dwóch paradoksów. Po pierwsze przyjmuje się, że wszelkie korelacje określone są dla stanu ustalonego i przy w pełni rozwiniętym przepływie, tymczasem w czasie awarii w elektrowni jądrowej, tak idealne warunki nie mają miejsca praktycznie w żadnym systemie. Drugim paradoksem jest niezachowywanie w każdych warunkach przez niektóre kody ciepłno-przepływowe drugiej zasady termodynamiki;
 - i) wiedza oraz modele dotyczące przepływów dwufazowych są ograniczone i przybliżone;
 - j) właściwości materiałów są określone w przybliżeniu.
- 2) Niepewność danych opisujących obiekt jądrowy – nieznanostwo wszystkich warunków początkowych i brzegowych, co powoduje zwiększenie wpływu "osądu inżynierskiego" użytkownika.

³ ang. *Best Estimate Plus Uncertainty* (BEPU)



Niedokładność nodalizacji – co wynika z doświadczenia użytkownika przygotowującego nodalizację, przyjętych założeń oraz stosowanej metodologii tworzenia nodalizacji, a także stosowanego kodu (nodalizacja musi być dostosowana do możliwości kodu).

- 3) Efekt użytkownika – częściowo ma on wpływ na niedokładność nodalizacji, dodatkowo każdy użytkownik może inaczej interpretować niepewne dane wejściowe. Każdy zespół obliczeniowy może również posiadać różne kryteria akceptacji obliczeń zarówno na etapie stanu ustalonego jak i symulacji awarii. Różne grupy analityków mających dostęp do takich samych danych wejściowych otrzymają więc inne wyniki. Do efektu użytkownika zaliczany jest również wpływ kompilatora, rodzaj komputera oraz używana wersja kodu. Często przyjmuje się, że udział efektu użytkownika w całkowitej niepewności wyniku obliczeń jest największy.

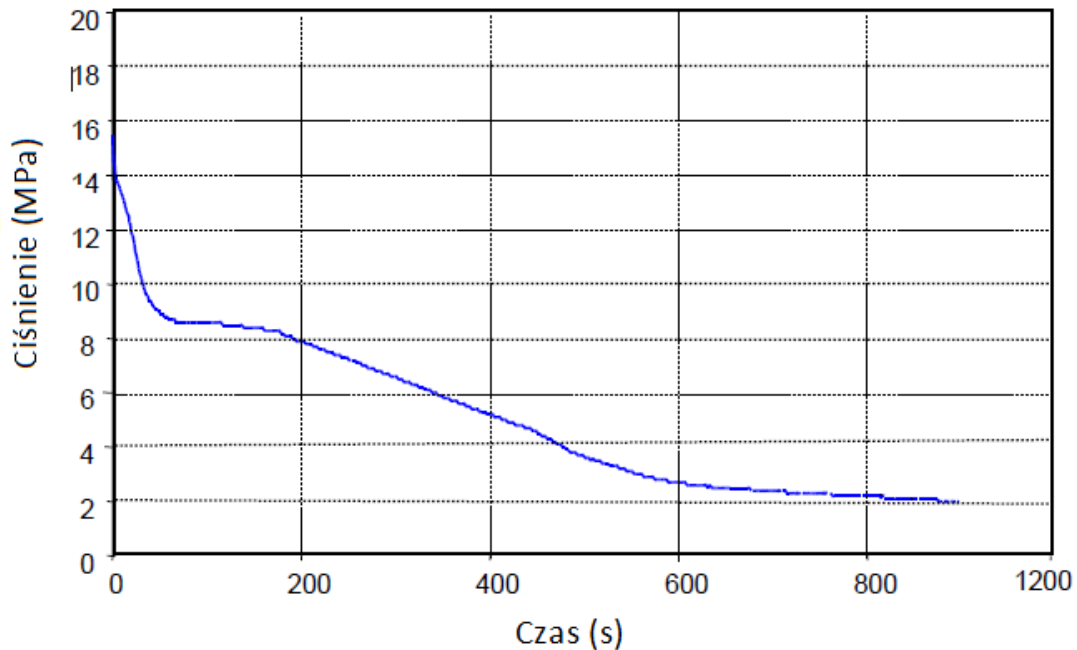
Obliczenia wykonane przy zastosowaniu kodów komputerowych są zatem zawsze obarczone błędem, stąd celem analizy BEPU jest oszacowanie takiego zakresu zmiennych wyjściowych, który gwarantuje wysoką pewność otrzymania rezultatów jak najbliższych rzeczywistości. Wynikiem analizy BEPU jest zakres niepewności parametrów wyjściowych, przykładowo może to być zakres w jakim znajduje się temperatura koszulki w warunkach rozpatrywanej awarii. Na Rys. 1 oraz Rys. 2 zaprezentowano typowe wyniki rezultatów z zastosowaniem kodu ciepłno-przepływowego oraz z wykorzystaniem narzędzia CIAU⁴ używanego do przeprowadzania analiz BEPU. Górny limit niepewności będący wynikiem obliczeń BEPU musi znajdować się poniżej wymaganego przez dozór jądrowy kryterium akceptacji dla danego parametru. Przeprowadzając analizę z zastosowaniem BEPU

