

ISSN 2353-9062

1 (107) 2017

BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA



PAŃSTWOWA
AGENCJA
ATOMISTYKI

Wydawca:



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

Maciej JURKOWSKI, Redaktor naczelny, Przewodniczący Rady Programowej

Marek WOŹNIAK, Redaktor techniczny

ISSN 2353-9062 (publikacja elektroniczna)

BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA

BIULETYN INFORMACYJNY PAŃSTWOWEJ AGENCJI ATOMISTYKI

Nr 1 (107) 2017
Warszawa

Spis treści

Marcin Dąbrowski Dozór jądrowy nad wywozem wypalonego paliwa z Polski	5
Krzysztof Rzymkowski Bezpieczeństwo mokrych przechowalników wypalonego paliwa	12
Wojciech Głuszewski, Roman Kubacki, Maria Rajkiewicz Modyfikowane radiacyjnie materiały w ochronie przed promieniowaniem mikrofalowym.	21
Maciej Lemiesz Wyłączna odpowiedzialność za szkodę jądrową operatora obiektu jądrowego.	26
Joanna Reszczyńska, Ludwik Dobrzyński Problemy zasad ochrony radiologicznej w obszarze małych dawek promieniowania.	32

Szanowni Państwo

Bieżący numer Biuletynu otwiera artykuł pana **Marcina Dąbrowskiego** podsumowujący działania polskiego dozoru jądrowego Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki oraz inspektorów dozoru jądrowego, niezbędne do realizacji w 2016 roku ostatniego etapu programu bezpiecznego wywozu wypalonego paliwa jądrowego z polskich reaktorów badawczych do Federacji Rosyjskiej w ramach amerykańskiej Inicjatywy Redukcji Zagrożeń Globalnych GTRI, opisaney w poprzednim numerze naszego Biuletynu. Autor skupił się na kwestiach dozorowej oceny bezpieczeństwa transportu wypalonego paliwa, który w 2016 roku odbył się drogą lotniczą, oraz na kontrolach przeprowadzonych przez inspektorów dozoru jądrowego PAA w związku z tym transportem.

Tematyce związanej z bezpieczeństwem postępowania z wypalonym paliwem jądrowym poświęcony jest również drugi artykuł, autorstwa pana **Krzysztofa Rzymkowskiego**, w którym omówiono zagadnienia bezpieczeństwa jądrowego (*safety*) i fizycznego (*security*) mokrych przechowalników wypalonego paliwa w elektrowniach jądrowych.

Kolejny artykuł stanowi kontynuację tematyki poruszonej w Biuletynie nr 3(105)2016, dotyczącej zastosowań przemysłowych technologii radiacyjnych do wytwarzania polimerowych kompozytów o własnościach pozwalających na ich użycie jako nowoczesnych barier osłonnych przed promieniowaniem jonizującym. Tym razem autorzy – pani **Maria Rajkiewicz**, pan **Roman Kubacki** i pan **Wojciech Głuszewski** opisali badania, których celem jest uzyskanie metodami obróbki radiacyjnej nowego typu kompozytowych materiałów elastomerowych skutecznych w ochronie przed działaniem promieniowania mikrofalowego w postaci impulsów o dużej mocy, tzw. HPM (*High Power Microwaves*).

W czwartym artykule pan **Maciej Lemiesz** kontynuuje tematykę odpowiedzialności za szkodę jądrową na gruncie prawa międzynarodowego, zapoczątkowaną artykułem tego autora zamieszczonym w poprzednim numerze Biuletynu nr 4(106)2016. Obecnie autor omawia zagadnienie wyłącznej odpowiedzialności operatora obiektu jądrowego za szkodę jądrową, wywołaną zdarzeniem w obiekcie, lub podczas transportu paliwa jądrowego z tego obiektu.

Numer zamyka artykuł dyskusyjny pani **Joanny Reszczyńskiej** i pana **Ludwika Dobrzyńskiego**, w którym autorzy kontestują w oparciu o wyniki współczesnych badań naukowych obecnie obowiązujące zasady ochrony radiologicznej w obszarze małych dawek – tzw. koncepcję liniowej i bezprogowej reakcji ludzkiego organizmu, oraz zasadę przezorności, zawyżającą znacznie realnie istniejące ryzyko przy małych dawkach i generującą radiofobię, a w konsekwencji nadmierne i nieuzasadnione koszty ochrony radiologicznej.

Życzymy Państwu owocnej lektury.



