

ISSN 2353-9062

2 (100) 2015

BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA



PAŃSTWOWA
AGENCJA
ATOMISTYKI

Wydawca:



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

Maciej JURKOWSKI, Przewodniczący Rady Programowej

Marek WOŹNIAK, Redaktor naczelny

ISSN 2353-9062 (publikacja elektroniczna)

BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA

BIULETYN INFORMACYJNY PAŃSTWOWEJ AGENCJI ATOMISTYKI

Nr 2 (100) 2015

Warszawa

Spis treści

Paulina Szycko, Elżbieta Zalewska

Wywiad z Wiceprezesem PAA Maciejem Jurkowskim 5

Eryk Turski

ESBWR – kolejny reaktor generacji III+ z certyfikatem amerykańskiego dozoru jądrowego U.S. NRC . 16

Maciej Kulig

Analiza przyczyn awarii w japońskiej elektrowni jądrowej Fukushima Dai-ichi w marcu 2011 roku . . 21

Szanowni Państwo

Drugi tegoroczny numer naszego biuletynu to **numer jubileuszowy, już setny** od chwili jego powstania.

Pierwszy numer, wydany w 1989 roku, otwierało **słowo wstępne „OD WYDAWCY”**, napisane przez **Głównego Inspektora Dozoru Jądrowego doc. Wacława Dąbka**, faktycznego założyciela i organizatora dozoru jądrowego w Polsce, a także pomysłodawcę i wydawcę tego kwartalnika. Napisał wtedy:

„Oddajemy do rąk Państwa pierwszy numer biuletynu „Bezpieczeństwo jądrowe i ochrona radiologiczna”. Wydawcą biuletynu jest **Państwowy Dozór Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej** powołany w 1986 r. na mocy ustawy – Prawo atomowe (Dz.U. nr 12, z 1986 r. poz. 131), jako organ niezależny od wykorzystujących energię jądrową, przeprowadzający własne niezależne analizy bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej. O potrzebie wydawania tego typu publikacji utwierdziły nas doświadczenia zebrane w ciągu 3 lat formalnego działania dozoru jądrowego, zwłaszcza w kontaktach ze wszystkimi, którzy prowadzą bądź zgłaszają zamiar podjęcia działalności związanej z wykorzystaniem energii atomowej, jak: lokalizowanie, projektowanie, budowa, rozruch, eksploatacja i likwidacja obiektów jądrowych, uruchomienie laboratoriów i pracowni izotopowych, budowa i eksploatacja składowisk odpadów promieniotwórczych, produkcja i eksploatacja urządzeń ze źródłami promieniowania, wyrobów powszechnego użycia emitujących promieniowanie jonizujące itp. Te i wymienione szczegółowo w ustawie – Prawo atomowe działalności wymagają zezwolenia Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki lub osoby przez niego upoważnionej...”

Główny Inspektor określił również **zakres tematyczny biuletynu**: po pierwsze teksty obowiązujących przepisów określających wymagania bj i or, ich interpretacja, wprowadzane w nich zmiany oraz komentarze prawne. Po drugie: omawianie naukowych i technicznych problemów bj i or związanych z analizami i oceną bezpieczeństwa w procesie licencjonowania obiektów jądrowych, a także poważniejszych zakłóceń w wykorzystaniu energii jądrowej u użytkowników na terenie kraju. Po trzecie: artykuły i komentarze odnośnie do percepcji społecznej energetyki jądrowej i zastosowań promieniowania, przeglądy krytycznych artykułów prasowych i fachowe wyjaśnienia. Po czwarte: fragmenty raportów przedstawiających zwłaszcza ciekawsze wyniki kontroli w obiektach jądrowych i zakładach użytkujących źródła promieniotwórcze, jak również aktualną sytuację radiologiczną kraju. Główny Inspektor podkreślił także, iż dozór jądrowy „poczuwa się z racji upoważnień ustawowych do pełnienia roli rzecznika obywatelskiego prawa do życia w warunkach wolnych od zagrożenia radiacyjnego”.

Pierwszy numer biuletynu zawierał także **artykuł programowy** autorów M. Bernatowicza, W. Dąbka, M. Jurkowskiego, R. Siwickiego, J. Włodarskiego i A. Zmysłowskiego „Rola dozoru jądrowego i zakres jego działania”, artykuł prawników S. Kraszewskiego i M. Świąckiego „Wykorzystywanie energii atomowej jako przedmiot regulacji prawnej”, E. Szkulceckiej „Struktura, zadania i działalność Centralnego Laboratorium Ochrony Radiologicznej”, R. Siwickiego „Ośrodek Dyspozycyjny Służby Awaryjnej”, B. Gostkowskiej „Szkolenie Inspektorów Ochrony Radiologicznej”, A. Pietruszewskiego i R. Zaruckiego „Krajowy system zabezpieczeń i kontroli materiałów jądrowych”, D. Grabowskiego „Kontrola skażeń promieniotwórczych w Polsce” oraz K. Winnickiej „Analiza artykułów prasowych z 1988 r. na temat atomistyki i energetyki jądrowej”, a także wykaz przepisów wykonawczych do ustawy – Prawo atomowe z 10 kwietnia 1986 r.

Obecny numer Biuletynu, 2(100)2015 otwiera obszerny **wywiad z Wiceprezesem PAA**, Maciejem Jurkowskim, nawiązujący do tamtych czasów, poruszający tematy początków reaktora MARIA i genezy dozoru jądrowego oraz ówczesnych i obecnych problemów, przed jakimi stoi PAA jako urząd dozoru jądrowego w Polsce. Drugą pozycją bieżącego numeru jest artykuł pana Eryka Turskiego omawiający rozwiązania zastosowane w **technologii reaktora wrzącego ESBWR**, drugiego w historii reaktora generacji III+, którego projekt jesienią ubiegłego roku uzyskał certyfikat U.S. NRC. Bieżący numer zamyka artykuł pana Macieja Kuliga poświęcony **analizie przyczyn awarii** w japońskiej elektrowni jądrowej Fukushima 1 w marcu 2011 r., wykonanej z **wykorzystaniem metody analizy przyczyn źródłowych** i metody **mapy przyczyn** – nowoczesnych i stosunkowo mało jeszcze rozpowszechnionych narzędzi systematycznej, wnikliwej i wszechstronnej oceny dostępnych informacji.

Z okazji jubileuszu pragnę wyrazić serdeczne podziękowania Wszystkim, którzy przyczynili się do ukazywania się biuletynu przez ponad ćwierćwiecze – a Państwu życzę owocnej lektury.

Przewodniczący Rady Programowej
Maciej Jurkowski

Wywiad z Wiceprezesem PAA Maciejem Jurkowskim

Wywiad przeprowadziły Paulina Szycko i Elżbieta Zalewska
Państwowa Agencja Atomistyki

MARII niedawno „stuknęła 40.”. Czy pamięta Pan, gdzie był i co robił w momencie uruchomienia reaktora?

MARIĘ uruchomiono w grudniu 1974 roku. Byłem wtedy od czterech lat pracownikiem Instytutu Badań Jądrowych – IBJ w Świerku. Nie był to przypadek, tylko element ścieżki zawodowej, którą sobie wybrałem. 10 lat wcześniej, po maturze, dostałem się na Wydział Mechaniczny Energetyki i Lotnictwa Politechniki Warszawskiej. Już wtedy, jako nastoletni chłopak, byłem zdecydowany, że specjalność na studiach zrobię z energetyki jądrowej. Ta specjalność istniała na tym wydziale bodajże od 1959 roku, co świadczy o tym, jak poważnie wtedy myślano o rozpoczęciu programu jądrowego w Polsce. A myślano o tym dlatego, że programy jądrowe rozwijały sąsiadujące kraje bloku wschodniego, jak również zachodnia Europa, Japonia i Stany Zjednoczone.

Czy zapamiętał Pan jakiś mentorów, którzy wywarli na Pana wpływ?

Mieliśmy świetnych wykładowców. Byli to inżynierowie praktycy, którzy wiele lat przepracowali w przemyśle, niektórzy zaczęli karierę zawodową albo tuż przed II wojną światową, albo po wojnie, również brali udział w powojennym odbudowaniu przemysłu. Wielu z nich pracowało na zachodzie w renomowanych firmach energetycznych.

Oczywiście przypomnę tu kilka nazwisk. Żeby być dobrym inżynierem w dziedzinie energetyki, trzeba mieć dobre podstawy w szeregu dyscyplin technicznych, takich jak np. wytrzymałość materiałów, którą nam wykładał prof. dr Zbigniew Brzoska, czy termodynamika techniczna, której wykłady prowadził prof. dr Bogumił Staniszewski; doc. Edward Łysakowski uczył nas projektowania części maszyn, prof. dr Jan Oderfeld wykładał teorię maszyn i mechanizmów, prof. Czesław Mejro – elektrotechnikę i energetykę, prof. Piotr Orłowski – uczył nas o kotłach parowych i maszynach hydraulicznych, a prof. Aleksander

Ukłański – o turbinach ciepłych. W problematykę techniki i aparatury jądrowej oraz pomiarów promieniowania wprowadzał nas inż. Janusz Adamski, później, po latach był przez wiele lat Sekretarzem Polskiego Towarzystwa Nukleonicznego.

Niewątpliwie mentorem był dla mnie pan doc. dr inż. Marian Kiełkiewicz, który wykładał nam fizykę reaktorów jądrowych. Doc. Kiełkiewicz był absolwentem Wydziału



Elektrycznego Politechniki Warszawskiej, związanym z Katedrą Energetyki Jądrowej PW od początku jej istnienia, a także z Zakładem Inżynierii Reaktorowej w Instytucie Badań Jądrowych w Świerku. Studiował też w USA na stypendium MAEA i uzyskał tam tytuł *Master of Science in Nuclear Engineering* w prestiżowej amerykańskiej uczelni technicznej MIT – Massachusetts Institute of Technology. Po powrocie z USA, w 1967 roku obronił pracę doktorską i został opiekunem naszej specjalizacji, będąc równocześnie „prawą ręką” kierownika Katedry Energetyki Jądrowej MEiL profesora Andrzejewskiego. Prof. Stanisław Andrzejewski był wówczas (od 1968 r.) Pełnomocnikiem Rządu ds. Wykorzystania Energii Jądrowej. Powstanie tego urzędu, przekształconego w 1973 roku w Urząd Energii Atomowej, to kolejne świadectwo tego, jak bardzo poważnie myślano wówczas o energetyce jądrowej. Urzędowi temu podlegał m.in. IBJ w Świerku. Podjęcie przeze mnie starań o zatrudnienie się w IBJ było więc naturalną konsekwencją moich wcześniejszych wyborów – kierunku studiów i specjalizacji, moja praca magisterska także miała związek z IBJ.

Czy jej temat związany był z budowanym wtedy reaktorem Maria?

Temat mojej pracy magisterskiej nie miał żadnego związku z Marią. Promotorem pracy był prof. dr hab. inż. Zbigniew Brzozowski – kierownik Zakładu Kriogeniki IBJ, a jej tematem był projekt i analiza generatora magneto-hydrodynamicznego (MHD) z magnesem kriogenicznym. Jednak jeszcze przed obroną pracy magisterskiej podjąłem już pracę w innym zakładzie IBJ – bliższym reaktora, na stanowisku technika. Był to Zakład IX – Inżynierii Reaktorowej. Po uzyskaniu stopnia magistra inżyniera mechanika ze specjalnością energetyka jądrowa zostałem przyjęty na stanowisko inżynierskie w tym właśnie zakładzie, w Pracowni Energetyki Jądrowej. Pracownia ta prowadziła prace studialne nad problematyką projektowo-techniczną, jak również ekonomiczną różnych rozwijanych w świecie technologii reaktorowych. Przedmiotem szczególnego zainteresowania były technologie reaktorów prędkich powielających chłodzonych ciekłym sodem oraz reaktorów wysokotemperaturowych z moderatorem grafitowym, chłodzonych gazem, napęd jądrowy statków, jak również kwestie optymalnego rozwoju systemu elektroenergetycznego w skali kraju, z uwzględnieniem różnych rodzajów bloków energetycznych wykorzystujących różne paliwa, w tym paliwo jądrowe. Optymalne włączenie składowej jądrowej do tego systemu było tematyką, którą zajmował się wtedy nasz zespół. Pracowali w nim wówczas m.in. inżynierowie Maciej Kulig i Jan Podpora, którzy w tym czasie obronili swoje prace doktorskie, a także późniejszy wieloletni dyrektor Departamentu Nadzoru Zastosowań Promieniowania Jonizującego PAA, dr inż. Marek Bernatowicz. Kiedy uruchamiano w IBJ w 1974 roku reaktor Maria, nasz zespół nie brał w tym udziału.

Czy o otwarciu MARII pisały gazety? Czy mówiono o tym szeroko?

Szczerze mówiąc nie pamiętam, czy spotkało się to z wielkim zainteresowaniem medialnym. Jeśli o tym wspominało, to dlatego, że jak się okazało, towarzyszyło temu w IBJ ważne polityczne wydarzenie. Jak wiadomo, w tamtych czasach najważniejszą osobą w państwie był pierwszy sekretarz rządzącej Polską partii komunistycznej, Polskiej Zjednoczonej Partii Robotniczej. Wtedy był nim Edward Gierek. Pamiętam, że przyjechał do Świerku i otwierał reaktor. Ze względów bezpieczeństwa nie mówiło się o jego przyjeździe wcześniej, myśmy się dowiedzieli dopiero w momencie, gdy Gierek już był na miejscu. Pamiętam, że w Świerku było wówczas spore poruszenie. Mam gdzieś nawet zdjęcie, na którym widać, jak Gierek idzie w kierunku reaktora, a obok niego maszerują ludzie, którzy ten reaktor budowali. Tak naprawdę reaktor nie był jeszcze wtedy całkowicie gotowy, na zdjęciu widać, że nie był to jeszcze grudzień, uroczystość zorganizowano prawdopodobnie przy okazji obchodzonego w PRL święta 22 lipca, gdyż w tym czasie prace budowlane były zakończone, budynek reaktora był skończony i trwały próby funkcjonalne już całkowicie zmontowanych w nim układów chłodzenia reaktora. Natomiast rozruch fizyczny i osiągnięcie po raz pierwszy krytyczności rdzenia, czyli faktyczny początek eksploatacji reaktora, nastąpiło 17 grudnia 1974 roku.

Dodam jeszcze, iż w latach 70. prowadzono różne prace w dziedzinie energii jądrowej, również dla przyszłego programu jądrowego, ale gazety wtedy chyba się tym nie zajmowały. Zresztą Państwo pewnie nie wyobrażacie sobie, jak to wtedy wyglądało. Teraz jest wolna prasa i pisze się w zasadzie o wszystkim. Gazety mają różne opcje, ale wszystkie informacje można znaleźć. Wtedy nie było czegoś takiego, jak niezależne media, nie było Internetu, a w prasie, radiu i telewizji dominowała propaganda,



Pierwszy Sekretarz PZPR Edward Gierek w IBJ w Świerku na uroczystości uruchomienia reaktora MARIA latem 1974 roku. Na pierwszym planie widoczni są od lewej prof. dr Roman Żelazny – późniejszy Prezes PAA w latach 1989–1992, Edward Gierek, Jacek Boużyk – sekretarz POP PZPR w IBJ oraz doc. Wacław Dąbek

ideologia, wystawianie osiągnięć partii komunistycznej w sąsiednich krajach i w Polsce. Trudno się było doczytać, a jeżeli to tylko między wierszami, co się tak naprawdę działo w dziedzinie przemysłu czy w dziedzinie przygotowań do programu jądrowego. Nie były to powszechnie znane fakty. Ja się dowiedziałem znacznie później, po wielu latach, że decyzja o lokalizacji elektrowni jądrowej w Żarnowcu zapadła w 1972 roku. Nie pamiętam, żeby tę informację podawano publicznie. Ale muszę też przyznać, że rzadko sięgałem do gazet, bo był to okres natłoku czysto ideologicznych, propagandowych informacji, których czytanie kompletnie mnie nie interesowało.

A czy już wtedy wiedział Pan, że zwiąże swoje życie z dozorem jądrowym?

Tak, można powiedzieć, że już wtedy zakiełkowała mi myśl, że będę w jakiś sposób związany z dozorem. W tym czasie przystąpiono do reorganizacji urzędów i ministerstw pod kątem realizacji programu jądrowego, której istotnym elementem było włączenie dopiero co utworzonego w czerwcu 1973 roku Urzędu Energii Atomowej w struktury ówczesnego Ministerstwa Górnictwa i Energetyki. Zapaliło się wtedy zielone światło dla pracowników tych urzędów i podległych im instytucji związanych z branżą jądrową, a więc oczywiście m.in. IBJ, do odbycia szkoleń i staży zawodowych nie tylko u dostawcy technologii, która wtedy mogła być tylko radziecka, a więc w ZSRR, ale także i w innych krajach, i to nie tylko bloku wschodniego. Pod koniec 1975 roku otrzymałem od ówczesnego dyrektora w Urzędzie Energii Atomowej, inż. Arkadiusza Zmysłowskiego propozycję odbycia blisko czteromiesięcznego kursu szkoleniowego, organizowanego w USA przez Międzynarodową Agencję Energii Atomowej przy współpracy z rządem amerykańskim w Narodowym Laboratorium Argonne koło Chicago. Już sama nazwa tego kursu: „*International Training Course on Nuclear Power Planning and Implementation*” była symptomatyczna. Przed tym kursem oczywiście trzeba było wypełnić dość obszerną ankietę MAEA, w której m.in. określało się, jakie chcemy wynieść korzyści zawodowe z tego kursu. Już wtedy napisałem w tej ankiecie, że docelowo chciałbym pracować w dozorcze jądrowym. I to był chyba ten moment.

Jaką formę miał wtedy dozór jądrowy?

Wtedy dozoru jądrowego w Polsce jeszcze nie było. Na Zachodzie takie organizacje dopiero raczkowały. Oczywiście istniał nadzór nad ochroną zdrowia osób pracujących z promieniowaniem, realizowany przez służby sanitarne – w Polsce przy fachowym wsparciu Centralnego Laboratorium Ochrony Radiologicznej, którego pracownicy prowadzili kontrole zakładów, w których wykorzystywano źródła promieniotwórcze. W CLOR prowadzono także ewidencję tych źródeł oraz dawek otrzymywanych przez pracujące z nimi osoby. Nie było jednak odrębnego państwowego urzędu dozoru nad obiektami jądrowymi i zastosowaniami promieniowania i to nie tylko w Polsce.

Dopiero na początku lat 70. w Stanach Zjednoczonych powstała Nuclear Regulatory Commission (NRC) – Komisja Dozoru Jądrowego. Stało się tak, ponieważ dostrzeżono potrzebę istnienia silnej, niezależnej od innych agend rządowych i przemysłu, instytucji państwowej, która kontrolowałaby, czy rozwój przemysłu jądrowego i zastosowań źródeł promieniowania odbywa się w sposób bezpieczny dla ludzi, chroniąc ich przed potencjalnie szkodliwym wpływem promieniowania jonizującego.

Czyli wiedział Pan o powstaniu NRC? Miał Pan styczność z nowinkami technologicznymi i organizacyjnymi z Zachodu?

Ja i moi pracujący w Świerku koledzy wiedzieliśmy o powstaniu w 1974 roku NRC, bo mieliśmy wówczas, w początku lat 70. dostęp do warszawskiej Biblioteki Nukleonicznej, która dysponowała bogatymi materiałami z Zachodu, w większości w języku angielskim. Prawdopodobnie dzięki osobistym kontaktom ludzi, którzy byli związani z przemysłem i mieli kontakty w Stanach Zjednoczonych, mogliśmy oglądać na mikrofilmach, mikrofiskach wiele raportów, w których szczegółowo opisane były postępy prac nad rozwojem technologii reaktorowych. Dostęp do takich amerykańskich źródeł był czymś wyjątkowym, jak na warunki kraju, który był w bloku państw socjalistycznych i był blisko związany ze Związkiem Radzieckim. Spędzaliśmy dużo czasu, studiując te materiały i natrafialiśmy też na wiele innych informacji o tym, jak się rozwijały technologie jądrowe w różnych innych krajach. Można powiedzieć, że mieliśmy pełen przegląd tego, co się wówczas działo na świecie w przemyśle jądrowym, w niemilitarnych zastosowaniach energii jądrowej. I właśnie wtedy, w tych dokumentach, natrafiliśmy na oznaki tego nowego amerykańskiego podejścia – uwzględniającego potrzebę istnienia dozoru, czyli niezależnego, zewnętrznego, państwowego nadzoru nad tym, co robią inwestorzy, a potem operatorzy, czyli firmy energetyczne, które eksploatują reaktory jądrowe.

Tak wyglądały początki amerykańskiego dozoru. A jak wyglądały początki PAA?

Po moim powrocie z USA w kwietniu 1976 roku istniało już w Polsce nowe Ministerstwo Energetyki i Energii Atomowej, powstałe w wyniku reorganizacji dawnego Ministerstwa Górnictwa i Energetyki i wchłonięcia przez to ministerstwo Urzędu Energii Atomowej. Po kilku latach, w trybie kolejnej reorganizacji wyodrębniono z niego w 1982 roku, już w stanie wojennym, Państwową Agencję Atomistyki. W nowo utworzonej PAA inż. Zmysłowski, o którym wcześniej wspominałem, został dyrektorem departamentu o nazwie Główny Inspektorat Dozoru Jądrowego (GIDJ PAA).

Prezes PAA, którym był wtedy dr Mieczysław Sowiński, miał wiele różnych zadań. Jednym z nich było pełnienie roli centralnego organu administracji rządowej ds. bez-

pieczeństwa jądowego i ochrony radiologicznej. To on miał wydawać decyzje związane z nadzorem nad bezpieczeństwem realizacji programu energetyki jądowej, w tym zezwolenie na budowę pierwszej elektrowni jądowej w Żarnowcu, której ta właśnie lokalizacja została zdecydowana przez Rząd jeszcze w 1972 roku. Było to poważne zadanie, wymagające pozyskania odpowiednich specjalistów i stworzenia z nich zespołu, zdolnego wykonać niezbędne analizy i dozorową ocenę bezpieczeństwa, uzasadniającą taką decyzję. Zespół taki powstał w 1984 roku w Centralnym Laboratorium Ochrony Radiologicznej. Tu trzeba podkreślić, że zarówno budowa MARII, jak i tworzenie dekadę później wyżej wspomnianego zespołu dozoru w CLOR są nierozdzielnie związane z tą samą osobą – docenta Wacława Dąbka. Wyjaśnię pokrótce, w jaki sposób.

Reaktor MARIA nie był gotowym standardem bloku wschodniego, tzn. nie było tak, że wzięto gotowy projekt radziecki i zaadaptowano go warunków krajowych. Był to oryginalny projekt polskich inżynierów, radzieckie było zasadniczo tylko paliwo – jako jedynie dostępne wtedy na rynku państw bloku komunistycznego uzależnionych od ZSRR. Nastawienie osób, które ten reaktor budowały, od początku było takie, żeby zbudować obiekt w maksymalnym stopniu własnymi siłami, według własnego projektu. I to właśnie m.in. docent Wacław Dąbek nadawał impet realizacji takiego podejścia, które zaowocowało uruchomieniem zaprojektowanego przez polskich inżynierów i wybudowanego przez polskie przedsiębiorstwa reaktora w grudniu 1974 roku.