dąży się zarówno do spełnienia wymagań dozorowych, jak i otrzymania bardziej realistycznych rezultatów. Jest to również próba oszacowania znanych niedoskonałości kodu, danych wejściowych, jak i wpływu użytkownika. Metodologie analiz BEPU powinny uwzględniać metody minimalizacji wpływu wymienionych niepewności (zwłaszcza efektu użytkownika), jak i metody szacowania ich wpływu na końcowy rezultat. Dwie stosowane obecnie najbardziej powszechnie metody szacowania niepewności opierają się na:

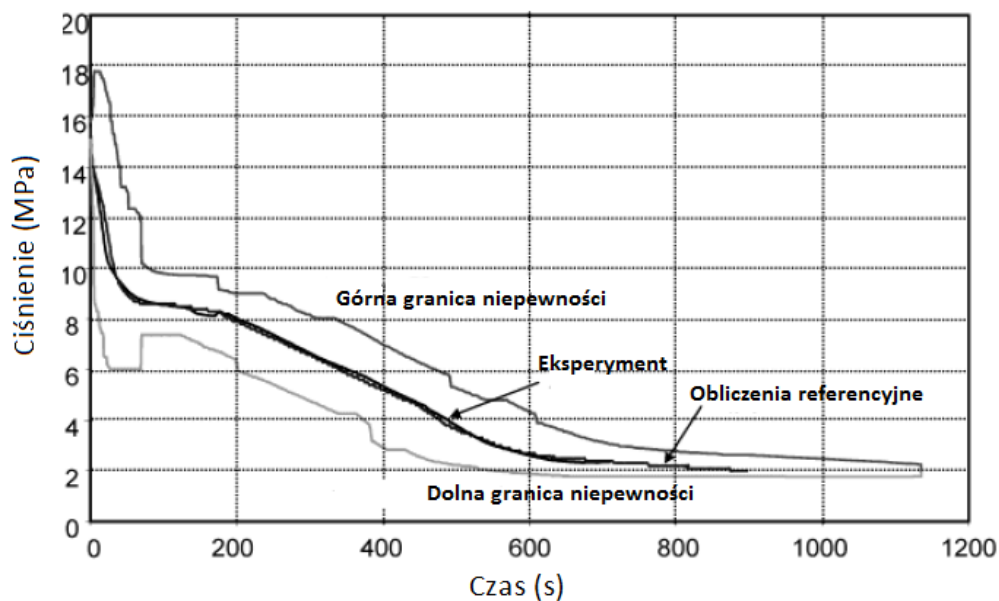
- Propagacji niepewności wejściowych – metoda statystyczna, obecnie najbardziej rozpowszechniona metoda wśród użytkowników kodów obliczeniowych. Zaletą tej metody jest możliwość wzięcia pod uwagę dowolnej liczby niepewnych parametrów wejściowych, a liczne doświadczenia wskazały zestaw najbardziej „krytycznych” parametrów które należy uwzględnić w analizie. Do wad należy konieczność eksperckiego wyznaczenia rozkładu prawdopodobieństwa zmian parametrów wejściowych. Dodatkowo zbyt konserwatywny rozkład prawdopodobieństwa parametru wejściowego może doprowadzić do osiągnięcia zbyt szerokiego (mało wartościowego) zakresu niepewności.
- Propagacji błędów wyjściowych. Oszacowanie niepewności opiera się na ekstrapolacji danych uzyskanych z obliczeń i ich niedokładności wobec przeprowadzonych eksperymentów w ośrodkach testowych. Wadą metody jest niewątpliwie brak źródła niepewności w otrzymanych rezultatach, oraz wpływ wielkości bazy danych na rezultat. Zaletą jest ograniczenie do minimum wpływu użytkownika poprzez minimalizację „osądu eksperckiego” w procesie szacowania niepewności.