Po tym, jak już reaktor MARIA został uruchomiony, doc. Dąbek otrzymał propozycje pracy w Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej w Wiedniu, gdzie w latach 1975–1980 brał udział w opracowywaniu międzynarodowych standardów bezpieczeństwa dla energetyki jądowej. Kierował opracowaniem jednego z pięciu głównych tomów międzynarodowych norm bezpieczeństwa MAEA, dotyczącego wymagań zapewnienia jakości z punktu widzenia bezpieczeństwa jądowego i ochrony radiologicznej w budowie, rozruchu i eksploatacji, a potem likwidacji reaktorów jądowych. Po powrocie do Polski w końcu 1980 roku powołany został na stanowisko zastępcy dyrektora IBJ ds. naukowo-badawczych z zadaniem koordynowania kierunku „Energetyka Jądowa” w rządowym programie badawczo-rozwojowym (PR-8) na lata 1981–1985. Zorganizował w ramach tych prac Radę Programową ds. Dokumentów Normatywnych, której działania w istotny sposób przyspieszyły prace nad opracowaniem nie tylko polskich przepisów, ale także dokumentów normatywno-technicznych Rady Wzajemnej Pomocy Gospodarczej (RWPG), dotyczących bezpieczeństwa obiektów energetyki jądowej. W tym czasie trwały budowy lub przygotowania do budów nowych EJ w sąsiednich krajach bloku wschodniego, a w ramach podziału zadań pomiędzy kraje RWPG koordynowany był rozwój potencjału przemysłowego

do produkcji urządzeń i wyposażenia dla tych elektrowni. Przemysł polski rozwijał zdolności produkcyjne w zakresie np. wymienników ciepła (RAFAKO – Racibórz), turbozespołów (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. Przygotowania do budowy elektrowni jądowej w Polsce ruszyły na dobre na początku lat 80.

Równoległe z zadaniem koordynacji tworzenia, jak byśmy to dziś powiedzieli, ram prawnych bezpieczeństwa jądowego obiektów energetyki jądowej, doc. Dąbek miał stworzyć tzw. ramy regulacyjne, czyli zorganizować dozór jądowy i określić sposób jego sprawowania.

Ale jaki związek z tymi działaniami doc. Dąbka w kierunku zorganizowania dozoru miała utworzona w 1982 roku Państwowa Agencja Atomistyki?

Utworzonej w lutym 1982 roku Państwowej Agencji Atomistyki powierzono nadzór założycielski nad szeregami instytucji naukowo-badawczych oraz zakładów produkcji urządzeń aparatury jądowej, reaktorami badawczymi w Świerku wraz z zakładem produkcji radioizotopów i składowiskiem odpadów promieniotwórczych w Różanie, a także byłyymi zakładami wydobywania rud uranu w Kowarach. PAA miała się stać 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. Zadania te nie miały zatem wiele wspólnego z dozorem.

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 jądowej i konieczności budowy specjalistycznego zaplecza kadrowego państwowego dozoru jądowego, 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 rejestry dawek otrzymywanych przez pracowników kontrolowanych zakładów. Również w CLOR funkcjonował pod kierunkiem doc. Żarnowieckiego 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. Prezes Agencji dostrzegł w CLOR istnienie pewnego potencjalnego zaplecza dla przyszłego dozoru i dlatego w lutym 1984 roku wydał decyzję ustanawiającą dyrektora Centralnego Laboratorium Ochrony Radiologicznej Tadeusza Rzymkowskiego pełnomocnikiem Prezesa PAA do spraw bezpieczeństwa jądrowego. Decyzję tę poprzedziło służbowe przeniesienie pół roku wcześniej, w czerwcu 1983 roku, Wacława Dąbka do Centralnego Laboratorium Ochrony Radiologicznej na stanowisko pierwszego zastępcy dyrektora CLOR ds. Nadzoru i Kontroli w dziedzinie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, z jednoczesnym powierzeniem mu misji tworzenia zespołu specjalistów, stanowiącego załóżek dozoru jądrowego dla obiektów jądrowych 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.

Czy mógłby Pan nam przybliżyć, jakie to były zadania?

Zadania te, określone w tzw. Decyzji nr 1 Prezesa z dnia 3 lutego 1984 roku, były prawdopodobnie zredagowane z udziałem doc. Dąbka, odpowiadały bowiem ściśle wymaganiom określonym przez normy bezpieczeństwa MAEA w odniesieniu do dozoru jądrowego. Warto je przytoczyć w oryginalnym brzmieniu – odczytam je tu z wydanego w grudniu 1984 roku przez OBREL (Ośrodek Badawczo-Rozwojowy Elektrowni) zbioru „Akty prawne dotyczące energetyki jądrowej w Polsce”. A więc zadania dozоровe zostały wtedy sformułowane, jak następuje:

- 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) prowadzenie inspekcji w fazie 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.

Łatwo chyba zauważyć, że tak sformułowane zadania urząd dozoru jądrowego, jakim jest PAA, nasza Agencja realizuje także obecnie, i były one realizowane niezmiennie od tamtego czasu przez ludzi zespołu dozoru jądrowego zorganizowanego w tamtych czasach przez doc. Wacława Dąbka, niezależnie od konfiguracji organizacyjnych, w jakich ludziom tego zespołu przyszło pracować przez ostatnie 30 lat. Oczywiście jego skład się trochę zmieniał, ale jako zespół dotrwał do dnia dzisiejszego.

W jaki sposób organizowano ten zespół i czym konkretnie zajął się on po swoim powstaniu?

Dyrektor Wacław Dąbek zaraz po przeniesieniu do CLOR zaczął ściągać do zespołu specjalistów reprezentujących dziedziny wiedzy i specjalności związane z bezpieczeństwem obiektów energetyki jądrowej, zapewniające fachowe wykonywanie poprzednio wspomnianych przeze mnie zadań. Zespołowi temu powierzono zadanie opracowania w pierwszym rządzie podstawowych wymagań bezpieczeństwa jądrowego, które zostały następnie wydane jako „Wytyczne Pełnomocnika Prezesa PAA ds. bezpieczeństwa jądrowego”. Potrzebni do tego byli zarówno inżynierowie czy fizycy, jak i prawnicy. Do zespołu 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 (w którym pracowałem w latach 1976–1982), 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. Wspomnę tu niektóre nazwiska: inżynierów Mariana Lenarta, Ryszarda Siwickiego, Zdzisława Bednarskiego, Leszka Szulca, Andrzeja Ku-

czyńskiego, Alberta Tykała, Jerzego Zandberga, doktorów inżynierów: Marka Bernatowicza, Macieja Kuliga, Andrzeja Kostyrko, Andrzeja Ostrowskiego, doc. dr. hab. Edwarda Józefowicza. Do zespołu dozoru weszli także specjaliści z CLOR – m.in. z pracowni Badań i Studiów Bezpieczeństwa Reaktorów (inżynierowie Andrzej Kowalczyk, później współorganizator i dyrektor CEZAR’a), Tomasz Jackowski i Krzysztof Kruk, Działu Kontroli (inż. Jan Skotniczny z zespołem inspektorów) i innych zakładów CLOR (Andrzej Pawlak – obecny naczelnik Wydziału Nieprolifracji PAA, Hanna Sapięha, Andrzej Pietruszewski i Ryszard Zarucki) oraz z innych instytucji, m.in. z Urzędu Dozoru Technicznego (obecny Prezes PAA, inż. Janusz Włodarski), Instytutu Techniki Budowlanej (inż. Stanisław Gorayski), Instytutu Plazmy i Laserowej Mikrosyntezy (inż. Maciej Skarzewski), Wydziału Fizyki UW (dr Wanda Stępień-Rudzka) i ekspert spawalnictwa dr inż. Andrzej Dzikielewski. I jak już wspomniałem – prawnicy z Uniwersytetu im. Mikołaja Kopernika w Toruniu, doktorzy praw Maciej Świecki i Stanisław Kraszewski oraz z CLOR – mgr praw Ewa Szkultecka, późniejszy Dyrektor Generalny PAA.

Dyrektor Dąbek, a potem jego następcy w zespole dozoru zawsze kierowali się zasadą sięgania po najlepszych specjalistów praktyków w dziedzinach kontrolowanych przez dozór działalności. Tak więc dyrektor Dąbek ściągnął do dozoru, po ich przejściu na emeryturę, obu byłych wieloletnich kierowników reaktorów – EWA (dr. inż. Eugeniusza Dziakowskiego) i MARIA (inż. Witolda Byszewskiego). Później, już w latach 90., do zespołu dozoru przeszedł inż. Andrzej Konieczko z Energoprojektu, dr inż. Andrzej Mikulski z Instytutu Energii Atomowej i inż. Wiesław Szmek po powrocie ze stażu w USA, a potem w Czechach, gdzie był pracownikiem nadzoru firmy Westinghouse na budowie elektrowni jądrowej w Temelinie. A całkiem ostatnio naszym ekspertem był inż. Władysław Kielbasa, niegdyś należący do kierowniczej kadry inżynierskiej Elektrowni Żarnowiec w Budowie.

Wspomniał Pan wcześniej, że PAA utworzono m.in. po to, by jej Prezes wydał zezwolenie na budowę pierwszej polskiej elektrowni atomowej w Żarnowcu. Jaką rolę odegrał w tym zespół dyrektora Dąbka w CLOR?

Zespół ten pod kierunkiem dyrektora Dąbka przeprowadził analizę i ocenę dokumentacji niezbędnej do wydania w listopadzie 1985 roku 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 z serii wcześniej wspomnianych wytycznych Pełnomocnika Prezesa PAA, wydanej w 1984 roku, 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 6.11.1985 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.

Równoległe z przygotowaniem zezwolenia na budowę EJ Żarnowiec prowadzone były pod kierunkiem Wacława Dąbka, z udziałem ekspertów zespołu oraz prawników, prace nad projektem pierwszego polskiego prawa atomowego, które zostało wydane w postaci ustawy sejmowej 10 kwietnia 1986 roku. W zapisach ustawy, obok norm bezpieczeństwa MAEA, w przeważającej części wykorzystano sformułowania zasad i wymagań bezpieczeństwa oraz trybu postępowania w zakresie licencjonowania obiektów jądrowych, jakie wcześniej zawarto we wspomnianych wyżej wytycznych. Warto podkreślić, że ustawa ta analizowana była potem przez ekspertów z Zachodu i uzyskała bardzo pozytywną opinię m.in. eksperta prawnego Agencji Energii Jądrowej NEA-OECD.

Dozór kojarzy się z kontrolami prowadzonymi przez inspektorów. Kiedy i jak doszło do utworzenia stanowiska Głównego Inspektora i jakie mu powierzono obowiązki?

W 1986 roku, po formalnym powstaniu na mocy ustawy „Prawo atomowe” państwowego dozoru bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, Prezes PAA powierzył dyrektorowi Wacławowi Dąbkowi, pozostającemu nadal pierwszym zastępcą dyrektora CLOR, obowiązki Głównego Inspektora Dozoru Jądrowego. Dyrektor Dąbek jako p.o. Głównego Inspektora został także członkiem Rady do spraw Atomistyki – organu doradczego i opiniotwórczego Prezesa PAA. Na terenie PAA komórką do spraw zadań dozorowych był wspomniany już przeze mnie wcześniej departament o nazwie Główny Inspektorat Dozoru Jądrowego. Dyrektor departamentu GIDJ, inż. Zmysłowski, był „prawą ręką” Prezesa PAA w sprawach bezpieczeństwa jądrowego, a jednocześnie blisko współpracował z dyr. Dąbkim jako p.o. Głównego Inspektora, kierującym zespołem dozoru jądrowego, wyodrębnionym w strukturze organizacyjnej CLOR jako Zakład VII.

Zadania postawione przed tym zakładem były unikatywne w skali kraju i na dodatek, ze względu na założony i realizowany początkowo bez opóźnień harmonogram budowy EJ Żarnowiec, wykonywane pod dużą presją czasu. Inspekcje dozoru na budowie musiały nadążać za tym harmonogramem. Trzeba tutaj podkreślić, że mimo

zdecydowanie przeważającego obciążenia i zaangażowania w tym czasie dyrektora Dąbka we wdrożenie zespołu dozoru w Zakładzie VII CLOR do wykonywania podstawowych funkcji i zadań dozorowych w odniesieniu do budowanej elektrowni jądrowej, niejako rutynowo nadzorował on także równoległe w tym samym czasie podporządkowanych mu bezpośrednio inspektorów dozoru z Działu Kontroli CLOR, kierując ich na kontrole zakładów wykorzystujących źródła promieniowania jonizującego na terenie całego kraju. Po wejściu w życie nowej ustawy Główny Inspektor został obciążony dodatkowo obowiązkiem wydawania z upoważnienia Prezesa PAA dla użytkowników źródeł promieniowania jonizującego setek zezwoleń i innych decyzji rocznie. W 1987 roku dyrektor CLOR podjął 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). Stosowny wniosek o powołanie złożony wiosną 1988 roku został zaakceptowany dopiero po czterech miesiącach, w październiku 1988 r. Prezes PAA powołał Wacława Dąbka na stanowisko Głównego Inspektora Dozoru Jądrowego w końcu listopada 1988 r.

Przy tej okazji nasuwają się następujące refleksje. Tworzenie dozoru jądrowego w Polsce i budowa pierwszej elektrowni jądrowej przypadła na okres stanu wojennego, w którym z jednej strony paradoksalnie powstała dosyć dobra sytuacja dla rozwoju energetyki jądrowej. „Junta” Jaruzelskiego nie musiała się specjalnie liczyć z opiniami społecznymi, dokonując zmian organizacyjnych i personalnych w jednostkach administracji i państwowych jednostkach naukowo-badawczych, co w pewnym sensie ułatwiło ściągnięcie potrzebnych pracowników różnych instytucji do zespołu dozoru. Z drugiej strony, nadal obowiązujący kanon obsadzania wszystkich ważnych stanowisk wyłącznie ludźmi komunistycznej nomenklatury powodował niebezpieczeństwo utraty dla realizacji tego programu potencjalnych nie należących do niej liderów, z dużymi, niepodważalnymi osiągnięciami zawodowymi, lub co najmniej wyhamowanie ich inicjatywy, przez opóźnianie decyzji ich mianowania lub awansu. W skrajnych przypadkach zaangażowanie w Solidarność niektórych osób związanych z instytucjami naukowymi powodowała drastyczne pociągnięcia ze strony władz. Przykładem może być internowanie kierownika Pracowni Projektów Specjalnych IBJ dr. inż. Andrzeja Wierusza, rozpad i rozproszenie jego zespołu, który na szczęście został jakoś pozbierany przez dyrektora Dąbka, tworząc trzon przyszłego zespołu dozoru w CLOR.

Kiedy powołano pierwszych inspektorów dozoru jądrowego? Jak zdobywali potrzebne kwalifikacje do prowadzenia kontroli obiektów energetyki jądrowej?

Pierwsza grupa inspektorów dozoru jądrowego uzyskała formalne powołania przez Prezesa PAA do pełnienia

swych funkcji w 1987 roku. By to było możliwe, musieli zostać zatrudnieni co najmniej na części etatu w PAA w departamencie GIDJ. Doświadczenie inspektorskie zdobywali szybko, dzięki bezpośredniemu uczestniczeniu w inspekcjach, które dozór jądrowy wykonywał na budowie EJ Żarnowiec, w liczbie 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, określana w języku angielskim jako „*tutoring*” i „*on-the-job training*,” utrwaliła się i stała się uznaną, zasadniczą formą szkolenia inspektorów dozoru jądrowego, zresztą nie tylko w Polsce. Przypomnę, że i obecnie realizowany program szkoleń kadry dozoru jądrowego na potrzeby związane z realizacją obecnego, nowego Programu Polskiej Energetyki Jądrowej, PPEJ, do którego przygotowania zainicjowano w roku 2009, a zatwierdzonego przez Rząd w końcu stycznia ubiegłego roku, obejmuje szeroki program 2–3-miesięcznych staży naszych inspektorów i ekspertów dozoru jądrowego w organizacjach dozoru jądrowego w krajach o rozwiniętej energetyce jądrowej – we Francji, USA, Kanadzie, W. Brytanii i Republice Korei.

Prawo atomowe było od 2009 roku dwukrotnie nowelizowane i zmieniane. W marcu zostało wydane nowe zezwolenie na eksploatację reaktora MARIA i jaki to ma związek z tymi nowelizacjami?

Prawo atomowe z 2000 roku zostało nowelizowane w sposób bardzo dogłębny i szeroki po raz pierwszy w 2011 roku, w efekcie wdrożenia transpozycji do polskiego porządku prawnego przepisów dyrektywy o bezpieczeństwie jądrowym obiektów jądrowych z 2009 roku. Wymagało to wydania również w latach 2012–2014 szeregu rozporządzeń wykonawczych.

Niektóre z tych rozporządzeń stanowiły tylko pewną rewizję już istniejących regulacji, ale kilkanaście z nich to były rozporządzenia napisane kompletnie od nowa. Dotyczyły one poszczególnych etapów powstawania i funkcjonowania obiektu jądrowego, począwszy od wymagań projektowych, jakie obiekty takie muszą spełniać, i wymagań dotyczących prowadzenia analiz i ocen ich bezpieczeństwa, poprzez wymagania co do ich lokalizacji, budowy, a potem rozruchu i eksploatacji, aż po likwidację. W latach 2012–14 wydano wszystkie te rozporządzenia. W tym czasie wyszła dyrektywa 70/2011/Euratom, która sformułowała nowe wymagania dotyczące bezpiecznego postępowania z odpadami promieniotwórczymi i wypalonym paliwem jądrowym. Ona również, tak jak każda z poprzednich dyrektyw, musiała być transponowana do polskiego porządku prawnego. Trzeba więc było znowu podjąć żmudną i czasochłonną procedurę nowelizacji naszego Prawa atomowego. Ale dzięki tej nowelizacji,

uwzględniającej najnowsze rozwiązania w zakresie bezpieczeństwa, biorące pod uwagę m.in. wnioski z awarii w Fukushima, mamy w tej chwili już bardzo nowoczesne prawo odpowiadające w pełni najnowszym wymaganiom europejskim dla nowo budowanych elektrowni jądrowych.

Warunki wcześniejszego zezwolenia na eksploatację reaktora MARIA z 2009 roku w wielu miejscach zupełnie nie odpowiadały nowym zmienionym ostatnio wymaganiom nowej ustawy Prawo atomowe i odpowiednich nowych rozporządzeń wykonawczych. Stało się jasne, że nowe zezwolenie musi być wydane z uwzględnieniem już nowych przepisów, czyli musi zawierać wszystkie te nowe wymagania europejskie, które stosują się przede wszystkim do elektrowni jądrowych, ale także w pewnym zakresie dotyczą także takich obiektów, jak reaktor badawczy MARIA. W związku z tym Wnioskodawca, czyli NCBJ, które eksploatuje reaktor MARIA, musiał przygotować odpowiednią dokumentację bezpieczeństwa, spełniającą te nowe wymagania, by złożyć odpowiedni wniosek o zezwolenie Prezesa PAA na dalszą eksploatację reaktora. Do tego wniosku musiały być załączone odpowiednie analizy bezpieczeństwa, wykonane zgodnie z nowymi wymaganiami i nowymi przepisami. Następnie nasz Departament Bezpieczeństwa Jądrowego musiał tę dokumentację bardzo szczegółowo przeanalizować, wykonać obliczenia sprawdzające i wydać ocenę dozоровą dotyczącą tego, czy rzeczywiście wniosek spełnia wszystkie wymagania nowych przepisów, które powstały w latach 2009–2014.

A jak w praktyce wyglądają kontrole naszych inspektorów?

Kontrola jest jedną z podstaw funkcjonowania dozoru jądrowego. Organy dozoru na całym świecie kierują się pewnymi utartymi już praktykami. Te praktyki wywodzą się z czasów, kiedy Amerykanie tworzyli NRC i wypracowali pewne metody sprawowania dozoru. Za ich wzorem stopniowo powstawały organizacje dozоровe w innych krajach, korzystając z doświadczeń poprzedników, jednocześnie doskonaląc przyjmowane rozwiązania oparte na własnych doświadczeniach. Niemniej w działaniach każdego dozoru jądrowego na świecie wyróżnić można następujące kluczowe procesy:

- ustalanie wymagań i kryteriów akceptacji i wprowadzanie ich jako prawnie obowiązujące decyzjami uprawnionych do tego podmiotów poprzez wydanie przez te podmioty odpowiednich aktów prawnych i rozporządzeń wykonawczych, a także wydawanie przez organ dozoru nieobligatoryjnych zaleceń i wytycznych, jak spełnić tak wprowadzone wymagania,
- weryfikacja analiz bezpieczeństwa przeprowadzonych przez wnioskującego o zezwolenie opisanych w raporcie bezpieczeństwa i dozоровa ocena bezpieczeństwa wnioskowanej działalności,
- wydawanie zezwoleń, zgód czy innej formy autoryzacji wnioskowanej działalności lub uprawnień osobowych na

podstawie dozоровej oceny z uwzględnieniem wyników analizy dokumentacji lub przeprowadzonej inspekcji, testów lub pomiarów,

- sprawowanie kontroli zgodności prowadzonej działalności z wymaganiami bezpieczeństwa zawartymi w przepisach lub warunkach zezwolenia i jeśli to konieczne, egzekwowanie działań korygujących odstępstwa od tych wymagań na drodze nakazów lub zakazów wydanych w trybie postępowań administracyjnych.

Przy wydawaniu zezwoleń formułuje się szczegółowe warunki w samym zezwoleniu. Te warunki razem z raportem bezpieczeństwa i całą dokumentacją bezpieczeństwa i dokumentacją technologiczną po jej uzgodnieniu z dozorem stanowią podstawę działania obiektu jądrowego i kontroli przez inspektorów dozoru prawidłowości jego funkcjonowania.

Kontroli jest kilkanaście w roku, a kontrolowane jest przestrzeganie wymagań i warunków opisanych w raporcie bezpieczeństwa oraz sposobów postępowania opisanych w procedurach funkcjonowania kontrolowanego obiektu. Do raportu bezpieczeństwa są dołączone szczegółowe procedury działania, które określają działania ludzi w tym obiekcie, w jaki sposób się go uruchamia, w jaki sposób się prowadzi eksploatację, w jaki sposób się prowadzi konserwację, w jaki sposób się naświetla materiały tarczowe i jak trzeba z nimi postępować, co trzeba zrobić z odpadami etc. Kontrola polega na tym, żeby na miejscu, w obiekcie sprawdzić, czy rzeczywiście operator robi to, co uzgodnił z dozorem. Jeżeli tak robi, to wynik kontroli jest pomyślny. Jeżeli nie robi w taki sposób, jak trzeba, to są wydawane zalecenia pokontrolne lub, jeśli jest sytuacja zagrożenia bezpieczeństwa, zarządzenia doraźne. Potem sprawdza się, czy te nieprawidłowości zostały usunięte – przy tym albo opieramy się na raporcie i na wynikach pomiarów, które przesyła kontrolowany, albo oprócz tego wysyłamy kolejną kontrolę i sprawdzamy, czy rzeczywiście wszystko funkcjonuje, jak powinno.

Chcę zwrócić uwagę na jeszcze jeden instrument pracy dozоровej – nakładanie sankcji. Jeżeli by doszło do sytuacji, w której zaniedbania nie są usuwane w terminie albo prowadzona jest eksploatacja niezgodnie z warunkami zezwolenia, to Prezes Agencji ma możliwość również nałożenia kar administracyjnych, wstrzymania działalności, cofnięcia zezwolenia lub wszczęcia postępowania karnego, gdy istnieje podejrzenie przestępstwa.

Jak długo jeszcze będziemy mogli korzystać z reaktora MARIA i czy przewiduje się budowę nowego reaktora badawczego?

MARIA ma być wykorzystywana do 2030 roku, takie plany ma przynajmniej operator. Należy pamiętać, iż to nie dozór decyduje o tym, jak długo posiadacz zezwolenia ma eksploatować reaktor, nas interesuje tylko, czy będzie to robione bezpiecznie. Nie zajmujemy się strategią rozwoju ośrodka w Świerku, mogą jednak powiedzieć, że podczas

uroczystości związanej z 40-leciem MARII, ktoś wspominał nawet o pomysłach budowy nowego reaktora.

A jaka jest Pana zdaniem przyszłość reaktorów badawczych na świecie?