⁴ ang. *Code with capability of Internal Assessment of Uncertainty*





Rys. 1. Przykładowy typowy wynik obliczeń wykonanych z użyciem kodu ciepłno-przepływowego [2]



Rys.2. Przykładowy wynik analizy BEPU z zastosowaniem narzędzia obliczeniowego CIAU, wraz z naniesionymi danymi eksperymentalnymi [2]

Metoda statystyczna

Podstawą metody statystycznej jest wybór parametrów wejściowych, które mogą być źródłem niepewności oraz wyznaczenie ich rozkładu prawdopodobieństwa. Propagacja tych parametrów przez kod obliczeniowy pozwoli na otrzymanie zakresu niepewności parametrów wyjściowych. Znając rozkład prawdopodobieństwa wartości wybranych parametrów wejściowych losuje się jedną wartość z

dystrybucji każdego parametru, a następnie wykonuje określoną liczbę obliczeń. Losowego wyboru wartości z rozkładu prawdopodobieństwa parametrów wejściowych dokonuje się najczęściej stosując metodę Monte Carlo. Liczba obliczeń, które należy wykonać, jest związana z oczekiwanym prawdopodobieństwem uzyskania wyniku spełniającego kryteria akceptacji przy jednoczesnym określeniu poziomu



pewności rezultatu statystycznego. Należy zaznaczyć, że liczba koniecznych obliczeń jest niezależna od liczby parametrów wejściowych wybranych jako źródła niepewności. W większości metod statystycznych liczba obliczeń jest określona według formuły Wilksa (Tabela 1). W zależności od tego czy limit tolerancji wyników obliczeń jest jedno czy

dwustronny formuła ta przedstawia się następująco:

- 1 - $\alpha^n \geq \beta$ – jednostronny limit tolerancji
 - 1 - $\alpha^n - n(1-\alpha) \alpha^{n-1} \geq \beta$ – dwustronny limit tolerancji
- gdzie:
- α – prawdopodobieństwo
 - β – statystyczny poziom pewności obliczeń
 - n – najmniejsza wymaga liczba iteracji obliczeń

$\beta \setminus \alpha$	Jednostronny limit tolerancji			Dwustronny limit tolerancji		
	0.9	0.95	0.99	0.9	0.95	0.99
0.9	22	45	230	38	77	388
0.95	29	59	299	46	93	473
0.99	44	90	459	64	130	662

Tabela 1. Minimalna liczba obliczeń dla jednostronnego limitu tolerancji statystycznej oraz dwustronnego limitu tolerancji [4]

Najczęściej stosowane przez dozory (m.in. przez Amerykańską Komisję Dozoru Jądrowego US NRC) lub organizacje wykonujące obliczenia BEPU jest podejście 95/95, co oznacza, że z 95 procentową pewnością otrzymamy rezultat, w którym wartość wyznaczana przez 95. kwantyl (percentyl) - spośród wszystkich obliczeń - nie zostanie przekroczona z prawdopodobieństwem 95 procentowym. Wartość ta jest następnie porównywana z odpowiednim kryterium akceptacji. Mamy więc 95 procentowe prawdopodobieństwo uzyskania wyniku poniżej zakładanego limitu, przy 95 procentach pewności wykonanych obliczeń statystycznych. Pewność wyniku jest związana z określeniem wpływu błędu próbkowania oraz losowania wybranej wartości z rozkładu prawdopodobieństwa. Po wykonaniu odpowiedniej liczby obliczeń wartości parametrów wyjściowych są porządkowane rosnąco wg otrzymanych wartości⁵. Na tej podstawie można wyznaczyć który z kolei wynik stanowi limit tolerancji (wartość porównywana z kryterium akceptacji). W przypadku podejścia 95/95 i wykonania 59 obliczeń jest to ostatni wynik dla jednostronnego limitu tolerancji (pierwszego rzędu). Zwiększając liczbę obliczeń do 93, to jednostronny limit tolerancji (drugiego rzędu) stanowi przedostatni wynik.

Analiza BEPU przy zastosowaniu metody statystycznej proponowanej między innymi przez GRS⁶ pozwala nie tylko na określenie zakresu niepewności wyników, lecz również na określenie

który parametr wejściowy ma znaczący wpływ na niepewność rezultatu. Tym samym można za każdym razem ulepszać proces wyboru odpowiednich parametrów wejściowych oraz sprawdzać, czy przyjęta funkcja gęstości prawdopodobieństwa parametru wejściowego została poprawnie określona. Inne warianty metody statystycznej kładą bardzo duży nacisk na proces PIRT⁷ – który pozwala przed przeprowadzeniem obliczeń, opierając się na dostępnych danych eksperymentalnych, na ocenę czy konkretne zjawisko fizyczne jest istotne z punktu widzenia rozpatrywanej awarii. Proces ten wymaga bardzo dokładnej eksperckiej oceny przeprowadzanej przez doświadczonych analityków. Przykładowo oceniając przepływ krytyczny jako bardzo istotny, należy wziąć pod uwagę w analizie BEPU wielkość (pole przepływu) rozerwania oraz współczynnik wydatku. Podejście to jest proponowane min. w wytycznych dozorowych US NRC [5] określających tworzenie oraz ocenę metodologii ewaluacji modeli stosowanych do analizy stanów nieustalonych oraz warunków awaryjnych, rozpatrywanych jako awarie projektowe. Należy wspomnieć, że pierwsza pełna analiza najlepszego szacowania wraz z oceną niepewności została przeprowadzona w 1989 roku w Stanach Zjednoczonych zgodnie z metodologią CSAU⁸, gdzie wykonywano ok. 100 obliczeń dla