Wydaje mi się, że w tej chwili ciężar badań jądrowych leży gdzie indziej – w wysokich energiach, czyli nie w urządzeniach reaktorowych, lecz raczej w gigantycznych akceleratorach, ogromnych cyklotronach, które są w stanie przyspieszać bardzo ciężkie cząstki do bardzo wysokich energii. To tam jest szansa na jakieś przełomowe odkrycia. Według mnie przy obecnym kierunku rozwoju fizyki jądrowej i programów badań jądrowych reaktory badawcze nie są perspektywnym urządzeniem dla tych badań. Natomiast jeszcze przez wiele lat będą one służyć do wytwarzania radioizotopów, dlatego że w reakcji rozszczepienia dostajemy, jak ktoś powiedział żartobliwie, całą tablicę Mendelejewa. Powstaje mnóstwo różnych pierwiastków, niektóre z nich są promieniotwórcze i znajdują ciągle jeszcze całą gamę zastosowań. Jednak i na tym polu wiele się zmienia. Rad kiedyś był stosowany powszechnie, teraz już całkowicie wychodzi z użycia. Kobalt 60, iryd 192 czy inne radioizotopy mają nadal zastosowanie w przemyśle i w medycynie. Medycyna nuklearna też się jednak bardzo szybko rozwija – na przykład przy terapiach onkologicznych w coraz większym stopniu bomby kobaltowe są zastępowane akceleratorami, które dają możliwość bardzo precyzyjnego kierowania wiązki promieniowania na guz nowotworowy. Dzięki temu ogranicza się narażenie innych tkanek. Nowe techniki wciąż się rozwijają i póki będą się rozwijały, to reaktory będą potrzebne.

MARIA ma zresztą swoje sukcesy w tej dziedzinie, w ostatnich latach weszła bowiem do klubu producentów molibdenu. Pierwiastek ten jest używany do budowy tzw. generatorów technetowo-molibdenowych, które mają bardzo szerokie zastosowanie w medycynie. Są one obecnie bardzo poszukiwane, bo ich produkcja została ograniczona przez awarie w reaktorach holenderskim i kanadyjskim, dostarczających znaczną część światowej produkcji molibdenu. To właśnie Holendrzy, mając kontakty w Polsce i wiedząc, że posiadamy stosunkowo duży reaktor badawczy, zabiegali, żeby w MARII zapewniono możliwość uruchomienia produkcji molibdenu z uranu wysoko-wzbogaconego, zapełniając lukę w dostawach tego tak ważnego w medycynie izotopu, powstałą w wyniku konieczności wyłączenia na pewien czas ich reaktora.

Dozór też miał przy tym dużo pracy, dlatego że trzeba było całą tę technologię przeanalizować, zatwierdzić, postawić odpowiednie warunki bezpieczeństwa i wydać odpowiednie zezwolenia. Konieczne było także dokonanie pewnych przeróbek w samym reaktorze MARIA, które umożliwiły wyładowanie z reaktora bardzo wysokoaktywnych źródeł promieniowania, jakimi są płytki naświetlonego uranu wysoko wzbogaconego zawierające molibden, załadowanie ich do pojemników transportowych i wywie-

zienie do Holandii przez Niemcy transportem drogowym. Świerk sprostał temu zadaniu i jest w tej chwili liczącym się dostawcą molibdenu na rynek światowy.

Osobiście uważam, że powinniśmy zapełnić lukę, która się tu pojawiła. W Świerku produkowane są również generatory technetowo-molibdenowe, ale nie są one robione z naświetlonego w naszym reaktorze uranu, który przysyła nam Holendrzy, tylko z molibdenu sprowadzonego drogą lotniczą z RPA. Nie wydobywamy molibdenu, bo brakuje nam odcinka linii technologicznej. Powinniśmy więc nauczyć się wydobywać molibden z naświetlonego uranu. Zamknięcie całego cyklu technologicznego produkcji tych izotopów medycznych byłoby bardzo rozsądną drogą do większego usamodzielnienia się Polski jako ich dostawcy.

Czy po awarii w Fukushima podjęto lub podejmowano próby zwiększenia bezpieczeństwa reaktorów badawczych? Wiemy, że w elektrowniach jądrowych przeprowadzano tzw. stress testy?

W stress testach brały udział kraje UE posiadające elektrownie jądrowe, a także Szwajcaria i Ukraina. Nie było wymogu, żeby prowadzić stress testy w reaktorach badawczych, chociaż my w odniesieniu do MARII sprawdziliśmy dwa elementy, które zawiodły w Fukushima.

Problemem była tam całkowita utrata zasilania elektrycznego, co spowodowało, że pompy nie mogły pracować i chłodzić rdzenia. Rdzeń w końcu uległ stopieniu. W związku z tym po przeprowadzeniu inspekcji wydaliśmy zalecenia dotyczące postępowania z bateriami akumulatorów w Świerku i z funkcjonowaniem generatorów diesla w reaktorze, m.in. zaleciliśmy inne usytuowanie tych baterii akumulatorów w taki sposób, żeby potencjalne ekstremalne ulewy nie mogły doprowadzić do zatopienia poziomu, na którym stały baterie.

W kontekście awarii i strachu społeczeństwa mówi się o elektrowniach jądrowych, a nie o tych reaktorach badawczych. Czy w reaktorach badawczych i w pracy reaktora MARIA wystąpiły kiedykolwiek groźne sytuacje?

Można powiedzieć, że MARIA jest reaktorem bezpiecznym. Przy paliwie wysoko wzbogaconym, jakie było stosowane w MARII i w innych reaktorach badawczych na świecie, zawsze bardzo istotną sprawą było niedopuszczenie do tzw. awarii reaktywnościowej, tzn. takiej sytuacji, kiedy nie zdąży się opuścić prętów pochłaniających do rdzenia i może dojść do gwałtownego, bardzo dużego wzrostu mocy, połączonego np. z wybuchem parowym, uszkodzeniem rdzenia i rozproszeniem produktów rozszczepienia. Współczesne rozwiązania systemów wyłączenia reaktorów badawczych i zatrzymania reakcji rozszczepienia skutecznie eliminują prawdopodobieństwo takiego zdarzenia, zastosowanie paliwa o niższym wzbogaceniu – poniżej 20% zapewnia jeszcze większe ograniczenie prawdopodobieństwa takiej awarii, a w elektrowniach jądrowych

wych, gdzie stosowane jest paliwo o wzbogaceniu nie przekraczającym 4–5%, awarie reaktywnościowe w praktyce się nie zdarzają. W przypadku elektrowni jądrowych rozważane są jedynie sytuacje awarii polegającej na braku możliwości odebrania ciepła powyłaczeniowego, już po wygaszeniu reakcji rozszczepienia, czyli po wyłączeniu reaktora.

Obecnie MARIA nie stosuje już paliwa wysoko wzbogaconego. Co było główną przyczyną przejścia na paliwo nisko wzbogacone?

Wiąże się to z kwestią nieprolifracji broni jądrowej. Po ataku na WTC 11 września 2001 roku rząd amerykański dość szybko wysunął inicjatywę, żeby wycofać z reaktorów badawczych na świecie paliwo wysoko wzbogacone, tzn. o wzbogaceniu w uran 235 wyższym niż 20%. Z uranu o wysokim poziomie wzbogacenia jest znacznie łatwiej uzyskać U-235 do celów wojskowych. Kraje korzystające z techniki wirówkowej, takie jak Iran, potrafią taki wysoko wzbogacony uran jeszcze bardziej wzbogacić, a także odzyskać pluton, który w takim reaktorze jest wytwarzany. Uważa się, że działania podjęte w ramach GTRI były słuszne i że ograniczenie wzbogacenia paliwa do wartości poniżej 20% stanowi bezpieczną barierę.

Czy to przejście odbyło się bez komplikacji?

Przejście na paliwo nisko wzbogacone było pewnym problemem nie tylko w Polsce, ale też w innych krajach. Do pewnych badań czy procesów produkcyjnych w reaktorach badawczych jednak jest potrzebne paliwo wysoko wzbogacone. Przy tym zakresie prac, jakie wykonywane są w reaktorze MARIA, tzn. wykorzystywanie reaktora głównie do produkcji radioizotopów, wciąż problemem pozostaje np. opanowanie technologii wytwarzania molibdenu z płytek uranowych o niskim wzbogaceniu. Prace nad tym dopiero toczą się w innych ośrodkach na świecie.

Innym problemem była konieczność zwiększenia liczby elementów paliwowych w rdzeniu i zapewnienia bezpiecznego ich chłodzenia. Istniejące pompy obiegu kanałów paliwowych w MARII musiały być wymienione na inne, bardziej wydajne, należało też wymienić połączone z nimi odcinki orurowania pierwotnego obiegu chłodzenia. Trzeba było zatem przeprowadzić gruntowną modernizację reaktora, wymagającą analiz nowego systemu chłodzenia przez operatora reaktora, ich weryfikacji przez dozór i wydanie zezwolenia na przeprowadzenie tej modernizacji, a potem, zezwolenia na próby rozruchowe oraz na eksploatację reaktora z nowym układem chłodzenia.

Jedną z kwestii wzbudzających największe kontrowersje jest sposób postępowania z wypalonym paliwem jądrowym. Czy będziemy budować składowisko wysokoaktywnych odpadów promieniotwórczych?

Faktycznie, problem odpadów nieuchronnie wiąże się z budową elektrowni jądrowej, pojawi się jednak dopiero w dłuższej perspektywie: 40–50 lat, wtedy, gdy nagromadzi

się dużo wypalonego paliwa jądrowego. W większości krajów świata paliwo to jest przechowywane przy elektrowniach, w basenach wypełnionych wodą. Po pewnym okresie przechowywania generacja ciepła w paliwie jest na tyle mała, że jest możliwe chłodzenie powietrzem. Wówczas przenosi się je do tzw. suchych przechowalników.

Od wszystkich krajów posiadających program jądrowy wymaga się określenia strategii postępowania z wypalonym paliwem. Tak naprawdę wypalone paliwo jądrowe może być składowane tylko w składowisku geologicznym. Dlatego kraje UE zostały zobowiązane do opracowania krajowych polityk i strategii postępowania z takim paliwem i programów zawierających m.in. harmonogramy odpowiednich badań w podziemnych laboratoriach z określeniem szczegółowych terminów realizacji kolejnych etapów powstawania takiego składowiska.

Wiemy, że możliwy jest przerób wypalonego paliwa. W jaki sposób się to robi?

Przerób polega na tym, że z wypalonego paliwa wyodrębnia się pluton i pozostała ilość uranu 235. Pozostają tylko inne produkty rozszczepienia. Problematyczne są produkty alfa promieniotwórcze, które mają bardzo długie okresy połowicznego rozpadu, sięgające tysięcy lat, np. rad (ponad 1500 lat). Muszą być doskonale osłonięte i bardzo głęboko zakopane, by nie stworzyły zagrożenia. Właśnie na tego typu odpady przewiduje się składowiska geologiczne. Istnieje także technologia zeszkliwiania odpadów wysokoaktywnych – ich postać jest wówczas na tyle trwała, że mogą przetrwać setki tysięcy lat i nie ulegną destrukcji, rozproszeniu czy rozmyciu.

W tej chwili krajami przodującymi w budowie składowisk geologicznych jest Finlandia i Szwecja. Trzeba sobie zdawać sprawę, że budowa takiego składowiska jest dość kosztowna i w zasadzie opłacalna dopiero, jak mamy już pewną stosunkowo dużą ilość odpadów. Wówczas jednostkowe koszty budowy na tonę odpadów są mniejsze. Jeżeli odpadów jest stosunkowo niedużo, to się to po prostu nie opłaca.

Dużo rozmawialiśmy o historii i Pana osobistych doświadczeniach. Na koniec zwróćmy się ku przyszłości. PAA od kilku ostatnich lat przyjmuje nowych pracowników, głównie młodych ludzi, którzy są potem intensywnie szkoleni. Co Pana zdaniem możemy zaoferować takim młodym pracownikom przez kolejne lata? Jak chciałby ich Pan zachęcić do pracy u nas?

Wydaje mi się, że nowi pracownicy przychodzą do nas głównie dlatego, że to jest praca bardzo ciekawa. Myślę, że jest dużo młodych ludzi, szczególnie inżynierów, którzy są zafascynowani technologią jądrową. Jest to technologia, która, ogólnie rzecz ujmując, podnosi poziom nauki i cywilizacji technicznej w kraju. Jeśli przyjrzymy się, jak wyglądają kraje, które wcześniej przystąpiły do programów jądrowych, to zauważymy, że wiodą one prym na świecie pod względem gospodarczym i cywilizacyjnym. Z drugiej

strony, w sektorze technologii jądrowej mamy cały czas do czynienia z globalną wymianą informacji technicznej. Dąży się do harmonizacji pewnych praktyk, podejść, tak, by technologia była maksymalnie bezpieczna, przy jednoczesnym obniżeniu kosztów.

Program współpracy międzynarodowej i szerokiej wymiany wiedzy, w którym uczestniczy PAA, może być bardzo atrakcyjny dla osób, którzy są ciekawi świata i chcą zobaczyć, jak w innych krajach robi się podobne rzeczy, które my tutaj chcemy robić. W PAA oferujemy im perspektywę bardzo ciekawych wyjazdów, staży, udziału w konferencjach, warsztatach itd. Wydaje mi się, że jest to coś, co przyciąga młodych ludzi.

Kolejny element, jaki może ich przyciągać, to rodzaj satysfakcji z udziału w tworzeniu czegoś nowego. W Polsce nie mamy jeszcze elektrowni jądrowej, będzie ona dopiero

powstawała i myślę, że da to ogromną satysfakcję ludziom, którzy wniosą w to swój wkład. PAA jako urząd dozoru jest jednym z głównych podmiotów w tym procesie, a jego działania dają powód do dodatkowej satysfakcji jego pracownikom z racji poczucia służby dla dobra społecznego, jakim jest kontrola i nadzór nad bezpieczeństwem i ochroną ludzi przed promieniowaniem. Możliwość dołączenia do zespołu, któremu przyświeca taki cel, i ma od lat określone, sprawdzone w praktyce, ale też ciągle doskonalone metody działania, także może być postrzegane jako wartość dodana. Branża, w której działamy, stale się rozwija, na pewno jest bardzo ciekawa, a także istotna z punktu widzenia rozwoju i przyszłości kraju.

Z Wiceprezesem PAA Maciejem Jurkowskim, b. Głównym Inspektorem Dozoru Jądrowego w latach 2008–2014, rozmawiały Paulina Szycko i Elżbieta Zalewska.

ESBWR – kolejny reaktor generacji III+ z certyfikatem amerykańskiego dozoru jądrowego U.S. NRC

ESBWR – next reactor of generation III+ with U.S. NRC's Standard Design Certificate

Eryk Turcki
Państwowa Agencja Atomistyki

1. Wstęp

W październiku roku 2014 projekt reaktora ESBWR (ang. *Economic Simplified Boiling Water Reactor*) przeszedł pozytywnie długotrwały proces certyfikacji amerykańskiego dozoru jądrowego U.S. NRC (ang. *United States Nuclear Regulatory Commission*). Zdobywanie certyfikatu można uważać za potwierdzenie, przez grono ekspertów, aspektów bezpieczeństwa projektu oraz wstępną akceptację możliwości budowy tego typu reaktora w USA. Po AP1000 jest to drugi projekt zaliczany do generacji III+, zatwierdzony przez U.S. NRC.

Wydarzenie to jest dobrą okazją, aby przybliżyć niektóre rozwiązania zastosowane w tej technologii. Dodatkową zachętą jest fakt, że projekt tego reaktora prawdopodobnie zostanie zaproponowany jako kandydat do zastosowania w pierwszej polskiej elektrowni jądrowej. Takie zamiary ze strony GE – Hitachi (producenta ESBWR) uwidoczniła na przykład seminarium pod nazwą „Analiza bezpieczeństwa elektrowni jądrowych z reaktorami BWR”, które odbyło się w lutym bieżącego roku w Szczyrku. Podczas seminarium dużo uwagi poświęcono właśnie ESBWR.

2. Reaktory generacji III+

Projekty reaktorów jądrowych generacji III+ pokazują stały trend w rozwoju branży w stronę wzmacniania bezpieczeństwa oraz zwiększania efektywności ekonomicznej.

Wspomniany certyfikat U.S. NRC dla kolejnego projektu jest jednym z kroków uwidaczniających rzeczywisty postęp w dojrzewaniu tych technologii oraz w przybliżaniu ich realnego stosowania w niedalekiej przyszłości.

Generacja III+ reaktorów jądrowych jest następstwem starań ulepszenia aspektów bezpieczeństwa i ekonomii generacji III. Można powiedzieć, że ESBWR jest doskonałą wersją ABWR (ang. *Advanced Boiling – Water Reactor*).¹ Generacja III+ charakteryzuje się uproszczeniem konstrukcji, kładąc nacisk na zwiększenie udziału systemów biernych, opartych na zjawiskach fizycznych, których przebieg nie wymaga dodatkowych elementów aktywnych, jak np. pompy. Mniejsza ilość takich elementów, które potencjalnie mogą zawieść w trakcie eksploatacji lub w czasie zapobiegania rozwojowi awarii, przyczynia się znacznie do poprawy bezpieczeństwa obiektu. Obrazują to np. wartości prawdopodobieństwa stopienia rdzenia lub prawdopodobieństwa dużych uwolnień aktywności do środowiska – wielkości określane dla oszacowania w sposób ilościowy aspektów bezpieczeństwa bloków jądrowych, poprzez analizę niezawodności systemów bezpieczeństwa. Dla reaktorów generacji III wskaźniki te są mniejsze co najmniej o rząd wielkości w stosunku do starych reaktorów generacji II. Dla omawianego reprezentanta generacji III+ ESBWR szacowane prawdopodobieństwo stopienia rdzenia sięga wartości rzędu 10^{-8} na rok-reaktor (innymi słowy raz na 100 mln lat dla jednego reaktora) [1]. Porównując, dla reaktorów wspomnianej generacji II wartości te są rzędu 10^{-4} , natomiast kryterium określone przez polskie prawo dla nowych obiektów

¹ Zob. artykuł „Bezpieczeństwo elektrowni jądrowych z reaktorami lekkowodnymi generacji III+ oferowanych Polsce”, autor W. Kielbaso, Biuletyn nr 3(97)2014.

jądrowych wymaga, by prawdopodobieństwo stopienia rdzenia było mniejsze niż 10^{-5} na rok-reaktor.

Kwestia uproszczenia konstrukcji na rzecz zjawisk pasywnych jest także przyczynkiem do zmniejszenia przewidywanych kosztów budowy i wyposażenia, jak i późniejszej eksploatacji bloku. Oczekiwania wobec generacji III+ w aspektach ekonomicznych dotyczą także m.in. zwiększenia szacowanego czasu życia bloku oraz dyspozycyjności.

3. Proces certyfikacji U.S. NRC

U.S. NRC to dozór jądrowy z ogromnym, kilkudziesięcioletnim doświadczeniem, sprawujący nadzór nad obiektami jądrowymi w kraju, w którym branża energetyki jądrowej jest jedną z najlepiej rozwiniętych na świecie. Jako urząd dozorowy jest pewnego rodzaju pionierem w kwestii ocen bezpieczeństwa nowych technologii reaktorowych. Wydanie certyfikatu projektowego można rozumieć jako potwierdzenie kwestii bezpieczeństwa projektu przez grono wysokiej klasy specjalistów.

Wniosek do U.S. NRC o certyfikację ESBWR'a został złożony przez GE – Hitachi w sierpniu 2005 roku. Niemal dziesięcioletni okres, jaki minął do wydania pozytywnej decyzji, może świadczyć o stopniu wnikliwości weryfikacji, jakiej projekt został poddany.

Warto uściślić pojęcia, aby zobrazować podejście regulatora oraz rozróżnić określenia certyfikacji i licencjonowania. Licencjonowanie określa proces wydawania zezwolenia na eksploatację (poprzedzonego zezwoleniem na budowę) dla konkretnej elektrowni w konkretnej lokalizacji. Ocenie zostają poddane kwalifikacje wnioskodawcy, bezpieczeństwo projektu, wpływ na środowisko, warunki lokalizacji, planowane programy eksploatacji, projekt i konstrukcja obiektu. Jeśli wniosek zostanie rozpatrzony pozytywnie, zostaje wydane połączone zezwolenie – tzw. COL (ang. *COmbined License*). Schemat procesu przedstawiono na rysunku 1. Wydanie certyfikatu dla projektu (wyróżniony na rysunku – *Standard Design Certification*) obok wczesnego zezwolenia lokalizacyjnego (ang. *Early Site Permit*) jest jednym z etapów procesu wydawania licencji. Po pozytywnej ocenie i przesłuchaniu publicznym (ang. *Combined License Review and Hearing*) następuje wydanie zezwolenia na budowę reaktora (ang. *Reactor Construction*). W trakcie budowy i po budowie przeprowadzana jest weryfikacja konstrukcji pod względem zgodności z tzw. ITAAC – zbiorem wymagań określających inspekcje/kontrole, testy, analizy i kryteria akceptacji (ang. *Inspection, Tests, Analyses, and Acceptance Criteria*). Po pozytywnej weryfikacji może być wydane zezwolenie na eksploatację i dopuszczenie reaktora do pracy (ang. *Reactor Operation*).

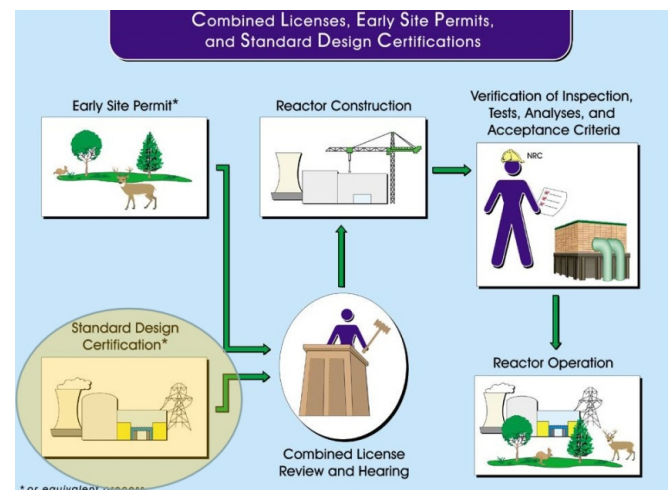
Podejście tu przedstawione jest o tyle interesujące, że wydanie certyfikatu projektowego może odbyć się niezależnie od innych etapów. Innymi słowy, nawet gdy budowa

konkretnej elektrowni nie jest jeszcze zaplanowana, certyfikat może być wydany i włączony do późniejszego procesu licencjonowania bloku z daną technologią. Taka standaryzacja procesu rozwinęła się w USA nie przez przypadek. Elektrownie jądrowe w Stanach są bardzo zróżnicowane w kwestiach stosowanych technologii, jak i różnych warunków lokalizacyjnych. Przedstawione postępowanie U.S. NRC znacznie ułatwia proces regulacyjny. Pozwala zmniejszyć czas oraz koszty wydawania zezwoleń.

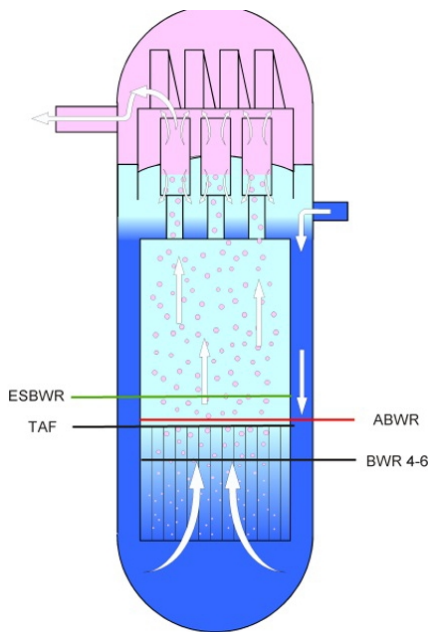
Certyfikacja projektu opiera się na weryfikacji rozwiązań inżynierskich i kompleksowych analiz bezpieczeństwa wykonanych dla szerokiego spektrum hipotetycznych zdarzeń wewnętrznych i zewnętrznych mogących prowadzić do awarii, uwzględniając różne stany eksploatacyjne obiektu. Na ich podstawie uzyskiwany jest szereg wartości kluczowych ze względów bezpieczeństwa, między innymi wspomniane już prawdopodobieństwa degradacji rdzenia i uwolnień aktywności. Analizowane są także kategorie ewentualnych uwolnień wynikające z poszczególnych postępowań awaryjnych, które mogą być wykorzystane w późniejszych analizach ich skutków dla konkretnych lokalizacji. Te i wiele innych aspektów oceniane są pod względem zgodności z kryteriami akceptacji. Kryteria dla certyfikacji projektu są częścią zbioru kryteriów ITAAC.

U.S. NRC dysponuje ogromną bazą danych eksperymentalnych, które stanowią ważny element doświadczenia dozoru. Aby szczegółowo poznać procesy fizyczne zachodzące w technologiach reaktorowych, podczas wieloletniej działalności konstruowane były instalacje eksperymentalne, których cel to jak najlepsze odwzorowanie istotnych zjawisk zachodzących podczas pracy reaktorów, czy przewidywanych sytuacji awaryjnych. Tak uzyskane dane doświadczalne to bardzo cenna baza, wykorzystywana zarówno przy opracowywaniu modeli symulacyjnych, założeń do analiz, weryfikacji ich wyników czy tworzeniu kryteriów akceptacji.

Podczas oceny uzyskanie optymalnych wniosków odbywa się, biorąc pod uwagę powyższe aspekty, jednak naj-



Rys. 1. Proces licencjonowania nowych elektrowni jądrowych przez NRC.



Rys. 2. Minimalny poziom chłodziwa dla awarii typu LOCA w wybranych reaktorach BWR. („BWR 4-6” oznacza generację reaktorów produkowanych przez GE w latach 60. i 70.). Źródło: [2].

ważniejszą jej częścią jest tzw. osąd inżynierski (ang. *engineering judgement*), oparty na wiedzy i doświadczeniu, istotnych przy podejmowaniu decyzji regulacyjnych. Weryfikowane analizy składają się z analiz deterministycznych, z założeniami zarówno realistycznymi, jak i konserwatywnymi, wraz z oceną niepewności wyników, a także probabilistycznych analiz ryzyka w dużej mierze przeprowadzanych z podejściem konserwatywnym. Na przykład, w określaniu prawdopodobieństwa stopienia rdzenia za przejaw konserwatywności można uznać założenie, że stopienie nastąpi już w momencie, gdy poziom wody w rdzeniu spadnie do wysokości części aktywnej paliwa (ang. *TAF – Top of Active Fuel*). Co ciekawe, analizy dla ESBWR w trakcie awarii typu LOCA (ang. *Loss Of Coolant Accident*) wyeliminowały możliwość spadku poziomu wody do tego stopnia [3]. Na rysunku 2 przedstawiono porównanie z innymi reaktorami wrzącymi minimalnego poziomu chłodziwa w rdzeniu w razie awarii LOCA.

W chwili obecnej (dane z 20.01.2015) spośród 14 wniosków o wydanie COL złożonych do NRC, 4 dotyczą bloków w technologii ESBWR, z których oceniane są 2 (pozostałe zostały zawieszono przez aplikantów) [4].

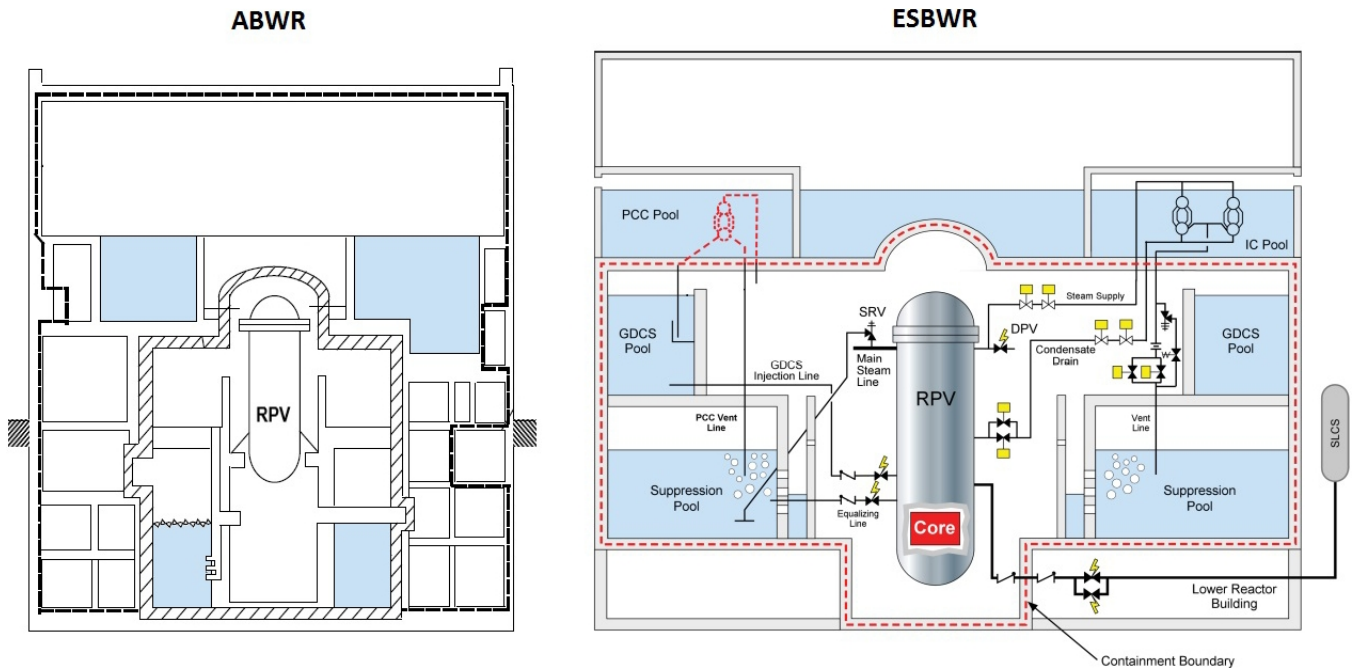
4. Cechy konstrukcyjne

Najważniejszą właściwością, którą udało się bardzo efektywnie wcielić w projekcie, jest – wspomniany wcześniej – duży udział systemów pasywnych. Nie chodzi tylko o systemy awaryjne. Biorąc pod uwagę rozwiązania konstrukcyjne w pracujących obecnie blokach jądrowych, dość zaskakujący może wydać się fakt, że w obiegu chłodziwa przez rdzeń wyeliminowano pompy recyrkulacyjne. Zbior-

nik reaktora skonstruowano tak, że podczas normalnej pracy przepływ wody następuje z wykorzystaniem sił cyrkulacji naturalnej wynikającej z różnicy gęstości wody na wejściu do zbiornika i w regionie rdzenia. Szybkość przepływu zmienia się w zależności od poziomu mocy [3]. Rozwiązanie przyczynia się także w pewnym stopniu zarówno do zmniejszenia kosztów wyposażenia, jak i pracy elektrowni, chociażby przez brak konieczności zasilania elektrycznego pomp recyrkulacyjnych (dla ABWR łączna moc 10 pomp to ok. 6 MW [5]).

Jak najmniejsza ilość aktywnych komponentów oraz pasywność zjawisk jest istotą konstrukcji systemów awaryjnego chłodzenia. Oparte są one głównie o wykorzystaniu sił grawitacji, dlatego już na pierwszy rzut oka, porównując ogólne przekroje obudów reaktorów ABWR i ESBWR, zauważymy dla tego drugiego dużą ilość zbiorników z wodą usytuowanych powyżej poziomu rdzenia – rysunek 3. Są to rezerwuary wody systemów bezpieczeństwa: GDCS (ang. *Gravity Driven Cooling System*), PCCS (ang. *Passive Containment Cooling System*) oraz ICS (ang. *Isolation Condenser System*). Krótki opis działania wymienionych systemów był już przedstawiany na łamach biuletynu (nr 3(97)2014). Jednak warto przypomnieć, że wypełnienie funkcji bezpieczeństwa przez te systemy nie wymaga pracy pomp lub innych urządzeń potrzebujących energii elektrycznej do zasilania. Dzięki temu wyeliminowano w projekcie obecność awaryjnych generatorów diesla (ang. *emergency diesel generator*). Dla przypomnienia – niesprawność takich generatorów (poprzez zalanie wodą w wyniku tsunami) była istotnym punktem rozwoju awarii w Fukusimie, gdzie również pracowały reaktory typu BWR. Można więc ocenić, że skutki porównywalnych warunków dla ESBWR byłyby znacznie mniej groźne. Dla jasności, w projekcie ESBWR są przewidziane dodatkowe, pomocnicze generatory, ale są zaliczane do grupy elementów nie związanych z bezpieczeństwem (ang. *nonsafety-related*), nie są konieczne do prawidłowego działania systemów bezpieczeństwa.

Na rysunku 3 przedstawiony jest także, poza wymienionymi wcześniej, zbiornik umieszczony poza obudową bezpieczeństwa reaktora, będący częścią systemu SLCS (ang. *Standby Liquid Control System*). SLCS nie jest zaliczany bezpośrednio do systemów bezpieczeństwa, lecz do związanych z bezpieczeństwem (ang. *safety – related systems*). Jest dedykowany awarii typu ATWS (ang. *Anticipated Transient Without SCRAM*), czyli stanu awaryjnego, podczas którego zawodzi wyłączenie reaktora. Głównym przeznaczeniem systemu jest dostarczenie wody z dużą ilością boru, w celu wygaszenia łańcuchowej reakcji rozszczepienia, ale może zostać także wykorzystany jako rezerwowy zapas wody do chłodzenia rdzenia w wypadku niezadziałania (*de facto* mało prawdopodobnego) wcześniej wymienionych systemów. W takiej sytuacji istnieje dodatkowo możliwość wykorzystania wody z systemem ochrony pożarowej (ang. *FPS – Fire Protection System*).



Rys. 3. Porównanie przekrojów budynków ABWR i ESBWR w celu pokazania ilości zbiorników wody. UWAGA! Rysunki nie oddają realnej skali budynków, lecz jedynie uproszczony schemat konstrukcji. Źródło: opracowanie własne na podstawie [3, 5].

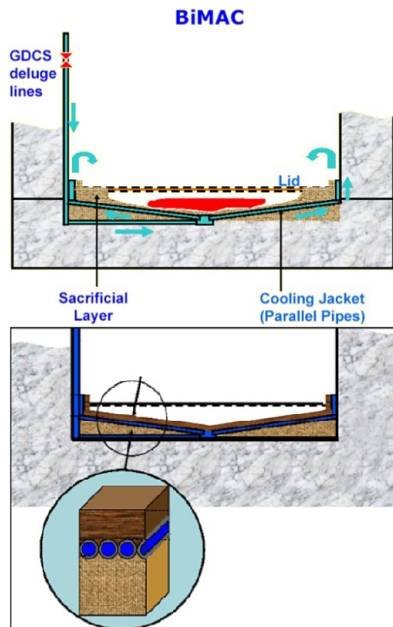
Należy zaznaczyć, że SLCS również nie wymaga pomp do prawidłowej pracy, jest systemem pasywnym.

Projekt uwzględnia rozwiązania techniczne służące łagodzeniu skutków hipotetycznych awarii ciężkich. W przypadku awarii skutkującej stopieniem rdzenia, trzeba liczyć się z możliwością uszkodzenia zbiornika ciśnieniowego reaktora i wydostaniem się corium² bezpośrednio do obudowy bezpieczeństwa. Zjawiska towarzyszące wystąpieniu takiej sytuacji, jak np. duża ilość ciepła przekazywana do atmosfery obudowy czy interakcje z betonem, mogą znacznie wpłynąć na możliwość utraty jej integralności. Aby ograniczyć taki rozwój zdarzeń w najnowszych technologiach wprowadzane są rozwiązania zapewniające nierozprzestrzenianie się i chłodzenie stopionego rdzenia. Wiele badań i analiz nad procesami fizycznymi zachodzącymi podczas kontaktu stopionego rdzenia z wodą wykazało, że chłodzenie poprzez bezpośrednią interakcję może przynieść bardzo negatywne skutki. Duża różnica temperatur pomiędzy corium i chłodziwem, duży strumień przekazywanego ciepła, może prowadzić do wytwarzania się pary na granicy ośrodków w bardzo szybkim tempie, a w efekcie do eksplozji parowej. Zjawisko jest o tyle groźne, bo dodatkowo podczas jego przebiegu prawdopodobne jest rozprzestrzenianie się cząstek rdzenia w wodzie/parze, a po jej wybuchu duża obecność drobin stopionego rdzenia w atmosferze obudowy bezpieczeństwa. Jeśli skutek wybuchu pary dojdzie do rozszczelnienia obudowy, mamy do czynienia z uwolnieniem znacznych ilości substancji aktywnych do środowiska. Krótko mówiąc, sama obecność wody może nie być wystarczająca, by odpowiednio poradzić sobie z chłodzeniem stopionego rdzenia. Aby zapobiec tej drodze rozwinięcia się przebiegu awarii, zaprojek-

towano w ESBWR system chwytacza rdzenia (ang. *core catcher*) nazwanego BiMAC (ang. *Basement Internal Melt Arrest and Coolability*), zawierającego dość innowacyjne rozwiązanie problemu chłodzenia. Schemat konstrukcji przedstawiono na rysunku 4. Chwytacz jest umieszczony pod zbiornikiem reaktora w dolnej części obudowy pierwotnej – LDW (ang. *Lower DryWell*). Jego górna część w normalnych warunkach pracy jest pokryta stalowym wiekiem (na rysunku *lid*), zaprojektowanym tak, by trafiające na nią corium przetopilo się w krótkim czasie do części właściwej układu. Następnie rdzeń trafia na tzw. warstwę ofiarną (na rysunku *sacrificial layer*), narażoną na bezpośrednią interakcję z rdzeniem, podczas której pewna jej część zostaje zniszczona. Warstwa ta jest stworzona z betonu, którego skład został zaprojektowany tak, by skutki jego reakcji z rdzeniem w jak najmniejszym stopniu negatywnie wpływały na możliwość uszkodzenia obudowy (głównie poprzez zmniejszenie ilości wydzielanych tzw. gazów nieskrapających się – ang. *noncondensable gases*). Rdzeń jest chłodzony w początkowej fazie od dołu, bez otwartego kontaktu z wodą, która jest doprowadzana z systemu GDCS przez cztery linie zalewania (na rysunku *GDCS deluge lines*). Przepływ rozpoczyna się poprzez otwarcie zaworów w odpowiedzi na sygnał wysokiej temperatury w LDW, świadczącej o przetopieniu się rdzenia przez dolną część zbiornika. Woda trafia najpierw do warstwy chłodzącej (ang. *cooling jacket*) skonstruowanej z równoległych kanałów przylegających do siebie, położonej pod „warstwą ofiarną”. Dopiero po pewnym czasie i wstępnym schłodzeniu rdzenia woda wypływa nad wieko konstrukcji i zalewa rdzeń od góry, gdy różnica temperatur pomiędzy substancjami nie jest tak duża, by

² Corium – mieszanina stopionych materiałów wchodzących w skład rdzenia.

spowodować gwałtowną eksplozję pary. Przepływ wody w kanałach BiMAC obrazują strzałki na rysunku 4. W dłuższym czasie woda s płynie z LDW z powrotem do kanałów chłodzących rdzeń od dołu i cyrkuluje, tak długo, jak występują wystarczające warunki cieplne. Należy zwrócić uwagę, że konstrukcja jest systemem pasywnym, a jej działanie oparte jest na prawach grawitacji i konwekcji naturalnej.



Rys. 4. BiMAC – schemat układu i kierunki przepływu wody. Źródło: opracowanie własne na podstawie [2, 3].

Ogólnie rzecz biorąc, rozwiązania konstrukcyjne zastosowane w ESBWR, wzmacniają kwestie bezpieczeństwa w wielu obszarach. Pasywność systemów bezpieczeństwa powoduje ich dużą niezawodność oraz zwiększa niezależność od systemów wspomagających. Przekłada się to na poprawę ograniczania rozwoju awarii w przypadku najpowszechniejszych zdarzeń, na przykład brak konieczności zasilania elektrycznego do wypełniania funkcji bezpieczeństwa, znacznie zmniejsza zagrożenie z powodu całkowitej utraty zasilania SBO (ang. *Station Blackout*), zagrożenie w trakcie ATWS jest zredukowane przez pasywny SLCS, a podczas awarii typu LOCA projektanci i analitycy wykluczają możliwość odsłonięcia rdzenia. Zwiększenie wartości krytycznego ciśnienia, jakie może wytrzymać obudowa bezpieczeństwa, układ BiMAC czy udoskonalone systemy redukcji wodoru ograniczają możliwość uwolnień radio-

aktywności do środowiska, w przypadku zajścia ciężkiej awarii i stopienia rdzenia. Wreszcie szerokie zastosowanie pasywności systemów przyczynia się do ograniczenia znaczenia roli człowieka, który zazwyczaj jest najmniej niezawodnym ogniwem podczas rozwoju sekwencji awaryjnej. Analizy wykazują, że nawet w przypadku ciężkich awarii nie dojdzie do uszkodzenia obudowy przez co najmniej 72 godziny od wystąpienia zdarzenia inicjującego, bez konieczności wykonania jakiegokolwiek akcji przez operatora. Cechy konstrukcyjne projektu ESBWR przekładają się na wskaźniki ilościowe. Szacowane wartości częstości stopienia rdzenia CDF (ang. *Core Damage Frequency*) i częstości dużych uwolnień do środowiska LRF (ang. *Large Release Frequency*) dla zdarzeń wewnętrznych wynoszą [1]:

- CDF = $1,65 \cdot 10^{-8}$ na reaktor-rok
- LRF = $1,4 \cdot 10^{-9}$ na reaktor-rok

Są to najniższe wartości spośród reaktorów, które otrzymały certyfikat NRC do tej pory.

5. Podsumowanie

Podsumowując, artykuł prezentuje technologię reaktora ESBWR, w świetle uzyskania certyfikatu projektowego U.S. NRC. Biorąc pod uwagę dorobek amerykańskiego regulatora w kwestii nadzoru nad obiektami jądrowymi oraz doświadczenie w ich ocenie bezpieczeństwa, należy wnioskować, że ESBWR jest projektem spełniającym najwyższe standardy bezpieczeństwa jądrowego. Do ich osiągnięcia w technologii przyczyniło się duże zastosowanie układów pasywnych, zaczynając od normalnej pracy reaktora, poprzez konstrukcje systemów bezpieczeństwa, aż po układy dedykowane ograniczeniu rozwoju awarii ciężkich. Dla zainteresowanych bardziej szczegółowymi informacjami dokument na wzór raportu bezpieczeństwa „Design Control Document” jak również raport z oceny dozоровej jest dostępny na stronie internetowej NRC, co pokazuje realizację polityki transparentności w działalności regulatora.

Notka o autorze

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

Literatura

1. „ESBWR Final Safety Evaluation Report”, <http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1101/ML110130034.pdf>
2. Materiały z seminarium „Analizy bezpieczeństwa elektrowni jądrowych z reaktorami BWR” luty 2015 r. Głównie prezentacja pt. „Proces weryfikacji analiz bezpieczeństwa i certyfikacji technologii jądrowych w USA wg NRC (United States Nuclear Regulatory Commission)” autor – A. Drozd
3. „ESBWR Design Control Document”, <http://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/design-cert/esbwr.html#top>
4. <http://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/col/new-reactor-map.html>
5. „ABWR Design Control Document”, <http://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/design-cert/abwr.html>
6. <http://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/col.html>, <http://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/design-cert.html>

Analiza przyczyn awarii w japońskiej elektrowni jądrowej Fukushima Dai-ichi w marcu 2011 roku

Analysis of the causes of the accident at Japanese nuclear power plant Fukushima Dai-ichi in March 2011

Maciej Kulig

Konsultant ENCONET Consulting

Przedmiotem analizy jest katastrofa, jaka nastąpiła 11 marca 2011 roku w japońskiej elektrowni jądrowej Fukushima Dai-ichi, której właścicielem i operatorem była firma Tokyo Electric Power Company (TEPCO) [1]. Zdarzenie to ujawniło wiele różnych problemów dotyczących samego obiektu, jego eksploatacji, a także istniejącej w Japonii infrastruktury organizacyjno-prawnej związanej z szeroko pojętym sektorem energetyki jądrowej.

Warto w tym miejscu podkreślić, że energetyka jądrowa ma wielkie znaczenie w gospodarce Japonii, która z braku własnych źródeł energii opiera się w dużej mierze na imporcie paliw. Ponad 84% krajowego zapotrzebowania na energię elektryczną pochodzi z importu. W 2011 roku było w Japonii ponad 50 bloków jądrowych, które pokrywały około 30% krajowego zapotrzebowania na energię elektryczną [2].

Awaria japońskiej elektrowni Fukushima była i wciąż jest w centrum uwagi nie tylko profesjonalistów, ale również szerokiej opinii publicznej. Skomplikowane okoliczności tego zdarzenia i jego skala miały niewątpliwie wpływ na kształtowanie się opinii dotyczących bezpieczeństwa elektrowni jądrowych oraz perspektyw rozwoju tej gałęzi energetyki. Nie zawsze te opinie są oparte na wnikliwej i wszechstronnej ocenie dostępnych informacji dotyczących tej awarii.

W zamierzeniach autora rezultaty analiz prezentowane w tej pracy mają ułatwić prawidłowe zrozumienie przebiegu awarii, jej przyczyn i skutków, a także rzetelną ocenę zaistniałych faktów. Analiza ta stanowi również praktyczną ilustrację zastosowanej tu **metody analizy przyczyn źródłowych**, która zdaniem autora jest warta szerszego

spopularyzowania. Autor ma nadzieję, że publikacja ta pomoże w osiągnięciu obu tych zamierzeń.

Analiza źródłowych przyczyn wypadku przedstawiona w tej pracy została wykonana z użyciem metody znanej szeroko jako **metoda mapy przyczyn** (ang. *Cause Mapping*). Należy ona do grupy metod dedukcyjnych wykorzystujących drzewa przyczyn. Metody te polegają na skonstruowaniu drzewa logicznego (nazywanego również mapą przyczyn) przedstawiającego wszystkie zidentyfikowane przyczyny rozpatrywanego zdarzenia/ problemu i ich zależności przyczynowo-skutkowe. Reprezentacja taka ułatwia wybranie skutecznych środków naprawczych. Przedstawienie zidentyfikowanych związków przyczynowo-skutkowych w postaci graficznej jest również bardzo wygodnym sposobem prezentacji i dokumentacji rezultatów analiz.

Podstawowe informacje dotyczące elektrowni Fukushima Dai-ichi

Poniżej zostały podane podstawowe informacje dotyczące elektrowni Fukushima Dai-ichi, które pozwolą czytelnikowi na lepsze zrozumienie przebiegu awarii oraz przedstawionej tu analizy przyczyn wypadku. Zakres tych informacji jest ograniczony do minimum. Autor starał się, aby były one zrozumiałe, także dla czytelnika niezwiązanego z energetyką jądrową. Bardziej szczegółowe dane techniczne elektrowni są dostępne w literaturze fachowej (np. [3]). Informacje na ten temat można też znaleźć w różnych opracowaniach dotyczących samej awarii [4, 5].

Dane ogólne

Elektrownia Fukushima Dai-ichi składa się z sześciu bloków jądrowych wykorzystujących reaktory chłodzone wodą typu wrzącego (ang. *Boiling Water Reactor* – BWR) skonstruowane zgodnie z projektem z lat 1960. przez firmy General Electric, Toshiba oraz Hitachi. Poszczególne bloki tej elektrowni były oddane do eksploatacji w latach 1971–1979 [5].