⁵ ang. Order Statistics

⁶ niem. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit - Niemiecka organizacja wsparcia technicznego, która jako pierwsza wprowadziła wykorzystanie formuły Wilksa

⁷ Phenomena Identification and Ranking Table – proces identyfikacji zjawisk fizycznych oraz tworzenia tabel istotności zjawisk fizycznych

⁸ Code scaling, applicability, and uncertainty – proces zaproponowany przez NRC w celu ustalenia zastosowania, skalowalności oraz niepewności kodów obliczeniowych stosowanych do symulacji stanów nieustalonych w elektrowniach jądrowych



zmian jednego parametru. Można ocenić, że metoda z zastosowaniem formuły Wilksa zaproponowana przez GRS znacznie skróciła proces obliczeniowy.

Metoda propagacji błędów wyjściowych

Metoda propagacji błędów wyjściowych – opracowana przez Uniwersytet w Pizie⁹ pod nazwą UMAE – CIAU¹⁰. W uproszczeniu można powiedzieć, że UMAE jest metodologią szacowania niepewności opartą o ekstrapolację niedokładności, natomiast CIAU jest narzędziem obliczeniowym pozwalającym na wyznaczenie zakresu niepewności przy wykorzystaniu kodu do obliczeń ciepło-przepływowych RELAP5.

Metoda UMAE nie koncentruje się na ocenie niepewności pojedynczych parametrów wyjściowych lecz na propagacji błędów zapisanych w bazie danych. Baza danych błędów (niedokładności) powstaje na podstawie wyznaczenia niedokładności między danymi eksperymentalnymi a obliczeniami wykonanymi dla modeli ośrodków eksperymentalnych. Metoda ta jest więc ściśle związana z zagadnieniem skalowania. Z oczywistych względów bezpieczeństwa jak i ewentualnych kosztów nie jest możliwe przeprowadzenie eksperymentów (np. testów awarii) w elektrowni jądrowej. Badania nad zjawiskami fizycznymi istotnymi z punktu widzenia przebiegu awarii i bezpieczeństwa jądrowego są więc prowadzone w jednostkach o mniejszej skali. Stąd przeprowadza się eksperymenty i doświadczenia w obiektach doświadczalnych (*Integral Effects Test Facilities* oraz *Separate Effects Test Facilities*), a następnie tworzy model danego ośrodka i przy zastosowaniu kodu obliczeniowego przeprowadza obliczenia. Kolejnym krokiem jest skalowanie modelu elektrowni jądrowej pod względem objętości i mocy do warunków panujących w ośrodku testowym oraz wykonanie obliczeń. Kluczowym zagadnieniem w problemie skalowania jest analiza czy zjawisko fizyczne, którego wystąpienie przewidywane jest w badanym stanie elektrowni jądrowej zostało zbadane i zmierzone podczas eksperymentu. Odpowiedni dobór eksperymentu i danych doświadczalnych do wybranego scenariusza awarii w elektrowni jądrowej jest więc istotny,

zarówno w zagadnieniu skalowania jak i metodologii UMAE.

Analizując więc awarię LBLOCA¹¹ w elektrowni jądrowej należy skorzystać z eksperymentów, gdzie badano odpowiedź systemów na taką awarię, przy uwzględnieniu wszelkich zjawisk, których wystąpienie jest spodziewane podczas analizowanego stanu nieustalonego elektrowni jądrowej w takim wypadku. Im większa w bazie danych ilość danych obrazujących niedokładność między eksperymentem a wykonanymi dla danego eksperymentu obliczeniami, tym większa dokładność szacowania niepewności stosując UMAE.

Parametrem ekstrapolacji niedokładności w metodologii UMAE jest zazwyczaj iloraz objętości cieczy w obiegu pierwotnym w ośrodku testowym do tej objętości w elektrowni jądrowej dla której wykonywana jest analiza. Zaobserwowano, że eksperymenty w ośrodkach o większych wymiarach ośrodka testów w bardziej dokładnym stopniu odwzorowują zjawiska fizyczne spodziewane w analizie stanu nieustalonego elektrowni jądrowej, dlatego dąży się do uzyskania jak największej ilości danych z takich ośrodków.