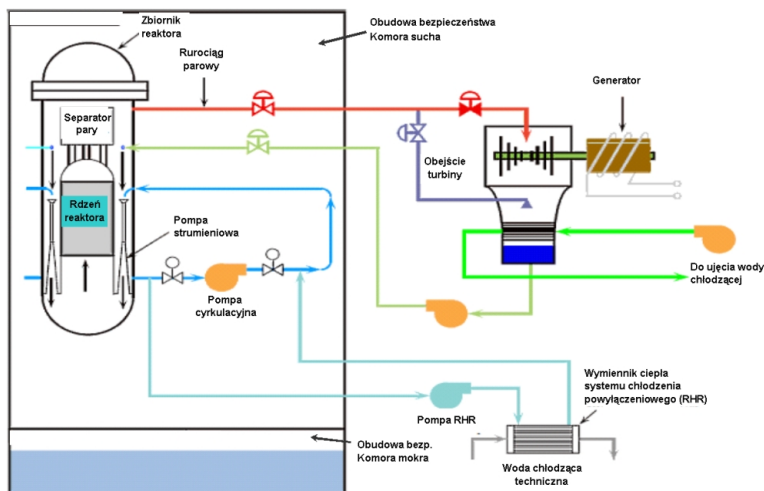
Całkowita moc zainstalowana tej elektrowni wynosiła 4 696 MWe (460 MWe dla bloku nr 1, 784 MWe dla bloków 2–5 i 1100 MWe dla bloku 6). Elektrownia Fukushima Dai-ichi jest położona około 90 km na południowy wschód od miasta Fukushima na północno-wschodnim wybrzeżu wyspy Honshu w pobliżu miasta Okuma (ok. 100 km na północny wschód od Tokio). Rysunek 1 przedstawia widok ogólny tej elektrowni.



Rys. 1. Widok ogólny elektrowni Fukushima Dai-ichi (wg EPRI [4]).

Blok jądrowy z reaktorem BWR (analogiczny do bloków 2–5 EJ Fukushima Dai-ichi) pracuje w układzie bezpośrednim (jednoobiegowym). Schemat elektrowni jest pokazany na rysunku 2.

W rozwiązaniu tym woda odparowuje bezpośrednio w rdzeniu reaktora. Reaktor spełnia więc funkcję wytwornicy pary. Para po osuszeniu w separatorze i osuszaczu pary, umieszczonych w górnej części zbiornika reaktora,

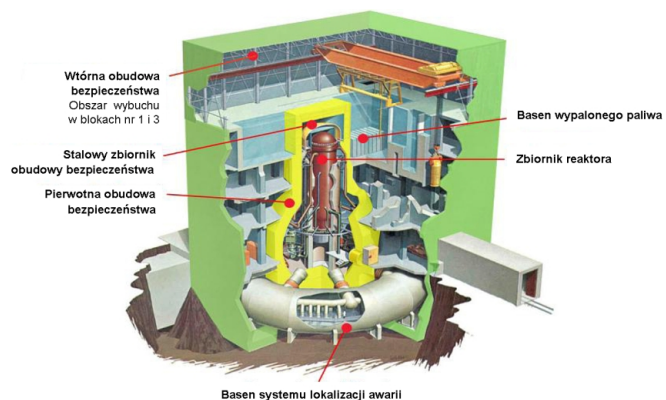


Rys. 2. Schemat elektrowni z reaktorem BWR (wg US NRC [3]).

jest kierowana do turbiny, usytuowanej w sąsiednim budynku. W reaktorze uzyskuje się parę nasyconą o wilgotności około 0,3–0,5% przy ciśnieniu 6,93 MPa (o temperaturze 286°C).

Główne pompy cyrkulacyjne umieszczone na zewnątrz zbiornika reaktora są napędzane turbinami parowymi. Obieg chłodziwa wewnątrz zbiornika reaktora jest wymuszony przez pompy recyrkulacyjne typu strumieniowego umieszczone w komorze opadowej zbiornika reaktora na obwodzie rdzenia.

Typowy reaktor typu BWR4 z obudową bezpieczeństwa typu Mark 1 wykorzystany w tej elektrowni (bloki 1–5) jest pokazany na rysunku 3.

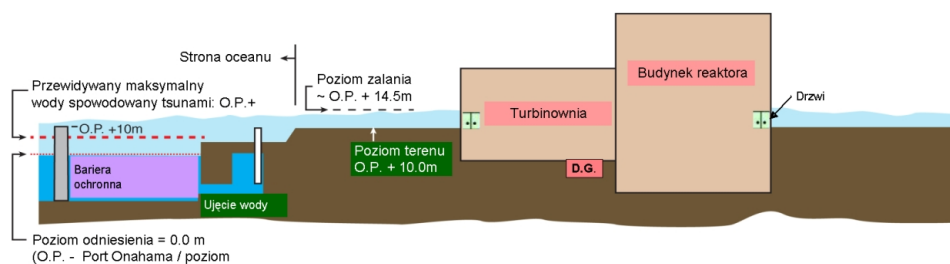


Rys. 3. Schemat reaktora BWR4 z obudową bezpieczeństwa Mark 1 zastosowanego w EJ Fukushima Dai-ichi (bloki 2–5) (źródło: INPO [5]).

Schemat przedstawiony na rysunku 4 prezentuje istotne dane dotyczące pionowego usytuowania głównych budynków elektrowni względem poziomu terenu oraz poziomu morza. Pokazano tu również poziom zalania tych budynków przez fale tsunami 11 marca 2011 roku.

Obudowa bezpieczeństwa

Obudowa bezpieczeństwa reaktora typu Mark 1 składa się z dwóch powłok ochronnych – obudowy pierwotnej i obudowy wtórnej (rys. 3). Podstawowym elementem pierwot-



Rys. 4. Dane wysokościowe budynków i struktur EJ Fukushima Dai-ichi (bloki 1–4) oraz poziomy zalania przez tsunami (Źródło: Raport EPRI [4]).

nej obudowy bezpieczeństwa jest tzw. komora sucha, w której umieszczony jest ciśnieniowy zbiornik reaktora, dwie pętle recyrkulacyjne oraz rurociągi doprowadzające wodę zasilającą i odprowadzające parę wytwarzaną w reaktorze. Jest to ciśnieniowy zbiornik w kształcie gruszki wykonany z betonu zbrojonego z wewnętrznym stalowym płaszczem o grubości 30 mm (obliczeniowe ciśnienie $\sim 0,5$ MPa). Zbiornik ten jest połączony systemem kanałów z umieszczoną poniżej, pierścieniową komorą mokrą, w dużej części wypełnioną wodą (~ 3000 m³) [6]. Kanały te łączą komorę suchą z pierścieniowym kolektorem zaopatrzone w pionowe rury, których końce są zanurzone w przestrzeni wodnej komory mokrej.

W warunkach awarii wywołanej rozerwaniem obiegu chłodzenia reaktora kanały te kierują parę wydobywającą się z uszkodzonego obiegu poprzez warstwę wody znajdującej się w komorze mokrej, zapewniając skroplenie pary, a także zatrzymanie znacznej ilości produktów radioaktywnych. Ze względu na funkcje, jakie w warunkach awarii spełnia komora mokra, jest ona często nazywana basenem lokalizacji awarii.

Sucha komora, mokra komora i system kanałów łączących obie komory stanowią pierwotną obudowę bezpieczeństwa. Cała ta struktura jest umieszczona w budynku reaktora, którego ściany stanowią wtórną obudowę bezpieczeństwa. W budynku tym zlokalizowane są awaryjne systemy chłodzenia oraz basen wypalonego paliwa. Budynek reaktora, zgodnie z projektem, nie jest obliczony na wysokie ciśnienie.

W czasie normalnej pracy reaktora wewnątrz pierwotnej obudowy bezpieczeństwa jest wypełnione gazem chemicznie obojętnym (azot). Woda w basenie lokalizacji awarii ma temperaturę otoczenia. W przestrzeni wtórnej obudowy bezpieczeństwa (budynek reaktora) jest utrzymywane niewielkie podciśnienie. Atmosfera obudowy wtórnej jest filtrowana w celu wychwycenia produktów radioaktywnych.

W warunkach awarii wywołanej rozerwaniem rurociągu parowego lub wodnego (LOCA), para wydobywająca się z pękniętego obiegu do wnętrza obudowy pierwotnej (suchej komory) przedostaje się przez kanały łączące obie komory do wnętrza komory mokrej. Przepływając przez warstwę wody wypełniającą basen lokalizacji awarii, para ulega skropleniu, jednak gazy szlachetne i wodór (powstające w warunkach poważnej awarii połączonej z przegrza-

niem cyrkonowych koszulek paliwowych) wydostające się z reaktora powodują wzrost ciśnienia w komorze mokrej. W takim przypadku możliwa jest dekompresja tej komory (tzw. *venting*) poprzez kontrolowane wypuszczanie gazów specjalnym kanałem wentylacyjnym do komina wentylacyjnego (o wysokości 120 m). Podobny kanał wentylacyjny umożliwia dekompresję (*venting*) komory suchej.

Para może być również odprowadzana ze zbiornika reaktora przez zawory awaryjnego zrzutu pary (SRV) bezpośrednio do basenu lokalizacji awarii. Basen lokalizacji awarii jest wyposażony w system chłodzenia, który w warunkach awarii pozwala odprowadzić ciepło absorbowane w wodzie basenu w wymienniku ciepła chłodzonym wodą morską. Pompy wody chłodzącej zainstalowane w tym systemie mają napęd elektryczny.

W warunkach wyłączenia reaktora para z głównego obiegu jest zrzucana bezpośrednio do skraplacza turbiny chłodzonego wodą morską. Pompy wody zasilającej mają napęd turbinowy i mogą działać, dopóki ciśnienie pary w reaktorze nie spadnie poniżej 0,45 MPa. Natomiast funkcjonowanie skraplacza wymaga pracy pomp wody morskiej napędzanych elektrycznie, które nie mają rezerwowego zasilania z awaryjnych agregatów Diesla.

W przypadku długotrwałego wyłączenia reaktora ciepło z rdzenia jest odprowadzane za pośrednictwem systemu chłodzenia powyłaczeniowego RHR (ang. *Residual Heat Removal*), który jest podłączony do głównych pętli recyrkulacyjnych. Ciepło powyłaczeniowe jest odprowadzane w wymienniku ciepła chłodzonym wodą morską. Cyrkulacja wody morskiej w obiegu RHR odbywa się za pomocą pomp z napędem elektrycznym. W warunkach utraty zewnętrznego zasilania elektrycznego system ten jest zasilany przez awaryjne agregaty Diesla.

Awaryjne systemy chłodzenia reaktora

W warunkach awaryjnych wymagających wyłączenia reaktora (takich jak pęknięcie głównego rurociągu wewnątrz obudowy bezpieczeństwa, stan przejściowy związany z wypadnięciem turbogeneratorsa lub silne wstrząsy sejsmiczne) zawory odcinające na głównych rurociągach wodnych i parowych zostają zamknięte, izolując zbiornik reaktora we wnętrzu pierwotnej obudowy bezpieczeństwa. Ciepło powyłaczeniowe jest w tym przypadku odprowadzane za pośrednictwem awaryjnych systemów chłodzenia reaktora.

Awaryjny system chłodzenia rdzenia (ang. *Emergency Core Cooling System* – ECCS) zapewnia chłodzenie reaktora w warunkach awarii wywołanej pęknięciem rurociągu obiegu reaktorowego (LOCA). ECCS składa się z dwóch podsystemów wysokiego ciśnienia i dwóch podsystemów niskiego ciśnienia. Część wysokiego ciśnienia to system awaryjnego wtrysku chłodziwa wysokiego ciśnienia (HPCI) oraz system automatycznej dekompresji (ADS). Część niskiego ciśnienia to system awaryjnego wtrysku chłodziwa niskiego ciśnienia (LPCI), jedna z konfiguracji systemu RHR, oraz system zraszania rdzenia (CS). W warunkach utraty zewnętrznego zasilania elektrycznego pompy tych podsystemów są zasilane przez awaryjne agregaty Diesla. System HPCI zawiera również jedną pompę z napędem turbinowym.

Sposób wykorzystania systemu ECCS w warunkach awarii LOCA zależy od rozmiarów pęknięcia i szybkości, z jaką chłodziwo wypływa z obiegu reaktorowego. System HPCI jest wykorzystywany, gdy ciśnienie w obiegu reaktorowym jest wysokie (awarie spowodowane niewielkim pęknięciem obiegu reaktorowego lub stanem przejściowym wymagającym wyłączenia reaktora). Systemy LPCI i CS zapewniają chłodzenie reaktora, gdy ciśnienie w zbiorniku jest niskie (pęknięcie rurociągu o znacznych rozmiarach).

W warunkach awarii związanej z całkowitą utratą zasilania elektrycznego, jaka nastąpiła 11 marca 2011 roku, chłodzenie rdzenia reaktora odbywa się z użyciem dwóch alternatywnych systemów awaryjnego chłodzenia wysokiego ciśnienia, które nie wymagają użycia pomp z napędem elektrycznym – HPCI (ang. *High Pressure Coolant Injection*) oraz RCIC (ang. *Reactor Core Isolation Cooling*) [3]. Systemy te dostarczają wodę do zbiornika reaktora za pomocą dwóch niezależnych pomp (pompy RCIC oraz pompy HPCI) napędzanych za pomocą turbin parowych. Turbiny te są zasilane parą z reaktora pobieraną z linii parowej (przed głównym zaworem odcinającym), a funkcję skraplacza turbiny spełnia basen lokalizacji awarii. Źródłem wody dla tych systemów jest zbiornik kondensatu stanowiący integralną część systemu chłodzenia powyłaczeniowego RHR (ang. *Residual Heat Removal*) lub basen lokalizacji awarii. Woda jest doprowadzana do reaktora za pośrednictwem głównych rurociągów wody zasilającej. Zapas wody w basenie lokalizacji jest znaczny, ale w warunkach utraty zasilania i braku chłodzenia basenu woda w basenie po pewnym czasie osiąga punkt wrzenia i traci możliwość absorbowania ciepła.

Założenia projektowe dotyczące zdarzeń sejsmicznych oraz tsunami

Wstrząsy sejsmiczne

Pierwsze wytyczne projektowe dotyczące zdarzeń sejsmicznych były opublikowane przez japoński dozór jądrowy w roku 1978, a następnie uaktualniane w latach 1981, 2002

oraz 2006. W wytycznych tych wykorzystywano informacje o zdarzeniach, jakie nastąpiły po roku 1978. Zgodnie z tymi wytycznymi wszystkie obiekty jądrowe, w tym również EJ Fukushima, były zobowiązane do przeprowadzenia przeglądu (i wprowadzenia odpowiednich zmian konstrukcyjnych, gdyby takie okazały się konieczne) [5].

Wymagania dotyczące zdarzeń sejsmicznych opracowane przez Komisję Bezpieczeństwa Jądrowego (NSC) w roku 2006 są ujęte w odpowiednich zaleceniach dozoru [7]. Wymagania projektowe obowiązujące dla EJ Fukushima zostały zaktualizowane zgodnie z ww. zaleceniami. Przyjęta w projekcie intensywność trzęsienia ziemi, przy którym musi być zapewniona praca wszystkich systemów bezpieczeństwa potrzebnych do wyłączenia reaktora i jego bezpiecznego ochłodzenia – 500 cm/s^2 ($\sim 0,5 \text{ g}$), była znacznie większa, niż wstrząsy o częstotliwościach poniżej 5 Hz, jakie występowały wcześniej w tym rejonie. Prawdopodobieństwo wystąpienia wstrząsów silniejszych, niż przyjęte w projekcie, było oceniane na 10^{-4} – 10^{-6} /rok [7].

Tsunami

W latach 1960., gdy EJ Fukushima ubiegała się o zezwolenie na budowę, dozór jądrowy wymagał jedynie, aby skutki tsunami były uwzględnione w projekcie [7]. W tym czasie ilościowe metody symulacji umożliwiające realistyczną ocenę zagrożenia przez tsunami nie były dostępne. W projekcie przyjęto wysokość 3,1 m, opierając się na charakterystykach tsunami, jakie wystąpiło w 1960 roku w związku z trzęsieniem ziemi u wybrzeży Chile (uważanym za najsilniejsze w historii). Poziom terenu, na którym została zbudowana elektrownia, był wyższy o 10 m niż poziom morza, a silniki napędowe pomp wody morskiej były umieszczone 4 m ponad poziomem morza. W 2002 roku założenie dotyczące projektowej wysokości tsunami zostało skorygowane do wartości 5,7 m; dokonano również uszczelnienia silników pomp.

W okresie życia elektrowni firma TEPCO modyfikowała założenia dotyczące tsunami przynajmniej pięć razy; dwukrotnie podjęto pewne działania zmierzające do zabezpieczenia obiektu przed znacznie większymi tsunami.

Zalecenia dozoru z 2006 roku [7] zawierają stwierdzenie, że „realizacja funkcji bezpieczeństwa nie powinna być w istotny sposób zagrożona przez tsunami, jakie mogłoby być postulowane w rozsądny sposób w okresie życia instalacji z bardzo niskim prawdopodobieństwem”.

Bardziej szczegółowe zalecenia techniczne dotyczące oceny zagrożenia przez tsunami zostały podane w 2002 roku przez Japońskie Towarzystwo Inżynierów Budownictwa (ang. *Japan Society of Civil Engineers* – JSCE) [8]. Ważnym elementem tych zaleceń było stwierdzenie, że tsunami spowodowane przez równoczesne dyslokacje płyt tektonicznych w kilku miejscach położonych w rejonie obiektu uważa się za nieprawdopodobne. Według zaleceń JSCE zdarzenia, w których następują równoczesne dyslokacje kilku płyt tektonicznych wzdłuż Rowu Japoń-

skiego (w którego rejonie znajduje się EJ Fukushima), nie muszą być brane pod uwagę [8, 9]. Trzęsienie ziemi 11 marca 2011 roku było spowodowane równoczesnymi dyslokacjami w obszarze kilku uskoków tektonicznych Rowu Japońskiego.

TEPCO zastosowała metodę opisaną w dokumencie JSCE [8], rozpatrując osiem różnych potencjalnych źródeł deformacji struktury tektonicznej (tzw. strefy subdukcji¹) rozmieszczonych wzdłuż wschodniego wybrzeża Japonii. Na podstawie tych analiz ustalono, że wysokość fali tsunami w rejonie Fukushima może osiągnąć 5,7 m. Ponieważ zmiany kryteriów miały formę nieobowiązujących zaleceń, założenia projektowe ujęte w zezwoleniu nie zostały zmienione, chociaż TEPCO wprowadziło jednak zmiany w usytuowaniu silników pomp wody morskiej powyżej poziomu 5,7 m.

Zgodnie z zaleceniami dozoru opublikowanymi w 2006 roku [7] TEPCO przeprowadziła powtórnie oceny potencjalnego tsunami metodą zalecaną przez JSCE [8], uwzględniając uaktualnione dane dotyczące topografii dna morskiego i poziomu przyptywów. Ustalono, że wysokość fali tsunami, jaka może zagrozić elektrowni Fukushima, wynosi 6,1 m i podjęto działania mające na celu uszczelnienie silników pomp wody morskiej [9].

W 2008 roku firma TEPCO przeprowadziła dalsze badania mierzące do ustalenia charakterystyk potencjalnych źródeł tsunami [4]. Określona na tej podstawie maksymalna wysokość fal tsunami wynosiła 10,2 m, a wywołany tym poziom zalania w miejscu lokalizacji EJ Fukushima Dai-ichi przekraczał 15 m. Inna metoda, w której wykorzystano dostępne informacje o trzęsieniu ziemi w 869 roku (*Jogan*), wykazała, że wysokość fali tsunami może wynosić 9 m. Jednak, żadne z tych oszacowań nie zostało wzięte pod uwagę przy ustalaniu projektowej wysokości tsunami.

W 2009 roku dozór jądrowy (ang. *Nuclear and Industrial Safety Agency* – NISA) polecił operatorom, aby przy określaniu wysokości tsunami wzięli pod uwagę charakterystyki trzęsienia ziemi *Jogan*, gdy „zostanie zgromadzona nowa wiedza” dotycząca tsunami wywołanego przez to zdarzenie. Wyniki badań geologicznych dotyczących charakterystyk osadów naniesionych przez to tsunami zaprezentowane przez TEPCO w styczniu 2011 roku okazały się niespójne z rezultatami uzyskanymi we wcześniejszych analizach. W związku z tym TEPCO uznała, że potrzebne są dalsze badania dotyczące tego tsunami [9].

Opis zdarzenia

Awaria elektrowni jądrowej Fukushima Dai-ichi 11 marca 2011 roku była zapoczątkowana przez niezwykle silne trzęsienie ziemi, które spowodowało pojawienie się

wysokich fal tsunami. Wypadek ten i czynności personelu elektrowni mające na celu opanowanie awarii oraz ograniczenie jej skutków trwały przez kilkanaście dni. Awaria spowodowała poważne uszkodzenia obiektu, których nie udało się usunąć do dziś.

Trzęsienie ziemi było spowodowane przez intensywne ruchy tektoniczne na znacznym obszarze Pacyfiku (ok. 400 200 km). Wywołane tym wstrząsy miały znaczną siłę (~9 w skali Richtera). Trzęsienie ziemi nie spowodowało większych szkód w wyposażeniu elektrowni, ale było przyczyną zniszczeń w infrastrukturze na znacznym obszarze wokół elektrowni, między innymi doprowadziło do całkowitej utraty napięcia w zewnętrznej sieci energetycznej [4].

Trzęsienie ziemi spowodowało serię tsunami, z których pierwsze dotarło w rejon elektrowni około 41 minut po pierwszych wstrząsach, największe – około 8 minut później. Wysokość fali tsunami osiągnęła blisko 15 m ponad poziomem morza. Ze względu na znaczne masy wody, a także hydrodynamiczne efekty fal nastąpiło zalanie terenu wokół bloków 1–4 i zatopienie wielu pomieszczeń technologicznych. W chwili trzęsienia ziemi bloki 1–3 pracowały na pełnej mocy, pozostałe bloki 4–6 były wyłączone.

Intensywność wstrząsów sejsmicznych w czasie tego zdarzenia nie różniła się w znaczny sposób od wartości przyjętych w oryginalnym projekcie elektrowni. Jednak natura tego zdarzenia (znaczny obszar dotknięty wstrząsami oraz dyslokacje występujące w wielu segmentach tektonicznych) spowodowały tsunami o sile znacznie przekraczającej wartości przyjęte w projekcie.

Powódź wywołana przez tsunami spowodowała utratę wszystkich źródeł wewnętrznego zasilania elektrycznego (ang. *Station Black-Out* – SBO), prowadzącą do długotrwałego braku chłodzenia reaktorów, poważnego ich uszkodzenia i uwolnienia produktów radioaktywnych do otoczenia, a także szkody dla zdrowia personelu oraz poważnego zagrożenia dla bezpieczeństwa publicznego. Podwyższony poziom promieniowania na skutek tego wypadku był obserwowany przez długi czas na znacznym obszarze Japonii.

Wypadek ten był poważnym wyzwaniem z punktu widzenia technicznych możliwości opanowania takiej awarii, wykraczającej poza założenia projektowe, istniejących zabezpieczeń, a także planów postępowania w sytuacjach awaryjnych o podobnej skali.

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

¹ Strefa subdukcji – obszar, w którym jedna z płyt tektonicznych wsuwa się pod drugą.

Analiza zdarzenia

Zdefiniowanie problemu

Analizy wypadku opisane niżej są ograniczone do jednego z sześciu bloków elektrowni Fukushima Dai-ichi – bloku nr 3, jednego z trzech bloków, które w chwili trzęsienia ziemi pracowały na pełnej mocy. Przebieg tej awarii w innych blokach tej elektrowni i wywołane nią skutki były nieco inne. Jednak, z punktu widzenia przyczyn, przytoczone niżej rozważania odnoszą się także w dużej mierze do pozostałych bloków elektrowni.

Tabela 1 zawiera informacje niezbędne do zdefiniowania problemu zgodnie z formatem proponowanym przez firmę konsultacyjną „ThinkReliability”².

Tabela 1. Zdefiniowanie problemu

Co	Problem	Poważna awaria EJ Fukushima Dai-ichi spowodowana przez trzęsienie ziemi oraz tsunami
Kiedy	Data	2011-03-11
	Godzina	Wstrząsy sejsmiczne wystąpiły o 14:46 czasu lokalnego
	Nietypowe warunki	Fala tsunami o wysokości ponad 14 m
Gdzie	Miasto, kraj	W pobliżu miasta Okuma, Prefektura Fukushima, Japonia
	Obiekt	Elektrownia jądrowa Fukushima Dai-ichi
	Jednostka/urządzenie	Blok jądrowy nr 3
	Realizowane zadania	Normalna praca bloku
Wpływ na realizację celów przedsiębiorstwa		
	Bezpieczeństwo personelu	11 osób rannych, radiacyjne skutki dla personelu elektrowni biorącego udział w opanowaniu awarii
	Bezpieczeństwo publiczne	Radiacyjne skutki dla społeczności lokalnej, zagrożenia związane z ewakuacją
	Efekty środowiskowe	Uwolnienie produktów radioaktywnych do środowiska
	Produkcja	Znaczna utrata mocy produkcyjnej elektrowni
	Majątek, praca	Znaczne uszkodzenie urządzeń elektrowni
		Intensywne wysiłki personelu mające na celu przeciwdziałanie rozwojowi awarii i zmniejszenie jej skutków, demontaż uszkodzonego nieodwracalnie reaktora
	Częstotliwość	Bardzo mała

Analiza przyczyn źródłowych

Rozpoznanie problemu

Zagadnienia związane z przebiegiem tego wypadku są niezwykle złożone. W analizach wypadków tego typu, gdzie występuje wiele różnych zdarzeń mających wpływ na przebieg awarii, przygotowanie czasowej sekwencji zdarzeń jest zwykle bardzo pomocne. Sekwencja czasowa istotnych zdarzeń związanych z awarią bloku nr 3 jest przedstawiona w tabeli 2.

Budowa mapy przyczyn

Proces konstruowania mapy przyczyn rozpoczyna się od rozpatrzenia istotnych celów działalności firmy energetycznej (TEPCO), których realizacja została zakłócona

przez tę awarię. Cele te są wyszczególnione w tabeli 1. Na rysunku 5 przedstawiono rezultaty początkowego etapu budowy mapy przyczyn.

W odniesieniu do bloku nr 3 bezpośrednim skutkiem zdarzeń było 11 rannych pracowników elektrowni uczestniczących w opanowaniu awarii. Miało to wpływ na cel związany z bezpieczeństwem pracowników. Bezpośrednią przyczyną obrażeń pracowników był wybuch wodoru w budynku reaktora nr 3 (przyczyna A). Dla uproszczenia pominięto tu skutki zdrowotne spowodowane zwiększonymi dawkami promieniowania.

Bezpieczeństwo publiczne zostało narażone ze względu na potencjalne skutki zdrowotne dla ludzi znajdujących się w otoczeniu elektrowni. Uwolnienie znacznych ilości

produktów radioaktywnych do atmosfery stanowiło poważne zagrożenie dla środowiska. Przyczyną tych uwolnień był zrzut radioaktywnej pary i gazów przy dekompresji obudowy bezpieczeństwa (tzw. *venting*) związany z nadmiernym ciśnieniem w obudowie (przyczyna C), a w późniejszej fazie awarii poważne naruszenie integralności obudowy bezpieczeństwa spowodowane wybuchem wodoru w budynku reaktora (przyczyna A).

Cele związane z produkcją energii nie zostały osiągnięte, ponieważ elektrownia utraciła zdolności produkcyjne (praktycznie biorąc nieodwracalnie). Katastroficzne uszkodzenie urządzeń elektrowni, jakim było poważne uszkodzenie rdzenia reaktora (przyczyna B), a także zniszczenia budynku reaktora na skutek wybuchu wodoru (przyczyna A), spowodowało również znaczne straty

² Web side page <http://www.thinkreliability.com>

Tabela 2. Czasowa sekwencja zdarzeń dotycząca bloku nr 3 (wg [5])

Data	Godzina	Opis zdarzenia*
11 marca	14:46	Wstrząsy sejsmiczne o intensywności ~9 w skali Richtera
	14:47	Sygnal zrzutu podzespołów regulacyjnych, CR zagłębione w rdzeniu reaktora
	14:47	Utrata zewnętrznych źródeł zasilania
	14:48	Automatyczne uruchomienie awaryjnych generatorów Diesla (EDG)
	15:05	Operatorzy uruchomili system chłodzenia rdzenia RCIC
	15:25	RCIC wyłączył się automatycznie, ze względu na wysoki poziom wody w reaktorze
	15:27	Pierwsze fale tsunami
	15:35	Największa fala tsunami
	15:38	Zatopienie dolnego poziomu turbinowni
	15:38	Utrata wszystkich źródeł zasilania elektrycznego prądu zmiennego
	15:38	Utrata wszystkich źródeł zasilania elektrycznego prądu stałego
	15:38	Częściowa utrata funkcjonalności aparatury kontrolno-pomiarowej
	16:03	System awaryjnego chłodzenia RCIC uruchomiony ręcznie, HPCI przygotowany do rozruchu
	16:36	Ogłoszenie w EJ Dai-ichi stanu awaryjnego drugiego stopnia zagrożenia
	20:50	Zarządzenie ewakuacji mieszkańców w promieniu 2 km
	21:58	Przywrócenie oświetlenia w sterowni bloków 3-4 (przez użycie przewoźnego generatora)
	22:00	Zarządzenie ewakuacji mieszkańców w promieniu 3 km
12 marca	07:00	Zarządzenie ewakuacji mieszkańców w promieniu 10 km
	11:36	System RCIC wyłączył się niespodziewanie i nie dał się uruchomić
	12:35	System HPCI uruchomił się automatycznie na sygnał niskiego poziomu wody
	17:00	Ciśnienie w reaktorze osiągnęło 2,9 MPa i obniżało się w dalszym ciągu
	19:11	Ewakuacja została rozszerzona na obszar 20 km wokół EJ Dai-ichi
	20:36	Utrata wskazań poziomu wody w reaktorze
	21:00	Operatorzy rozpoczynają przegląd procedur dekompresji/wentylowania obudowy bezp.
22:35	Rozprowadzenie preparatów zawierających jod	
13 marca	02:42	System HPCI wyłączył się, niskie napięcie akumulatorów, ciśnienie w reaktorze 0,58 MPa
	02:42	Nieudane uruchomienie systemów HPCI (rozładowane akumulatory) oraz RCIC
	04:15	Początek odsłonięcia rdzenia reaktora
	04:50	Nieudane wysiłki otwarcia zaworu AOV dla dekompresji komory lokalizacji awarii
	05:00	Ciśnienie reaktora > 7,38 MPa, poziom wody reaktora 2000 mm poniżej górnej krawędzi rdzenia i obniża się, ciśnienie w obudowie bezpieczeństwa – 0,36 MPa abs.
	05:10	Brak możliwości potwierdzenia iniekcji wody do reaktora przez system RCIC
	05:23	Wymiana rozładowanego zasobnika powietrza zaworu AOV, dekompresja obudowy bezp.
	07:35	Poziom wody w reaktorze poniżej dolnej granicy rdzenia, odsłonięcie rdzenia
	8:41–9:20	Oba zawory went. obudowę otwarte; SRV otwarty ręcznie dla dekompresji reaktora
	09:10	Maksymalne zarejestrowane ciśnienie w obudowie bezpieczeństwa – 0,637 MPa abs.
	09:25	Zawór SRV otwarty; ciśnienie w reaktorze (0,35 MPa) umożliwia iniekcję wody borowanej
	11:17	Stwierdzenie, że zawór dekompresji basenu lokalizacji awarii jest w pozycji zamkniętej
	13:12	Iniekcja wody morskiej i kwasu borowego do zbiornika reaktora z użyciem pompy p.-poż.
14 marca	01:10	Iniekcja wody do zbiornika reaktora zatrzymana z powodu wyczerpania źródła wody
	02:00	Ciśnienie w obudowie bezp. 0,265 MPa abs, otwarcie małego zaworu dekompresji obudowy
	03:10	Poziom wody w reaktorze 2300 mm poniżej górnej krawędzi rdzenia
	06:50	Ciśnienie w obudowie bezpieczeństwa zwiększyło się do 0,53 MPa
	11:01	Wybuch wodoru w budynku reaktora nr 3; uszkodzenie wozów strażackich i węży; przerwanie prac, ewakuacja pracowników do Awaryjnego Centrum Kryzysowego
16:30	Przywrócenie zasilania reaktora w wodę morską z użyciem wozów strażackich za pomocą nowego połączenia czerpiącego wodę bezpośrednio z nadbrzeża; chłodzenie kontynuowane przez następne dni, aż do czasu przywrócenia zewnętrznego zasilania elektrycznego	
22 marca		Przyłączenie nowej zewnętrznej linii zasilania elektrycznego

*) Skróty używane w tab. 2:

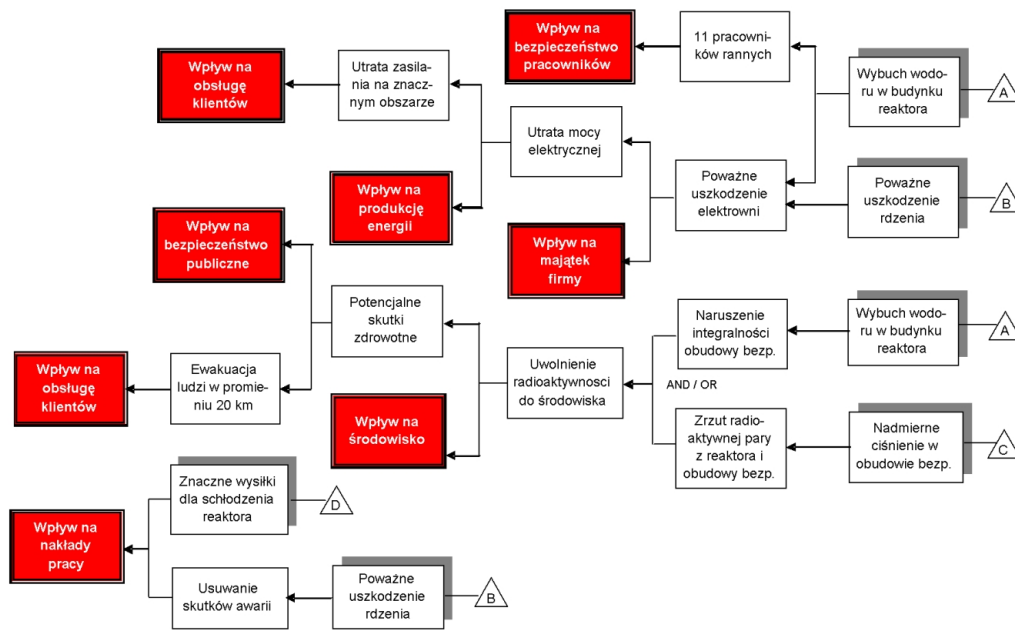
AOV – Air Operated Valve – zawór uruchamiany sprężonym powietrzem.

CR – Control Rods – podzespoły regulacyjne.

RCIC – Reactor Core Isolation Cooling – system chłodzenia rdzenia po odizolowaniu reaktora od obiegu turbinowego.

HPCI – High Pressure Coolant Injection – system awaryjnego wtrysku chłodziwa wysokiego ciśnienia.

SRV – Steam Release Valve – zawór zrzutu pary umożliwiający dekompresję zbiornika reaktora.

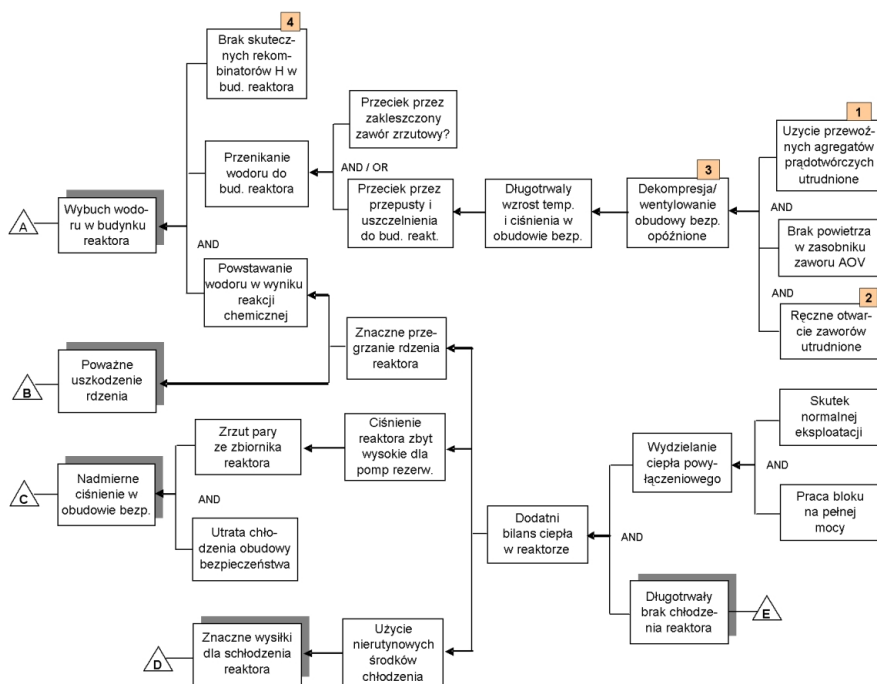


Rys. 5. Mapa przyczyn katastrofy EJ Fukushima w marcu 2011 r. – część 1.

w majątku firmy. Dodatkowe zadania oraz związane z tym wysiłki personelu elektrowni niezbędne w związku z intensywnymi czynnościami zmierzającymi do opanowania awarii (przyczyna D), a również niezwykle trudne działania zmierzające do usunięcia skutków awarii (usunięcie stopionego rdzenia), nie zakończyły się do dziś. Wspomniane wyżej przyczyny A, B, C oraz D analizowane są na rysunku 6.

Przyczyny A, B, C oraz D są ze sobą ściśle związane. Bezpośrednią przyczyną, która wywołała ww. katastroficzne skutki, było silne przegrzanie rdzenia reaktora spowodowane długotrwałym brakiem jego chłodzenia (przyczyna E).

Po utracie awaryjnych systemów chłodzenia rdzenia (RCIC i HPCI) personel podjął próbę dekompresji reaktora przez wypuszczanie pary za pośrednictwem zaworu zrzutowego (SRV). Ciśnienie w reaktorze było zbyt wysokie i musiało być obniżone, aby umożliwić doprowadzanie wody z użyciem pomp przeciwpożarowych – w tym momencie jedyne źródła zapewniające utrzymanie odpowiedniego poziomu wody w zbiorniku reaktora i nie- dopuszczenie do odsłonięcia rdzenia. Ze względu na brak zasilania elektrycznego zawór SRV umożliwiający dekompresję reaktora musiał być otwarty ręcznie. Czynność ta wymagała czasu ze względu na utrudniony dostęp do tego zaworu – zalanie pomieszczeń,



Rys. 6. Mapa przyczyn katastrofy EJ Fukushima w marcu 2011 r. – część 2.

wysoki poziom promieniowania, a także brak oświetlenia w pomieszczeniach elektrowni.

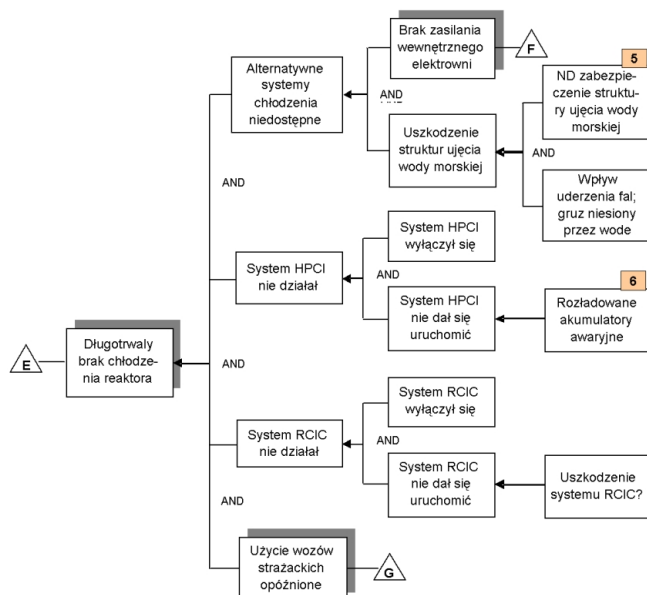
Wcześniejsze użycie awaryjnych systemów chłodzenia reaktora (RCIC i HPCI) oraz zrzut pary z reaktora przez zawór SRV spowodowały znaczny wzrost ciśnienia w obudowie bezpieczeństwa (przyczyna C), który w pewnym momencie uniemożliwił dalszą dekompresję reaktora. Dlatego obniżenie ciśnienia w obudowie bezpieczeństwa do poziomu umożliwiającego podawanie wody do zbiornika reaktora za pomocą pomp przeciwpożarowych stało się konieczne, aby uniknąć poważnego uszkodzenia elementów paliwowych.

Dekompresja obudowy bezpieczeństwa (tzw. *venting*) wymagała otwarcia dużego zaworu uruchamianego z użyciem sprężonego powietrza (AOV). W tym celu niezbędne było uruchomienie zaworu o napędzie elektrycznym (MOV) otwierającego dopływ sprężonego powietrza. W celu zasilenia tego zaworu zastosowano niewielki przewoźny agregat prądowłoczy. Okazało się również, że konieczna jest wymiana rozładowanego zasobnika sprężonego powietrza zaworu AOV. Czynności te zajęły około 4 godziny. Były one istotną przyczyną opóźnień w dostarczaniu wody do zbiornika reaktora i w efekcie doprowadziły do poważnych uszkodzeń elementów paliwowych.

Poważne uszkodzenie rdzenia reaktora (przyczyna B) nastąpiło na skutek długotrwałego braku chłodzenia rdzenia. Według ocen TEPCO po utracie awaryjnych systemów chłodzenia (ok. 36 godzin od wyłączenia reaktora) rdzeń nie był chłodzony przez 6 godzin i 43 minuty. Spowodowało to poważne przegrzanie i częściowe stopienie elementów paliwowych. Generacja ciepła powyłączeniowego była na stosunkowo wysokim poziomie, ponieważ przed wyłączeniem blok nr 3 pracował na pełnej mocy.

Wybuch wodoru w budynku reaktora był spowodowany przez powstanie wybuchowej mieszanki wodoru i powietrza w budynku reaktora. Ciepło powyłączeniowe wytwarzane w paliwie, przy braku chłodzenia reaktora, spowodowało znaczny wzrost temperatury paliwa i utlenianie koszulek elementów paliwowych wykonanych z cyrkonu. Utlenianie cyrkonu w środowisku pary jest reakcją egzotermiczną, w której wyniku wydzielają się znaczne ilości ciepła i powstają duże ilości wodoru. Wodór przyczynił się także do wzrostu ciśnienia w obudowie bezpieczeństwa. Długotrwałe działanie wysokich temperatur i podwyższone ciśnienie mogło doprowadzić do uszkodzenia uszczelnień suchej komory obudowy bezpieczeństwa, przedostania się wodoru do budynku reaktora i wybuchu mieszaniny wodoru i powietrza. W budynku reaktora nie przewidziano rekombinatorów wodoru, które byłyby skuteczne w warunkach poważnej awarii wywołanej znacznym przegrzaniem paliwa i utratą szczelności pierwotnej obudowy bezpieczeństwa.

Długotrwały brak chłodzenia reaktora (przyczyna E) jest analizowany na rysunku 7. Utrata chłodzenia reaktora była spowodowana utratą funkcjonalności awaryjnych



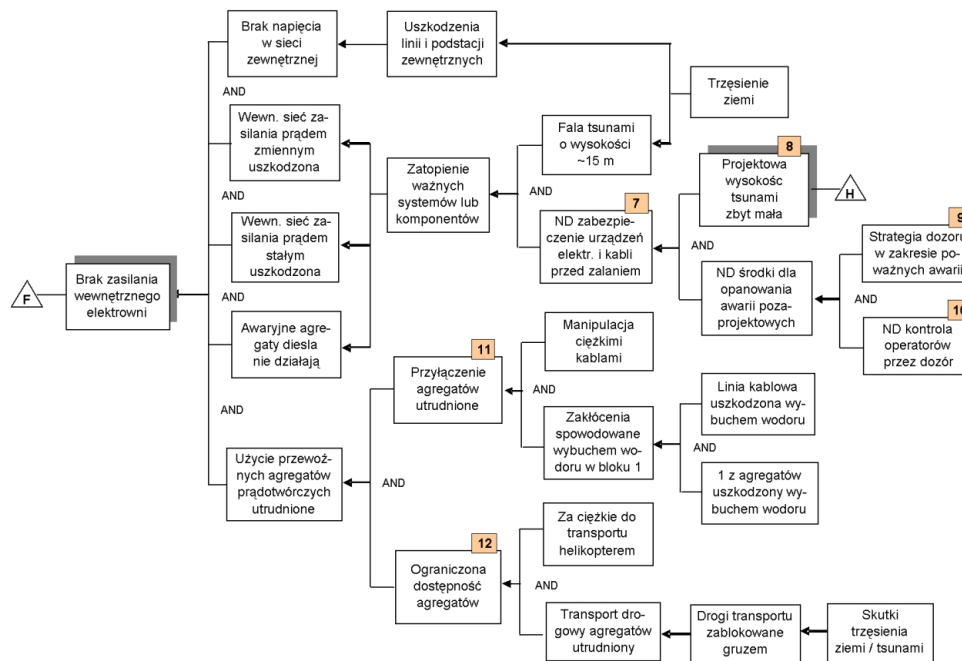
Rys. 7. Mapa przyczyn katastrofy EJ Fukushima w marcu 2011 r. – część 3.

systemów RCIC oraz HPCI, umożliwiających chłodzenie rdzenia przy braku zasilania elektrycznego, a także brakiem źródeł wody chłodzącej. System RCIC wyłączył się i nie udało się go uruchomić powtórnie. System HPCI wyłączył się i nie mógł być powtórnie uruchomiony z powodu braku napięcia w systemie zasilania prądem stałym (rozładowania akumulatorów).

Inne alternatywne systemy chłodzenia rdzenia, umożliwiające podawanie wody przy stosunkowo wysokim ciśnieniu w zbiorniku reaktora, nie mogły być użyte ze względu na brak wewnętrznego zasilania elektrycznego (przyczyna F) oraz brak wody chłodzącej, na skutek uszkodzenia struktur i urządzeń związanych z ujęciem wody morskiej. Uszkodzenia te były spowodowane zarówno przez bezpośrednie działanie fal tsunami, jak i części stałe niesione przez fale.

W tej sytuacji jedynym możliwym do zastosowania środkiem chłodzenia reaktora były przewoźne pompy przeciwpożarowe (na wyposażeniu wozów strażackich). Utrudnienia związane z użyciem tych pomp i wynikające stąd opóźnienia (przyczyna G) są analizowane na rysunku 9.

Brak wewnętrznego zasilania elektrycznego (przyczyna F) jest analizowany na rysunku 8. Utrata sieci zewnętrznej była skutkiem uszkodzeń linii i podstacji spowodowanych trzęsieniem ziemi. Od momentu awaryjnego wyłączenia reaktorów elektrownia była zasilana przez awaryjne generatory Diesla (EDG). Jednak, to źródło zasilania zostało utracone na skutek uszkodzeń spowodowanych przez tsunami (ok. 50 min od pierwszych wstrząsów). W wyniku tsunami generatory Diesla, a także związane z nimi wewnętrzny system dystrybucji energii elektrycznej (rozdzielnie), zostały zalane wodą. Zatopienie krytycznych systemów i komponentów systemu zasilania elektrycznego spowodowało całkowity brak zasilania prądem zmiennym



Rys. 8. Mapa przyczyn katastrofy EJ Fukushima w marcu 2011 r. – część 4.

i częściowy brak zasilania prądem stałym. W bloku nr 3 dostępne były niektóre z akumulatorów dostarczające prąd stały do ważnych urządzeń i systemów (do czasu rozładowania się tych akumulatorów po ~36 godzinach od początku awarii).