Dodatkowo, aby zminimalizować wpływ efektu użytkownika opracowane zostały specjalne warunki oraz procedury wspomagające cały proces UMAE:

- Udowodnienie, że eksperyment i dane doświadczalne mogą zostać zastosowane w procesie skalowania;
- Procedury opracowywania nodalizacji;
- Kryteria kwalifikacji nodalizacji:
 - na poziomie „stanu ustalonego”;
 - na poziomie „stanu nieustalonego”;
 - obliczenia skalowane.
- Udowodnienie, że uzyskane niedokładności między eksperymentem a obliczeniami mogą zostać ekstrapolowane;
- Kryteria oceny niedokładności kodu:
 - na poziomie jakościowym;
 - na poziomie ilościowym – liczbowym.

Narzędzie obliczeniowe CIAU wspomaga

⁹ UNIPI – University of Pisa

¹⁰ *Uncertainty Method based upon Accuracy Extrapolation “embedded” into the Code with capability of Internal Assessment of Uncertainty*

¹¹ *Large Break Loss of Coolant Accident* - duże rozerwanie obiegu chłodzenia reaktora, jedna z najczęściej analizowanych i rozpatrywanych awarii projektowych



proces wyznaczania zakresów niepewności przy stosowaniu metodologii UMAE. W bazie danych zbierane są dane z odpowiednich przedziałów czasu, które reprezentują typową fazę przebiegu awarii. Dla awarii w reaktorach typu PWR dla danego interwału czasowego rozpatrywane są: ciśnienie w górnej komorze mieszania, całkowita masa wody w obiegu pierwotnym, ciśnienie w wytwornicy pary, temperatura koszulki paliwowej, procent maksymalnej mocy reaktora oraz poziom wody w wytwornicy pary. Zapisywane są jednak nie konkretne wartości tych parametrów lecz przedziały w których się znajdują, np. ciśnienie 7MPa znajduje się w przedziale 6-8 MPa. Niedokładność między danymi eksperymentalnymi z ośrodka eksperymentalnego a obliczeniami jest więc przypisywana do określonego przedziału czasowego przy określonych przedziałach wartości kluczowych parametrów. Przebieg stanu nieustalonego w obiekcie jest więc określony poprzez wektor interwałów czasowych oraz macierz wartości niedokładności dla każdego parametru. Następnie, za pomocą algorytmu ekstrapolacyjnego powstaje wektor interwałów czasowych niepewności oraz macierz wartości niepewności dla każdego parametru. Metoda UMAE uwzględnia możliwość wystąpienia niepewności zarówno samej wartości jak i niepewności czasowej, czyli momentu wystąpienia oczekiwanego zjawiska. Obrazowo na Rys.3 zaprezentowano ideę wyznaczania błędu wartości, błędu czasowego oraz połączenia ich w zakres niepewności. Obliczenia referencyjne znajdują się w wyznaczonym przez oprogramowanie zakresie niepewności. Metoda UMAE została wykorzystana m.in.: w procesie licencyjnym Elektrowni Jądrowej Angra 2 w Brazylii, jako niezależne obliczenia sprawdzające, wykonane dla brazylijskiego dozoru, Elektrowni Atucha -2 oraz w programie BEMUSE¹². Projekt BEMUSE stworzony pod egidą OECD¹³ oraz Agencji Energii Atomowej¹⁴ miał na celu porównanie i ocenę jakości oraz wiarygodności różnych metod najlepszego

szacowania wraz z oceną niepewności w analizach bezpieczeństwa reaktorów jądrowych. Projekt podzielony został na dwie główne fazy: analizę niepewności oraz wrażliwości dla testu L2-5 przeprowadzonego w ośrodku eksperymentalnym LOFT oraz identyczną analizę dla modelu elektrowni jądrowej ZION. Rozpatrywano awarię LBLOCA, która jest najczęściej analizowana z zastosowaniem metody BEPU w praktyce. Projekt ten uwzględniał, więc również zagadnienie skalowania jak i ocenę skuteczności metod BEPU w porównaniu z danymi eksperymentalnymi. Dziewięć z dziesięciu organizacji biorących udział w projekcie stosowało metodę statystyczną, UNIPI natomiast stosowało metodę UMAE-CIAU, opisaną powyżej.