Ważne komponenty i systemy elektryczne zostały zatopione, ponieważ fala tsunami była o około 5 m wyższa niż poziom terenu, na którym były posadowione ważne budynki elektrowni (turbinownia i budynek reaktora, a także pomieszczenie agregatów Diesla zlokalizowane pod budynkiem turbinowni). Woda przedostała się do wnętrza tych budynków przez drzwi, żaluzje i tunele kablowe. Wysokość fali tsunami przekraczała znacznie wartości graniczne przyjęte w projekcie, co spowodowało, że zabezpieczenia krytycznych komponentów i systemów przewidziane w projekcie były niewystarczające.

Zgodnie z przyjętą filozofią bezpieczeństwa organ dozoru nie wymagał od operatorów wprowadzenia skutecznych zabezpieczeń urządzeń i komponentów krytycznych dla bezpieczeństwa w warunkach awarii pozaprojektowych. Wytyczne dotyczące poważnych awarii opracowane w 1992 roku nie były uaktualniane, aby uwzględnić bieżący stan wiedzy i dobre praktyki stosowane na świecie. Co więcej, wytyczne te miały charakter zaleceń (ich stosowanie przez operatorów było dobrowolne). Probabilistyczne analizy bezpieczeństwa (PSA) pozwalające ocenić ryzyko poważnych awarii nie były prowadzone. W efekcie, zakres modyfikacji obiektów w związku z poważnymi awariami był ograniczony.

Użycie przewoźnych agregatów prądowców było utrudnione ze względu na ograniczoną dostępność tych urządzeń, a także trudności z wykonaniem odpowiednich połączeń, w sytuacji gdy istniejący wewnętrzny system dystrybucji energii elektrycznej był niesprawny.

Transport agregatów prądowców był utrudniony na skutek blokady dróg wywołanej przez trzęsienie ziemi lub tsunami. Znaczny ciężar agregatów wykluczał użycie helikopterów.

Przyłączenie agregatu za pomocą prowizorycznej linii kablowej było trudne. Kabel o długości ~200 m i średnicy ~10 cm użyty do połączenia agregatu ze sprawną jeszcze pompą awaryjnego systemu wtrysku kwasu borowego SLC (ang. *Standby Liquid Control*) w bloku nr 2 ważył blisko 1 tonę. Prowizoryczne połączenie tego agregatu, które było już gotowe (12 marca ok. 15.30), zostało zniszczone kilka minut później przez wybuch wodoru w bloku nr 1. W wybuchu tym uszkodzony został również agregat prądowczy.

Uruchomienie pomp przeciwpożarowych (zainstalowanych na wozach strażackich) było opóźnione (przyczyna G, rys. 9) ze względu na ograniczoną dostępność tych urządzeń oraz utrudnienia związane z przyłączeniem tych pomp. Ponadto, praca tych pomp była uzależniona od przeprowadzenia dekompresji zbiornika reaktora i obudowy bezpieczeństwa do ciśnienia pozwalającego na ich użycie.

Z trzech wozów strażackich dostępnych na wyposażeniu EJ Fukushima Dai-ichi jeden został uszkodzony przez tsunami, drugi nie mógł dojechać w rejon bloków 1–4 ze względu na zniszczenia dróg spowodowane przez trzęsienie ziemi. W efekcie, tylko jeden wóz mógł być szybko użyty na potrzeby związane z akcją awaryjną w blokach 1–4.

Użycie pomp strażackich wymagało nietypowych połączeń, które musiały być wykonane w bardzo trudnych warunkach środowiskowych (podwyższona temperatura, wysoki poziom promieniowania oraz brak oświetlenia). Poważnym utrudnieniem była niefunkcjonalność wskaźni-

ków pozwalających ocenić stan systemu, a także sterowników umożliwiających zmianę położenia odpowiednich zaworów (związana z brakiem zasilania).

Użycie wozu strażackiego było skomplikowane, ponieważ pompa nie miała dostatecznej wysokości podnoszenia, aby zrównoważyć różnicę poziomów oraz ciśnienie w reaktorze. W rezultacie wóz strażacki pobierał wodę ze zbiornika wody do celów przeciwpożarowych, a następnie jechał do budynku reaktora (w bloku nr 1) i pompował wodę do systemu przeciwpożarowego. Ta czynność była spowolniona przez nieprzejezdne drogi. Ostatecznie udało się zainstalować wąż umożliwiający pobór wody przez wóz strażacki bezpośrednio ze zbiornika przeciwpożarowego. Woda ta była następnie wtłaczana do systemu przeciwpożarowego, skąd była kierowana, za pośrednictwem linii stanowiącej część awaryjnego systemu chłodzenia niskiego ciśnienia, do zbiornika reaktora.

Jednym z utrudnień było to, że zbiornik przeciwpożarowy miał tylko jeden króciec umożliwiający przyłączenie węża. To spowodowało, że pompowanie wody do reaktora musiało być przerywane za każdym razem, gdy zbiornik wymagał uzupełnienia w wodę z drugiego wozu strażackiego, który po pewnym czasie udało się sprowadzić na miejsce. W późniejszej fazie awarii źródłem zasilania w wodę morską był jeden z zasobników technologicznych zalany wodą morską w wyniku tsunami, później udało się uruchomić ujęcie wody na nadbrzeżu.

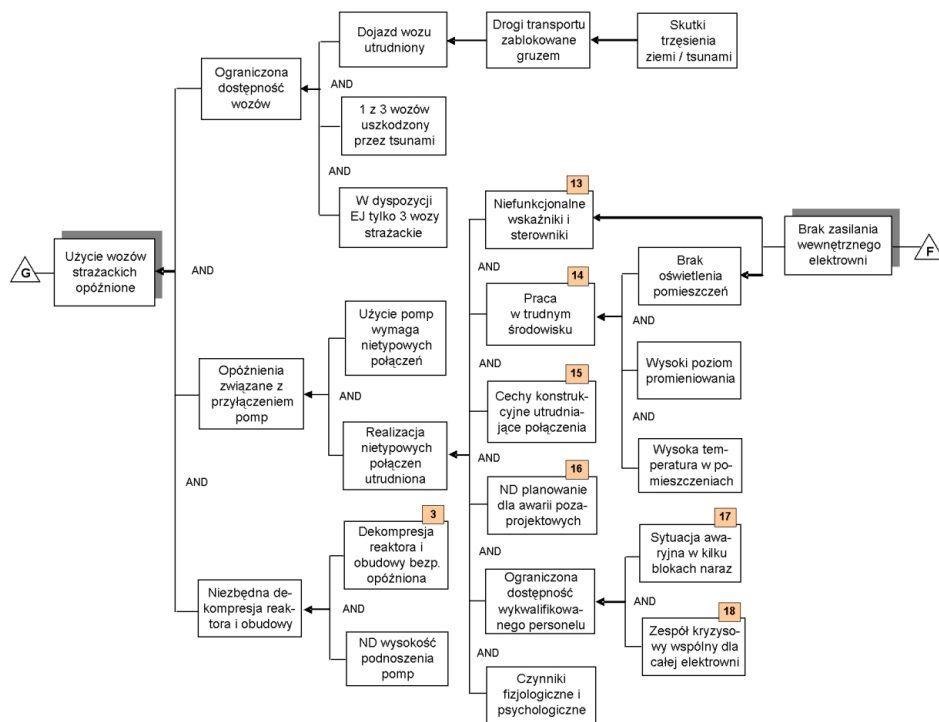
Realizacja nietypowych połączeń była utrudniona ze względu na brak odpowiednich wytycznych odnoszących się do zaistniałej sytuacji. Plany postępowania w sytuacjach awarii pozaprojektowych (SAMG) nie były kompletne i związane z tym szkolenie nie było wcześniej przeprowadzane.

Nie bez znaczenia były czynniki psychologiczne i fizjologiczne. Personel zaangażowany w akcję awaryjną pracował w niewyobrażalnie trudnych warunkach. Wykonywane zadania daleko wykraczały poza normalne projekcyjne awarie opisane w procedurach czy objęte programami szkolenia; przywrócenie wskaźników lub niestandardowe użycie systemów wymagały dużej wiedzy i kreatywności. Wykonywanie tych zadań wiązało się z poważnym stresem – wyzwaniem były wtórne wstrząsy sejsmiczne, jakie następowały w ciągu kilku następnym dni, zagrożenie związane z wybuchem wodoru i nieustannie zmieniające się narażenie radiologiczne, ryzyko w pełni uświadomione przez personel zaangażowany w akcję awaryjną. Dodatkowym wyzwaniem była konieczność prowadzenia akcji awaryjnej we wszystkich blokach naraz.

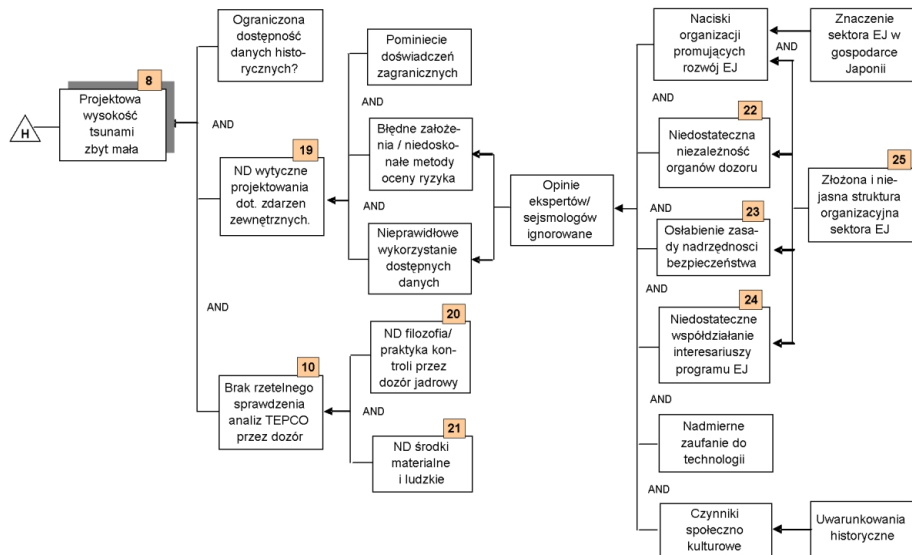
Należy wziąć pod uwagę, że skutki trzęsienia ziemi i tsunami dotknęły znaczną część lokalnej społeczności. Niektórzy pracownicy kontynuowali pracę, mimo że stracili swe domy i rodziny. Wielu pracowników spędzało noce na terenie elektrowni, śpiąc na podłodze. Brakowało również żywności i wody pitnej.

Ważną przyczyną opisywanej awarii jądrowej, jaka dotknęła elektrownię Fukushima Dai-ichi, była przyjęta w projekcie wysokość potencjalnego tsunami, która w zasadniczy sposób odbiegała od parametrów rzeczywistego zdarzenia (przyczyna H). Mapa przyczyn związanych z tym problemem jest pokazana na rysunku 10.

Niewątpliwym ograniczeniem w realistycznym określeniu wysokości postulowanego tsunami był niedostatek danych historycznych dotyczących charakterystyk zdarzeń sejsmicznych i wywołanych przez nie tsunami dla konkretnej lokalizacji EJ Fukushima. Jednak, zdaniem niektórych specjalistów zajmujących się oceną ryzyka wykorzystanie



Rys 9. Mapa przyczyn katastrofy EJ Fukushima w marcu 2011 r. – część 5.



Rys. 10. Mapa przyczyn katastrofy EJ Fukushima w marcu 2011 r. – część 6.

istniejących danych historycznych nie było prawidłowe [12].

Zasadniczym źródłem problemu były niewystarczające i nieprecyzyjne wytyczne projektowania dotyczące postulowanych w projekcie zdarzeń zewnętrznych, a w szczególności tsunami. Co więcej, wytyczne opracowane w 2002 roku przez Japońskie Towarzystwo Inżynierów Budownictwa (JSCE) [8] i zaakceptowane przez organ dozoru (NISA) miały charakter zaleceń, których stosowanie było kwestią uznania operatorów elektrowni.

Metody i narzędzia zalecane przez JSCE i stosowane przez operatorów elektrowni przy ustalaniu parametrów postulowanego tsunami uwzględnianego w projekcie elektrowni nie odzwierciedlały aktualnego światowego stanu wiedzy w tej dziedzinie [13]. Metody modelowania potencjalnych deformacji tektonicznych stanowiących źródło tsunami i zjawisk rozprzestrzeniania się fal były niewystarczające. Wytyczne JSCE nie zachęcały do badań osadów naniesionych przez tsunami, jakie wystąpiły kilkaset lat temu w rejonie Tohoka (w tym tsunami *Jogan* w 869 roku), nie były pomocne w skonstruowaniu przez TEPCO odpowiedniego modelu analitycznego odnoszącego się do lokalizacji EJ Fukushima. Niewątpliwie, błędnym założeniem było wykluczenie równoczesnych deformacji tektonicznych w kilku różnych miejscach Rowu Japońskiego, jakie w rzeczywistości nastąpiły 11 marca 2011 roku, przesądzając o sile tsunami.

Wytyczne JSCE były nieprecyzyjne, pozostawiając operatorowi zbyt wielką swobodę w ustalaniu danych wyjściowych do analizy zdarzeń historycznych. Tak na przykład, przy określeniu postulowanego tsunami dla elektrowni Fukushima TEPCO uwzględniło jedynie zdarzenia po roku 1896, pomijając tsunami o bardzo znacznej sile, jakie wystąpiło w roku 869 (tsunami *Jogan*), co niewątpliwie wpłynęło na niedoszacowanie określonych w ten sposób parametrów tsunami uwzględnianego przy projektowaniu.

Środki ułatwiające minimalizację skutków długotrwałego braku zasilania elektrycznego spowodowanego ekstremalnymi zdarzeniami zewnętrznymi były niedooceniane przez dozór jądrowy (NISA). Należy podkreślić, że większość elektrowni europejskich była pod tym względem zabezpieczona znacznie lepiej [12], mimo że elektrownie japońskie są zlokalizowane w obszarze silnie narażonym na zdarzenia zewnętrzne (trzęsienia ziemi, tsunami czy tornado).

Informacje o wypadkach spowodowanych przez ekstremalne zdarzenia zewnętrzne, jakie wystąpiły w przeszłości, w niektórych elektrowniach zagranicznych, a także o środkach bezpieczeństwa wprowadzonych w wielu elektrowniach amerykańskich i europejskich w wyniku analizy tych zdarzeń były szeroko dostępne. Światowe doświadczenia w tej dziedzinie były powszechnie znane wśród specjalistów energetyki jądrowej, ale nie zostały właściwie wykorzystane przez organ dozoru i przemysł jądrowy w Japonii [12].

Od połowy lat 1980. panowało w Japonii przeświadczenie, że „niewiele można się nauczyć od innych” [9]. Środowisko, w jakim podejmowane były ważne decyzje, nie sprzyjało identyfikacji i rozwiązywaniu problemów bezpieczeństwa. W tym kontekście Omoto [9] wymienia brak krytycznego spojrzenia, niedostateczną dociekliwość oraz niechęć do ujawniania problemów.

Zagadnienie poważnych awarii nie było właściwie potraktowane. Wytyczne mające na celu minimalizację skutków awarii pozaprojektowych (tzw. *Severe Accident Management Guidelines – SAMG*), stanowiące integralny element filozofii bezpieczeństwa elektrowni jądrowych w Stanach Zjednoczonych i Europie, nie były wymagane przez japoński dozór jądrowy i zostały wdrożone przez operatorów jedynie częściowo. Podobne zaniechania dotyczyły wykorzystania probabilistycznych metod oceny bezpieczeństwa (PSA), które są szeroko stosowane w innych krajach. W Japonii narzędzie to było uważane za

mało przydatne, ze względu na znaczne niepewności. We współczesnej inżynierii bezpieczeństwa PSA stanowi wygodne narzędzie pozwalające nie tylko w sposób kompleksowy opisać aktualny stan wiedzy i możliwe skutki awarii pozaprojektowych, ale również uwzględnić i ocenić wpływ istniejących niepewności.

Rezultaty analiz dotyczących postulowanego tsunami uzyskane przez TEPCO nie zostały rzetelnie sprawdzone przez organy dozoru. Jedną z przyczyn była filozofia i praktyka sprawowania dozoru jądrowego w Japonii. Nie bez znaczenia były problemy związane z organizacją i kompetencjami organów dozoru. Szereg zastrzeżeń w tej materii znalazło się w raporcie Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (IAEA) podsumowującym wyniki misji IRRS (ang. *International Regulatory Review Services*), cytowane w opracowaniu ENSI [11].

Ze względu na znaczną fluktuację personelu struktura dozoru nie była właściwie przygotowana do sprawowania merytorycznej kontroli elektrowni jądrowych. Działania dozoru koncentrowały się na sprawdzaniu dokumentów przedkładanych przez operatora, nie zawsze zresztą zawierających rzetelne informacje o stanie obiektu, natomiast zakres inspekcji dozorowych w elektrowni był ograniczony. Nacisk był położony głównie na problemy sprzętowe, zagadnienia bezpieczeństwa eksploatacji dotyczące organizacji i zarządzania, wymagające myślenia systemowego, były na drugim planie [11].

Okresowe przeglądy bezpieczeństwa elektrowni wg kryteriów zgodnych ze światowym stanem wiedzy i zasadami dobrej praktyki (tzw. *Periodic Safety Reviews – PSR*), stosowane od dawna w Europie, zostały wprowadzone w Japonii stosunkowo niedawno. Opóźnienie to mogło być jedną z przyczyn, że wytyczne JSCE [8] dotyczące zdarzeń zewnętrznych nie odpowiadały światowym standardom.

Wspomniane wyżej niedostatki metodologiczne dotyczące oceny potencjalnych zdarzeń sejsmicznych były kwestionowane przez sejsmologów [16], chociaż ich opinie w tej sprawie były podzielone. Część z nich twierdziła, że ślizganie się płyty tektonicznej Pacyfiku może tłumaczyć brak silniejszych wstrząsów sejsmicznych w północno-wschodnim rejonie wybrzeża Japonii przez ostatnie 400 lat. Te opinie miały niewątpliwie wpływ na kształt wytycznych opracowanych przez JSCE [8]. Trzęsienie ziemi i tsunami w rejonie Sumatry w 2004 roku było wyzwaniem dla tej teorii; spowodowało rewizję modelu, powtórna analizę danych topograficznych dna morskiego oraz dalsze badania i analizy, które trwały aż do katastrofy w marcu 2011 roku. Część ekspertów sejsmologów utrzymywała, że takie trzęsienie ziemi może się zdarzyć w każdym miejscu wzdłuż Rowu Japońskiego i że takie zdarzenie jest wielce prawdopodobne.

W 2005 roku japoński geolog, prof. Katsuhiko Ishibashi z Uniwersytetu w Kobe, ostrzegał Komisję Parlamentarną Japonii o konsekwencjach trzęsienia ziemi i tsunami w związku z EJ Hamaoka. W swoim raporcie przedstawił

przewidywania dotyczące możliwych skutków trzęsienia ziemi i tsunami, które wg doniesień prasowych były zgodne z aktualnym przebiegiem zdarzenia w marcu 2011 roku. Co więcej, miał on ostrzegać rząd Japonii, że tsunami o znacznej sile może wystąpić w północno-wschodnim rejonie wybrzeża Japonii [11].

Dr Robert Geller, amerykański sejsmolog pracujący na Uniwersytecie w Tokio, w swym artykule w czasopiśmie „Nature” [15] stwierdził, że trzęsienia ziemi obserwowane w Japonii od 1979 roku, które spowodowały wypadki śmiertelne, wcale nie wystąpiły w rejonach uznanych za najbardziej zagrożone (Tokai, Tonankai, Nankai). W jego opinii cała Japonia jest zagrożona trzęsieniem ziemi i w obecnym stanie wiedzy sejsmologicznej nie można w racjonalny sposób różnicować poszczególnych obszarów geograficznych z tego punktu widzenia. W konkluzji, uczyony stwierdził, że „*Spółeczeństwo musi być przygotowane na niespodziewane zdarzenia, a uczeni muszą przekazać nie tylko to, co wiedzą na ten temat, ale i to, czego nie wiedzą*”... „*Badania sejsmologiczne muszą opierać się na prawach fizyki, analizy muszą być odpowiednio weryfikowane, badania powinny być kierowane przez najlepszych specjalistów, a nie przez aparat urzędników*” [12].

Powstaje pytanie, dlaczego opinie tych ekspertów nie zostały wzięte pod uwagę? Mapa przyczyn na rysunku 10 prezentuje kilka możliwych przyczyn, które są omówione bardziej szczegółowo niżej.

Jedną z ważnych przyczyn zaistniałej sytuacji była złożona i nieprecyzyjnie określona struktura organizacyjna sektora jądrowego w Japonii. Znaczna liczba uczestników, których zadania, odpowiedzialność i wzajemne relacje nie były jasne, spełniała aktywną rolę zarówno w nadzorze, jak i w rozwoju sektora energetyki jądrowej. Wyczerpujące informacje na temat struktury organizacyjnej szeroko pojętego sektora jądrowego w Japonii znajdzie czytelnik w opracowaniu ENSI [11].

Złożona i niejasno zdefiniowana struktura tego sektora i nieprecyzyjnie zdefiniowanie odpowiedzialności poszczególnych organizacji za sprawy bezpieczeństwa utrudniały skuteczne działania interesariuszy tego sektora, niezbędne do zapewnienia bezpieczeństwa elektrowni jądrowych. Wśród najważniejszych czynników należy wymienić tu jawne i ukryte współzależności w systemie nauka–technologia–społeczeństwo, które powodowały, między innymi, ograniczoną niezależność organów kontroli.

Brak niezależności instytucji dozoru jądrowego, w sytuacji konfliktu interesów między zapewnieniem bezpieczeństwa i produkcją energii elektrycznej, nie pozwalał na skuteczną realizację zasady nadrzędności bezpieczeństwa nad produkcją. NISA – agencja odpowiedzialna za bezpieczeństwo elektrowni jądrowych – podlegała Ministrowi Gospodarki, Handlu i Przemysłu (*Ministry of Economy, Trade & Industry – METI*), który odpowiadał również za rozwój energetyki jądrowej [11]. Brak niezależności organów dozoru był sygnalizowany w rapor-

cie IAEA z misji IRRS w 2007 roku [11], a także w innych opracowaniach analizujących przyczyny awarii [9, 16].

Istotnym czynnikiem utrudniającym prawidłowe działania kontrolne dozoru jądrowego był silny nacisk organizacji promujących rozwój energetyki jądrowej przeciw zaostżaniu przepisów i wymagań bezpieczeństwa. Mamamoto [16], zwraca uwagę na nieformalne naciski organizacji rządowych promujących rozwój energetyki jądrowej – wykorzystywanie błędnych precedensów, stosowanie przez nieformalne grupy niejawnych norm, tendencje do nieprzejrzystych działań i prowizorycznych rozwiązań.

Argumenty przeszkadzające rozwojowi energetyki jądrowej były tłumione przez interesariuszy programu (operatorów elektrowni, decydentów aparatu rządowego, organy uczestniczące w stanowieniu prawa, a nawet organizacje uczestniczące w procesie kontroli). Postawę taką można było obserwować także wśród lokalnych społeczności, które były ekonomicznie zainteresowane rozwojem tego sektora [16]. Istniało wiele oznak wskazujących, że interesariusze programu starali się opóźnić działania, które mogłyby spowodować decyzje utrudniające „nieskrępowany rozwój”. Przykładem może być zwlekanie z organizacją powtórnej misji IAEA/IRRS (planowanej w roku 2010) czy powstrzymywanie się od udziału przedstawicieli Japonii w konferencjach międzynarodowych dotyczących wrażliwych zagadnień bezpieczeństwa [11].