W pierwszej fazie projektu, wybrano sześć parametrów wyjściowych, których niepewność należało oszacować. Były to skalarne wartości pierwszego maksimum temperatury koszulki¹⁵, drugiego maksimum temperatury koszulki, czasu rozpoczęcia opróżniania hydroakumulatora oraz czasu pełnego schłodzenia rdzenia¹⁶, a także trendy czasowe maksymalnej temperatury koszulki paliwowej oraz ciśnienia w górnej komorze mieszania. Różne organizacje korzystające z metody statystycznej wzięły pod uwagę różną ilość parametrów wejściowych, zjawisk fizycznych, z którymi parametry wejściowe są powiązane. Jest to znakomita ilustracja wpływu efektu użytkownika. Każda grupa użytkowników we własnym zakresie ustalała również rozkłady prawdopodobieństwa parametrów wejściowych, stąd zauważalne były różnice w zakresy wariacji wartości parametrów wejściowych. Wyniki przeprowadzonych analiz BEPU zaprezentowano na Rys.4 oraz Rys.5. Na Rys.4 linią ciągłą oznaczono wartość eksperymentalną, różowy kwadrat określa referencyjne obliczenie wykonane przez każdą z organizacji w fazie II projektu (analiza awarii LBLOCA, bez szacowania niepewności), żółtym trójkątem oznaczono górną granicę niepewności, natomiast niebieskim rombem dolną granicę niepewności.

¹² *Best Estimate Methods, Uncertainty and Sensitivity Evaluation*

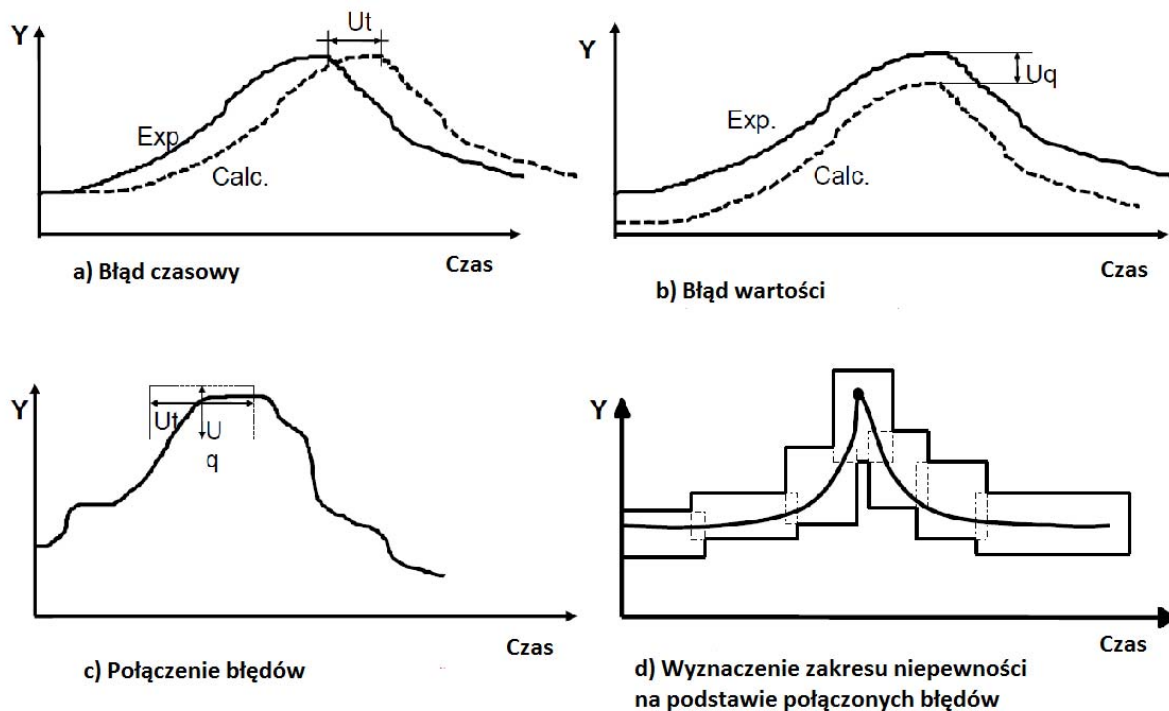
¹³ *Organization for Economic Co-operation and Development* – Organizacja Współpracy Gospodarczej i Rozwoju

¹⁴ NEA – The OECD Nuclear Energy Agency

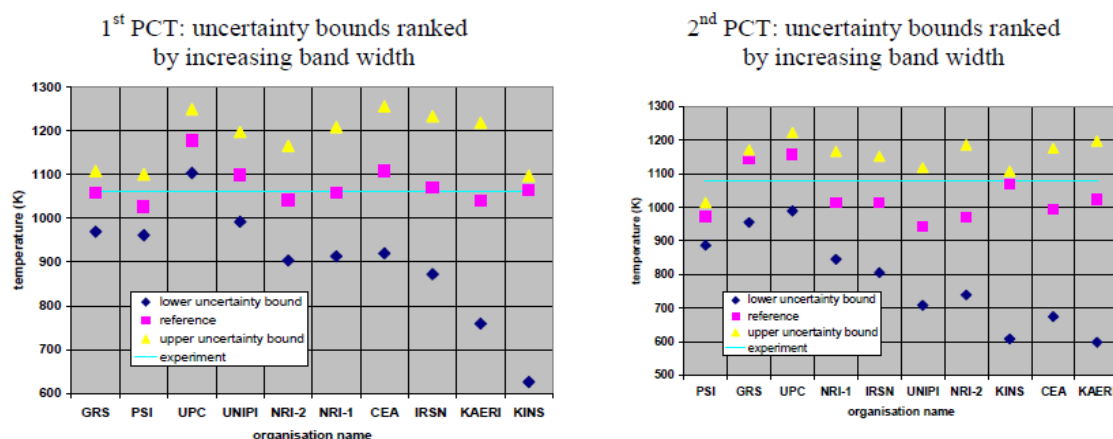
¹⁵ PCT – peak cladding temperature

¹⁶ ang. quenching





Rys. 3. Idea tworzenia zakresu niepewności na podstawie błędów czasowych oraz błędów wartości [2]



Rys. 4. Wynik analizy niepewności w projekcie BEMUSE dla pierwszego i drugiego maksimum temperatury koszulki paliwowej [6].

Można zauważyć, że zakres niepewności wyniku wyznaczony przez dwóch użytkowników (UPC¹⁷ dla pierwszego maksimum temperatury koszulki, PSI¹⁸ dla drugiego maksimum temperatury koszulki) nie obejmuje wyników eksperymentu. W pierwszym przypadku, już początkowa wartość (referencyjna) jest najwyższa spośród wszystkich uczestników i znacznie przekracza wartość

eksperymentalną, a zakres niepewności określono bardzo wąsko. W drugim przypadku analogicznie wartość referencyjna była za niska w porównaniu do danych eksperymentalnych. Organizacje KINS¹⁹ oraz KAERI²⁰, które uzyskały bardzo szerokie zakresy niepewności, były wraz z UPC organizacjami, które uwzględniły naj-mniejszą ilość parametrów wejściowych (13-14).

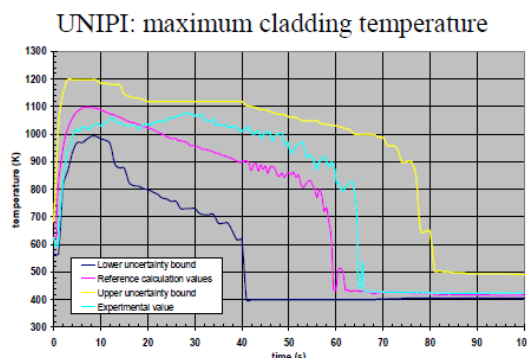
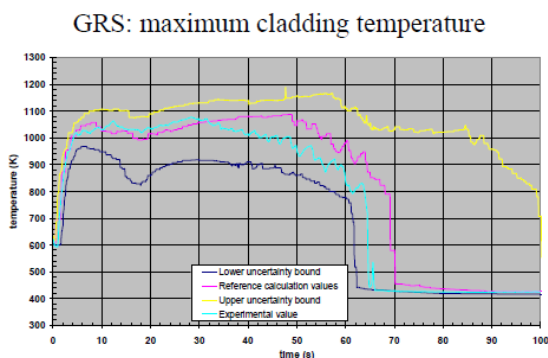
¹⁷ UPC – Universitat Politècnica de Catalunya

¹⁸ PSI - Paul Scherrer Institute

¹⁹ KINS – Korea Institute of Nuclear Safety – organizacja wsparcia technicznego dla koreańskiego dozoru jądrowego

²⁰ KAERI - Korea Atomic Energy Research Institute





Rys. 5. Trend czasowy maksymalnej temperatury koszulki dla obliczeń BEPU wykonanych przez GRS oraz UNIFI [6]

Rys. 5. prezentuje porównanie wyników uzyskanych z zastosowaniem dwóch metod przeprowadzania analiz BEPU przez GRS, jako pioniera metody statystycznej oraz UNIFI, jako twórcy metody UMAE-CIAU. Zakresy niepewności maksymalnej temperatury koszulki uzyskane przez te organizacje zostały uznane za najlepsze, ponieważ zakresy nie są bardzo duże oraz obejmują wartość uzyskaną eksperymentalnie. Warto również, zwrócić uwagę na to, że uzyskany przez użytkowników trend referencyjny (co jest podstawą analizy najlepszego szacowania wraz z oceną niepewności) jest bardzo zbliżony do danych eksperymentalnych. Uwypukla to, jak ważne jest odpowiednie doświadczenie oraz umiejętności zespołu analityków przeprowadzających obliczenia.