Jednym z czynników, który potęgował negatywne skutki ww. problemów był „mit bezpieczeństwa” – wysokie zaufanie do japońskiej technologii, szeroko zakorzenione poczucie bezpieczeństwa, nadmierna pewność siebie [11, 16]. Nie próbowano odpowiedzieć sobie na pytanie, co stanie się, gdy technologia okaże się zawodna [9].

Wspomniane wyżej problemy świadczą wyraźnie o słabości „kultury bezpieczeństwa”³. Nieprzestrzeżenie zasady nadrzędności bezpieczeństwa nad produkcją i ekonomią, nieprecyzyjne zdefiniowanie odpowiedzialności poszczególnych organizacji za bezpieczeństwo czy niedostateczne wykorzystanie wiedzy i doświadczeń, własnych i zagranicznych, stanowią istotne naruszenie fundamentalnych zasad składających się na wysoką kulturę bezpieczeństwa.

Nie do pominięcia jest również wpływ czynników społeczno-kulturowych charakterystycznych dla społeczeństwa Japonii. W literaturze [16] znaleźć można opinie, że filozofia „kultury bezpieczeństwa”, która stała się fundamentem nowoczesnej koncepcji bezpieczeństwa jądrowego w Europie i Stanach Zjednoczonych, może być w pewnej sprzeczności z kulturą społeczną Japonii, której podstawy kształtowały się przez tysiąclecia.

Karstenberg [16] zwraca uwagę, że podstawą silnej kultury bezpieczeństwa jest indywidualizm – nacisk na prawa jednostki, obowiązki jednostki i odpowiedzialność jednostki. „Jednostka w przeciwstawieniu do kolektywu” to element wywodzący się z filozofii utilitaryzmu, która wiąże się z istotną zmianą kulturową. Elementy kolektywizmu – bezwarunkowe posłuszeństwo, niechęć do kwestionowania przełożonych, przywiązanie do ustalonego programu, ograniczone horyzonty czy tzw. myślenie grupowe⁴ – są stale bardzo wyraźne we współczesnej kulturze społecznej Japonii [6, 9, 16].

Identyfikacja rozwiązań

Mapa przyczyn przedstawiona na rysunkach 5–10 może być wykorzystana do identyfikacji wszystkich możliwych rozwiązań, spośród których będzie można wybrać te najlepsze. Potencjalne rozwiązania odpowiadają przyczynom, które mogą być kontrolowane przez właściciela problemu (operatora, producenta urządzeń, organizacje wspierające (TSO), organizacje dozоровe czy instytucje stanowiące prawo) w taki sposób, aby podobne zdarzenia nie wystąpiły w przyszłości.

Przyczyny, które mogą być przedmiotem działań naprawczych (tzw. przyczyny naprawialne), zostały oznaczone na mapie przyczyn numerami (1–25). Przyczyny te zostały uporządkowane według trzech grup: (i) przyczyny związane z infrastrukturą organizacyjno-prawną sektora jądrowego, (ii) przyczyny dotyczące wymagań projektowania elektrowni jądrowych i zabezpieczenia obiektów na wypadek awarii, (iii) przyczyny związane z opanowaniem poważnych awarii (awarii pozaprojektowych) i/lub zmniejszeniem ich skutków.

Infrastruktura organizacyjno-prawna

- Złożona i niejasna struktura organizacyjna sektora jądrowego w Japonii (przyczyna 25)
- Niedostateczna niezależność organów dozoru (przyczyna 22)
- Osłabienie zasady nadrzędności spraw bezpieczeństwa nad ekonomią produkcji energii (przyczyna 23)
- Niedostateczna filozofia/praktyka kontroli przez dozór jądrowy (przyczyna 20)
- Niedostateczna kontrola operatorów przez dozór (przyczyna 10)
- Niedostateczne środki materialne i ludzkie dozoru jądrowego (przyczyna 21)
- Niedostateczne współdziałanie interesariuszy programu EJ (przyczyna 24)
- Niewłaściwa strategia dozoru jądrowego w zakresie poważnych awarii (przyczyna 9)

³ W definicji US NRC kultura bezpieczeństwa to „podstawowe wartości i zachowania wynikające z kolektywnego zaangażowania przywódców i jednostek, aby w trosce o ochronę ludzi i środowiska zapewnić nadrzędność bezpieczeństwa w stosunku do innych konkurencyjnych celów”.

⁴ Termin „myślenie grupowe” odnosi się do formułowania opinii lub podejmowania decyzji przez grupę osób; sposób myślenia i decyzje podejmowane w grupie mogą być drastycznie różne, niż byłyby w przypadku indywidualnych członków grupy.

- Niedostateczne wytyczne projektowania dotyczące zdarzeń zewnętrznych (przyczyna 19)

Zabezpieczenia elektrowni w warunkach awarii

- Projektowa wysokość tsunami zbyt mała (przyczyna 8)
- Niedostateczne zabezpieczenie urządzeń ujęcia wody morskiej (przyczyna 5)
- Niedostateczne zabezpieczenie urządzeń elektrycznych i kabli przed zalaniem (przyczyna 7)
- Rozładowane akumulatory w systemie awaryjnego zasilania (przyczyna 6)
- Brak skutecznych rekombinatorów wodoru w budynku reaktora (przyczyna 4)

Opanowanie awarii pozaprojektowych

- Ograniczona dostępność agregatów prądotwórczych (przyczyna 12)
- Utrudnienia w użyciu przewoźnych agregatów prądotwórczych (przyczyna 1)
- Utrudnienia związane z przyłączeniem agregatów prądotwórczych (przyczyna 11)
- Opóźnienia w przeprowadzeniu dekompresji/wentylowania obudowy bezpieczeństwa (przyczyna 3)
- Utrudnienia w ręcznym otwarciu zaworów w celu dekompresji obudowy bezpieczeństwa (przyczyna 2)
- Niefunkcjonalne wskaźniki i sterowniki (przyczyna 13)
- Czynności ludzkie w trudnym środowisku (przyczyna 14)
- Cechy konstrukcyjne utrudniające niestandardowe połączenia (przyczyna 15)
- Niedostateczne planowanie dla awarii pozaprojektowych (SAM) (przyczyna 16)
- Awaryjne czynności w kilku blokach naraz (przyczyna 17)
- Zespół kryzysowy wspólny dla całej elektrowni (przyczyna 18)

Możliwe rozwiązania, które mogą wpłynąć na eliminację wymienionych wyżej przyczyn lub złagodzenie związanych z nimi skutków, są omówione niżej. Rozwiązania te zostały uporządkowane według ww. trzech grup.

Infrastruktura organizacyjno-prawna

Zmiany w infrastrukturze organizacyjno-prawnej sektora energetyki jądrowej powinny zmierzać do poprawienia skuteczności działań wszystkich interesariuszy sektora jądrowego (operatorów, producentów, organizacji naukowo-badawczych (TSO), administracji rządowej, oraz agend dozoru jądrowego) w zapewnieniu wysokiego poziomu bezpieczeństwa programu EJ. Ważnymi elementami istniejącej infrastruktury organizacyjno-prawnej są zasady podległości, uprawnienia i odpowiedzialności poszczególnych organizacji oraz odpowiednie wymagania i przepisy dotyczące bezpieczeństwa. Działania naprawcze dotyczące tych elementów infrastruktury powinny obejmować:

- Zmiany w strukturze organizacyjnej sektora jądrowego zapewniające pełną niezależność organów dozoru,

które muszą być wolne od nacisków ze strony organizacji promujących szybki rozwój energetyki jądrowej (przyczyny 22, 23, 25).

- Zapewnienie wystarczających środków materialnych i ludzkich w organach dozoru jądrowego, które umożliwią skuteczną, merytoryczną kontrolę operatorów (przyczyna 21). W tym kontekście niezbędne jest zwiększenie częstości oraz zakresu kontroli dozorowych przeprowadzonych przez inspektorów na miejscu w elektrowni (przyczyny 10, 20). Warunkiem efektywnego sprawowania kontroli dozorowej jest kompetentny i dostosowany do potrzeb personel dozorowy. Polityka kadrowa powinna ograniczyć, obserwowane w przeszłości, fluktuacje personelu, które wpływały negatywnie na poziom fachowego przygotowania inspektorów dozoru (przyczyna 22).
- Zmiany w strukturze organizacyjnej sektora jądrowego zmierzające do poprawienia skuteczności przepływu informacji istotnych dla bezpieczeństwa pomiędzy poszczególnymi interesariuszami tego sektora (przyczyna 24). Instytucje odpowiedzialne za stanowienie przepisów i wymagań bezpieczeństwa muszą być bardziej otwarte na dialog i argumenty specjalistów, nawet jeżeli reprezentują oni opinie odmienne od powszechnie panujących.
- Opracowanie spójnej koncepcji zabezpieczeń elektrowni jądrowych od skutków awarii spowodowanych zdarzeniami zewnętrznymi, w szczególności trzęsieniem ziemi i wywołanym tym tsunami, zgodnie z przyjętymi na świecie praktykami i standardami „obrony w głąb” (przyczyna 9).
- Opracowane i wdrożenie odpowiednich wytycznych, spójnych z przyjętą filozofią bezpieczeństwa, dotyczących projektowania elektrowni jądrowych, które pozwolą operatorom na jednoznaczne określenie, na podstawie istniejących danych historycznych i charakterystyki konkretnej lokalizacji, zakresu zabezpieczeń przewidzianych w ramach projektu oraz takich, które zmierzają do ograniczenia skutków awarii w warunkach uznanych za pozaprojektowe (przyczyna 19). Odpowiednie wytyczne, opracowane przez kompetentne organizacje naukowo-badawcze (TSO), powinny umożliwić jednoznaczne określenie projektowej wysokości tsunami. Wytyczne takie, po zatwierdzeniu przez organ dozoru, powinny mieć formę wymagań prawnych, a ich stosowanie przez operatorów musi być konsekwentnie egzekwowane przez dozór jądrowy (przyczyny 9 i 10).
- Opracowanie i wdrożenie racjonalnych zasad pozwalających na ustalenie odpowiednio zbilansowanego zakresu zabezpieczeń uznanych za projektowe oraz pozaprojektowe (przyczyny 8 i 9). W tym kontekście istotne staje się zwiększenie roli kryteriów oceny ryzyka oraz probabilistycznych analiz bezpieczeństwa (PSA) w działalności dozorowej.

- Ulepszeniom dotyczącym infrastruktury organizacyjno-prawnej oraz sfery technologicznej muszą towarzyszyć systematyczne i długofalowe działania zmierzające do poprawienia kultury bezpieczeństwa we wszystkich organizacjach sektora jądrowego i na różnych poziomach tej struktury (przyczyny 22, 23, 24⁵). Zmiany w istniejącym systemie wartości, przekonań oraz zachowań ludzkich, zgodne z filozofią „kultury bezpieczeństwa”, są warunkiem trwałej poprawy stanu bezpieczeństwa sektora jądrowego.

Zabezpieczenia elektrowni przed skutkami awarii

Struktury, systemy i komponenty (SSC) krytyczne dla bezpieczeństwa muszą być lepiej zabezpieczone przed skutkami zdarzeń zewnętrznych, a w szczególności przed trzęsieniami ziemi i tsunami o sile przekraczającej zdarzenia uwzględnione w projekcie. Zabezpieczenia tego typu powinny uwzględnić:

- Uszczelnienie budynków i pomieszczeń, w których zlokalizowane są urządzenia ważne dla bezpieczeństwa (w szczególności urządzenia i komponenty systemu wewnętrznego zasilania elektrycznego) przed zalaniem. Jedną z form zabezpieczenia urządzeń i komponentów ważnych dla bezpieczeństwa powinno być również ich odpowiednie usytuowanie w stosunku do poziomu gruntu (przyczyna 7).
- Zwiększenie różnorodności źródeł zasilania elektrycznego przez zastosowanie urządzeń, które nie zależą od dostępności głównych źródeł wody chłodzącej (takie jak awaryjne agregaty Diesla chłodzone powietrzem) (przyczyna 7).
- Zabezpieczenie głównego ujęcia wody chłodzącej przed hydrodynamicznym działaniem fali tsunami oraz zapewnienie alternatywnych źródeł wody chłodzącej do chłodzenia reaktora, obudowy bezpieczeństwa i awaryjnych agregatów Diesla (przyczyna 5).
- Zwiększenie pojemności akumulatorów dostarczających prąd stały do zasilania aparatury kontrolno-pomiarowej w warunkach awarii pozaprojektowych, a także możliwości ładowania tych akumulatorów w warunkach długotrwałej utraty wewnętrznego zasilania elektrycznego; pojemność tych akumulatorów powinna być dostosowana do realistycznie określonych możliwości przywrócenia zewnętrznego zasilania elektrycznego (przyczyny 6 i 13).
- Zabezpieczenia poprawiające dostępność pomieszczeń elektrowni ważnych dla opanowania awarii pozaprojektowych w warunkach poważnych awarii, między innymi sterowni głównej i pomieszczeń używanych przez zespół kryzysowy działający na terenie elektrowni (przyczyna 14).
- Zainstalowanie w budynku reaktora rekombinatorów wodoru o wydajności dostosowanej do potrzeb wynikających z poważnego przegrzania rdzenia i utraty szczelności pierwotnej obudowy bezpieczeństwa (przyczyna 4).

Opanowanie awarii pozaprojektowych

Niezbędne jest wprowadzenie dodatkowych środków technicznych i proceduralnych, które ułatwią opanowanie awarii pozaprojektowych lub zminimalizują ich skutki; odnosi się to w szczególności do awarii związanych z długotrwałą utratą zasilania elektrycznego spowodowanych zdarzeniami zewnętrznymi. Środki tego typu powinny zapewnić:

- Większą dostępność przewoźnych agregatów prądotwórczych i poprawienie warunków pozwalających na ich użycie w czasie długotrwałej utraty wewnętrznego zasilania elektrycznego obiektu (przyczyny 1, 11 i 12).
- Poprawienie systemu dekompresji obudowy bezpieczeństwa (tzw. *venting*), tak aby był on niezależny od zasilania prądem zmiennym i aby możliwe było jego użycie przy ograniczonym udziale personelu sterowni głównej (przyczyny 2, 3 i 13).
- Poprawienie metod i procedur pozwalających na dekompresję zbiornika reaktora do ciśnienia pozwalającego na dostarczanie do zbiornika wody zasilającej z użyciem przewoźnych pomp (przyczyna 3).
- Poprawienie metod i procedur niestandardowego połączenia przewoźnych urządzeń chłodzenia (takich jak pompy p-poż.) oraz zapewnienie takich cech konstrukcyjnych systemów elektrowni, które ułatwiłyby realizację tych połączeń w czasie długotrwałego braku wewnętrznego zasilania elektrycznego (przyczyny 2, 14 i 15).
- Opracowanie i wdrożenie odpowiednich wytycznych ułatwiających opanowanie poważnych awarii (SAMG) oraz planów postępowania awaryjnego w warunkach poważnych awarii i związanej z tym infrastruktury, w szczególności w warunkach długotrwałej utraty wewnętrznego zasilania elektrycznego (przyczyna 16).
- Poprawienie programów szkolenia i systematyczne szkolenie personelu w zakresie opanowania poważnych awarii (SAM) (przyczyna 16).
- Zapewnienie wystarczających środków ludzkich, umożliwiających skuteczne wdrożenie planów awaryjnych w warunkach poważnych awarii, w szczególności w przypadkach zlokalizowania kilku bloków w jednym miejscu (przyczyny 17 i 18).

Podsumowanie

Analiza awarii elektrowni Fukushima została w tej pracy wykorzystana do praktycznej ilustracji dedukcyjnej metody badania przyczyn źródłowych wykorzystującej drzewa

⁵ Należy zauważyć, że ze względu na ograniczoną szczegółowość opracowanej mapy przyczyn nie wszystkie problemy dotyczące „kultury bezpieczeństwa” są uwidocznione na mapie przyczyn.

przyczyn, znanej również pod nazwą mapy przyczyn. Wybrany przykład jest również interesujący z punktu widzenia inżynierii bezpieczeństwa, a przeprowadzone analizy pozwalają na wyciągnięcie ważnych wniosków dotyczących filozofii bezpieczeństwa obiektów jądrowych.

Przytoczone analizy pokazują, że graficzne przedstawienie rezultatów analiz w postaci mapy przyczyn ma szereg istotnych zalet. Precyzyjnie definiuje ona problem, przedstawia w klarowny sposób wszystkie zidentyfikowane przyczyny, ich związki z badanym problemem, oraz użyte dowody potwierdzające istnienie tych przyczyn, jednoznacznie przyporządkowuje rozwiązania do poszczególnych przyczyn, a także stanowi idealną platformę do znalezienia kreatywnych rozwiązań. Metoda budowania mapy przyczyn jest prosta, łatwa do zrozumienia, a jej opanowanie nie wymaga intensywnego szkolenia. Mapa przyczyn jest również bardzo wygodną formą przekazywania informacji.

Analizy przyczyn badanego zdarzenia opisane w pracy pozwoliły na identyfikację wielu różnych błędów i słabości systemu, które zdecydowały o znacznych skutkach zdrowotnych, środowiskowych i ekonomicznych tej awarii. Przyczyny problemów, które mogą być kontrolowane (tzw. przyczyny naprawialne) posłużyły do określenia możliwych środków naprawczych, zmierzających do wyeliminowania podobnych awarii w przyszłości. Należy podkreślić, że decyzje dotyczące ostatecznego wyboru rozwiązań zależą z reguły od potencjalnego ryzyka związanego z badanym zdarzeniem, w tym konkretnym przypadku decydenci powinni się starać oddziaływać na możliwie znaczną liczbę przyczyn. W tym kontekście metoda mapy przyczyn jest podejściem bardzo wygodnym, pozwalającym na wszechstronne i dogłębne zbadanie problemu, umożliwiającym znalezienie wielu naprawialnych przyczyn.

Rozwiązania zaproponowane w wyniku tej analizy koncentrowały się na poprawieniu cech konstrukcyjnych i operacyjnych obiektu, odnoszących się do stanu technologii w chwili awarii. Warto zauważyć, że od lat 1960., kiedy elektrownia Fukushima była projektowana, w tech-

nologii reaktorowej został dokonany znaczny postęp, który sprawił, że nowoczesne elektrownie są bardziej odporne na ekstremalne zdarzenia zewnętrzne, niż obiekty budowane 30-40 lat temu. Należy przypomnieć, że zwiększenie udziału zabezpieczeń o charakterze pasywnym – jeden z ważnych elementów filozofii bezpieczeństwa współczesnych elektrowni – pozwala wydatnie zredukować ryzyko awarii spowodowanych długotrwałą utratą zasilania elektrycznego.

Awarja EJ Fukushima powinna uświadomić, jak ważny dla bezpieczeństwa jest zrównoważony udział zabezpieczeń na wielu różnych poziomach systemu „obrony w głąb”. Odnosi się to w szczególności do awarii zapoczątkowanych przez zdarzenia zewnętrzne o trudnej do przewidzenia intensywności (a więc, obciążonych znacznymi niepewnościami). Bolesna demonstracja skutków, jakie miało zignorowanie tej zasady, jest ważną lekcją o charakterze uniwersalnym, odnoszącą się nie tylko do energetyki jądrowej, lecz również do wielu innych sektorów działalności uznanych za niebezpieczne – lekcją, która powinna być zawsze brana pod uwagę w inżynierii bezpieczeństwa.

Niezależnie od wysokiego poziomu zabezpieczeń przewidzianych w projekcie musimy być również przygotowani na sytuacje, które nie zostały uwzględnione w procesie projektowania. Niepewności, z jakimi mamy do czynienia, dotyczą nie tylko zagrożeń, o których istnieniu wiemy, ale również takich, z których istnienia nie zdajemy sobie sprawy.

Notka o autorze

Dr inż. Maciej Kulig – absolwent Wydziału Mechanicznego Energetyki i Lotnictwa Politechniki Warszawskiej, wieloletni pracownik byłego IJB, później Instytutu Energii Atomowej w Świerku, a następnie zespołu dozoru jądrowego w CLOR, kierownik wydziału analiz w Państwowym Inspektoracie Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej i departamencie GIDJ PAA, ekspert MAEA, konsultant (aktualnie konsultant współpracujący) w firmie Enconet Consulting GmbH, Kolingasse 12/7, 1090 Vienna, Austria., w zakresie specjalności: energetyka jądrowa, bezpieczeństwo jądrowe, zarządzanie ryzykiem.

Literatura

1. Report of Japanese Government to the IAEA Ministerial Conference on Nuclear Safety, – “*The Accident at TEPCO’s Fukushima Nuclear Power Stations*”, *Nuclear Emergency Response Headquarters, Government of Japan, 2011-06-18*. Publikacja dostępna w sieci web: http://japan.kantei.go.jp/kan/topics/201106/iaea_houkokusho_e.html
2. World Nuclear Association, “*Nuclear Power in Japan*”. Publikacja dostępna w sieci web: <http://www.world-nuclear.org/info/Country-Profiles/Countries-G-N/Japan/>
3. U.S. Nuclear Regulatory Commission, “*Boiling Water Reactor (BWR) Systems*”, *Reactor Concepts Manual*. Publikacja dostępna w sieci web (dostęp 2015): <http://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/teachers/03.pdf>
4. Electrical Power Research Institute, “*Fukushima Dai-ichi Accident – Technical Causal Factor Analysis*”, EPRI Report No. 1024946, Final Report, March 2012.
5. Institute of Nuclear Power Operation, “*Special Report on the Nuclear Accident at the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Station*”, No. INPO 11-005, Revision 0, November 2011.
6. World Nuclear Association, “*Fukushima Accident*”. Publikacja dostępna w sieci web: <http://www.world-nuclear.org/info/Safety-and-Security/Safety-of-Plants/Fukushima-Accident/>
7. Nuclear Safety Commission of Japan, “*Regulatory Guide for Reviewing Seismic Design of Nuclear Power Reactor Facilities*”, Document No. NSC RG: L-DS-I.02, September, 2006.
8. Japan Society of Civil Engineers (JSCE), “*Tsunami Assessment Method for Nuclear Power Plants in Japan*”, The Tsunami Evaluation Subcommittee, The Nuclear Civil Engineering Committee, JSCE, 2002 and 2006.

9. Omoto A., "Cultural Attitude Issues in Relations to the Fukushima Accident", IAEA Workshop on *Global Safety Culture – National Factors Relevant to Safety Culture*, April 8-11, 2014. Publikacja dostępna w sieci web (dostęp 2015): http://gnssn.iaea.org/NSNI/SC/_layouts/mobile/disform.aspx?...Presentations&ID=33
10. Tokyo Electric Power Company, "*Fukushima Nuclear Accident Analysis Report (Interim Report)*", December 2011.
11. Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate, "Fukushima Analysis – In-depth Analysis of the Accident at Fukushima on 11 March 2011 With Special Consideration of Human and Organisational Factors", ENSI report 11032011. Publikacja dostępna w sieci web (dostęp 2015): http://static.ensi.ch/1344405634/ensi_analyse_eng_020712_web.pdf
12. Epstein W., "A PRA Practitioner Looks at the Fukushima Dai-ichi Accident", Visiting Scholar, Ninokata Lab., presentation at Tokyo Institute of Technology, March 20, 2012.
13. Acton J.M., Hibbs, M., "Why Fukushima Was Preventable", March 6, 2012. Publikacja dostępna w sieci web: <http://carnegieendowment.org/2012/03/06/why-fukushima-was-preventable/a0i7>
14. World Nuclear Association, "Nuclear Power Plants and Earthquakes", May 2014. Publikacja dostępna w sieci web: <http://www.world-nuclear.org/info/Safety-and-Security/Safety-of-Plants/Nuclear-Power-Plants-and-Earthquakes/>
15. Geller R.J., "Shake-up time for Japanese seismology", *Nature*, Vol. 472, str. 407–409, 28 April 2011
16. Ahn J. et al. (Editors), "*Reflections on the Fukushima Daiichi Nuclear Accident – toward social-scientific literacy and engineering resilience*", Springer Open, 2015.

Szanowni Czytelnicy

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

Szczegółowe informacje dla autorów na stronach PAA.

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