Główne wnioski i rekomendacje płynące z tej fazy projektu BEMUSE wskazywały na:

- Zwiększanie ilości obliczeń stosując metodę statystyczną. Nie zaleca się wykonywać wynikającej z formuły Wilksa minimalnej liczby 59 obliczeń, lecz około 150 obliczeń, stosując wówczas limit tolerancji 4. rzędu (4 - najwyższa wartość wg *order statistics*)
- Należy zachować ostrożność wybierając ilość parametrów wejściowych. Zbyt mała liczba parametrów, może prowadzić do niedokładności, takich jak bardzo szeroki lub bardzo wąski zakres niepewności, natomiast zbyt duża ilość parametrów może prowadzić do wystąpienia błędów w obliczeniach, co może zmusić użytkownika do wykonania serii obliczeń statystycznych od nowa.
- W przypadku wykonywania dużej liczby obliczeń, można potraktować nieudane obliczenie jako przekraczające wartości uzyskane w poprzednich iteracjach, jednak tylko w wypadku jeśli nieudane

obliczenie nie stanowi limitu tolerancji. Przykładowo wykonując 93 obliczenia (limit tolerancji 2. rzędu) 92 z nich muszą być poprawne, a wykonując 124 obliczenia (limit tolerancji 3. rzędu), 122 muszą być poprawne.

- Przyjmując rozkłady prawdopodobieństwa parametrów wejściowych należy starać się ograniczać „osąd ekspercki”, lecz korzystać z dostępnych danych eksperymentalnych lub wiarygodnych opracowań naukowych dotyczących parametru wpływającego na opisywane w opracowaniu zjawisko fizyczne.

Podsumowanie

Konserwatywne podejście do analiz bezpieczeństwa reaktorów jądrowych było w początkach analiz odzwierciedleniem ówczesnego stanu wiedzy na temat zjawisk fizycznych, ich modelowania, oraz było dostosowane do mocy obliczeniowej ówczesnych komputerów. Wraz z rozwojem energetyki jądrowej, zbieraniem doświadczenia oraz zwiększania się zasobów wiedzy na temat zjawisk fizycznych, kluczowych z punktu widzenia bezpieczeństwa obiektu jądrowego, zaczęto wprowadzać kody najlepszego szacowania oraz dodawano oceny niepewności. Przy obecnym stanie wiedzy oraz postępie w dziedzinie zdolności obliczeniowych komputerów, analizy z zastosowaniem metody najlepszego szacowania wraz z oceną niepewności, zyskują coraz większe znaczenie. Metody analiz BEPU są udoskonalane na bieżąco, co wpływa na zwiększanie ich jakości oraz wiarygodności. Obecnie wiele dozorów jądrowych zezwala na wykonywanie obliczeń niektórych scenariuszy z wykorzystaniem metod BEPU, niemiecki dozór jądrowy zaleca wręcz wykonywanie obliczeń

„stosując metody zgodne z aktualnym stanem wiedzy w dziedzinie nauki i technologii” nie ograniczając z góry aplikanta do wykorzystania metod konserwatywnych. Opisane metody: statystyczna – polegająca na propagacji niepewności parametrów wejściowych oraz metoda propagacji błędów wyjściowych, stanowią dwa uznane i sprawdzone podejścia do wykonywania analiz BEPU.

Bibliografia:

- [1.] *“Podejście konserwatywne a metoda najlepszego szacowania w analizach i ocenie bezpieczeństwa obiektów jądrowych”*, E. Staroń, Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna, 4(90)/2012, Warszawa
- [2.] *“Methodology of Internal Assessment of Uncertainty and Extension to Neutron Kinetics/Thermal-Hydraulics Coupled Codes”*, A. Petruzzi, F. De Auria, W. Giannotti, K. Ivanov, Nuclear Science and Engineering 149 (str. 211-236), 2005
- [3.] *“Approaches, relevant topics and internal method for uncertainty evaluation in predictions of thermal-hydraulic system*

codes”, A. Petruzzi, F. De Auria, University of Pisa

- [4.] *“GRS Method for Uncertainty and Sensitivity Evaluation of Code Results and Applications”*, H. Glaeser, Seminar and Training on Scaling, Uncertainty and 3D Coupled Code Calculations in Nuclear Technology (3D S.UN.COP 2013) Barcelona, Spain 07 – 25 October 2013
- [5.] *“NRC Regulatory Guide 1.203” - “Transient and Accident Analysis Method”*, US NRC, 2005
- [6.] *“BEMUSE Phase III Report, Uncertainty and Sensitivity Analysis of the LOFT L2-5 Test”*, NEA/CSNI/R(2007)4

NOTKA O AUTORZE:

MGR INŻ. PAWEŁ DOMITR – ABSOLWENT POLITECHNIKI WARSZAWSKIEJ, ZATRUDNIONY JAKO SPECJALISTA W WYDZIALE ANALIZ OBIEKTÓW JĄDROWYCH DEPARTAMENTU BEZPIECZEŃSTWA JĄDROWEGO PAA.



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