Przewodniczący Rady Programowej
Maciej Jurkowski

Dozór jądrowy nad wywozem wypalonego paliwa z Polski

Marcin Dąbrowski
Państwowa Agencja Atomistyki

Wstęp

Niniejszy artykuł poświęcono nadzorowi nad bezpieczeństwem jądrowym, ochroną radiologiczną i ochroną fizyczną transportu wypalonego paliwa w 2016 roku.

W poprzednim numerze naszego Biuletynu¹ zamieszczono opis genezy, założeń, umów, kwestii prawnych oraz głównych osiągnięć związanych z wywozami z Polski do Rosji wypalonego paliwa jądrowego wykorzystywanego wcześniej w polskich reaktorach badawczych. Niniejszy artykuł będzie w pewnym sensie kontynuacją tamtego artykułu i skupi się na kwestii dozorowej oceny bezpieczeństwa transportu wypalonego paliwa, który odbył się w 2016 roku, oraz kontrolach przeprowadzonych przez inspektorów dozoru jądrowego w związku z tym transportem.

Jak napisano w poprzednim artykule, transport, który odbył się w 2016 roku, był wyjątkowy i ze względu na przeprowadzenie jego części drogą lotniczą różnił się pod wieloma aspektami od poprzednich transportów.

Przygotowanie transportu

Za przygotowanie transportu i uzyskanie odpowiednich zezwoleń w głównej mierze odpowiedzialny był Zakład Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych (ZUOP) oraz w mniejszym stopniu Narodowe Centrum Badań Jądrowych (NCBJ). W związku z transportem niezbędne było przeprowadzanie m.in. poniższych czynności:

1. zakapsułowanie wypalonego paliwa jądrowego, co wiązało się ze **zmianą zezwolenia** dopuszczającego przechowywanie tego paliwa w basenie przechowawczym reaktora Maria,
2. uzyskanie **świadcstwa uznania** przez Prezesa PAA ważności na terenie RP certyfikatu wydanego dla pojemników transportowych TUK-19 przez zagranicz-

ny (rosyjski) urząd dozoru i bezpośrednio przed transportem załadunek wypalonego paliwa do tych pojemników transportowych, a następnie do kontenerów transportowych (nazywanych w dalszej części artykułu pomimo różnic w konstrukcji od standardowych kontenerów transportowych **kontenerami ISO**),

3. uzyskanie **zgody** na czasowe przechowywanie wypalonego paliwa znajdującego się w pojemnikach transportowych i kontenerach ISO bezpośrednio przed wywozem na placu przeładunkowym, który znajduje się na terenie ośrodka jądrowego Świerk poprzez zmianę zezwolenia reaktora Ewa,
4. uzyskanie **zezwoleń** na transport drogowy wypalonego paliwa na lotnisko.

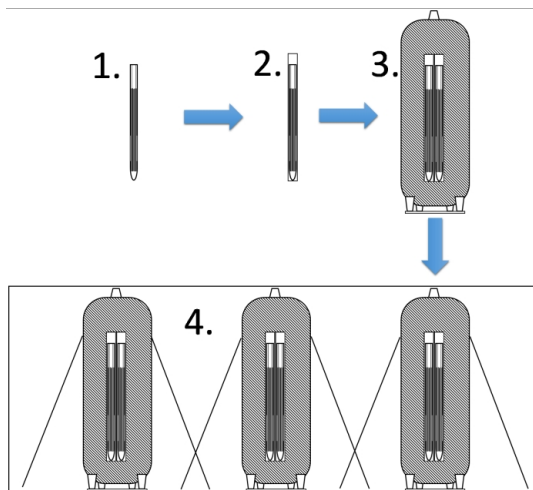
Na każdym z tych etapów oraz również podczas transportu niezwykle ważne było zapewnienie odpowiedniego poziomu ochrony fizycznej zgodnego z wymaganiami zawartymi w Rozporządzeniu Rady Ministrów z dnia 4 listopada 2008 r. w sprawie ochrony fizycznej materiałów jądrowych i obiektów jądrowych, co wiązało się również z koniecznością zatwierdzenia przez Prezesa PAA Systemów Ochrony Fizycznej dla poszczególnych etapów. Ze względu na charakter dokumentów (poufne) w artykule nie będzie opisane, w jaki sposób dokonano oceny dozorowej Systemów Ochrony Fizycznej.

Etapy postępowania z wypalonym paliwem w celu przygotowania go do transportu ilustruje rysunek 1.

Kapsułowanie

W związku z tym, że podczas ostatniego wywozu wykorzystywany był transport lotniczy, jednym z wymogów bezpieczeństwa było zakapsułowanie wypalonego paliwa jądrowego, czyli umieszczenie elementów paliwowych w szczelnych kapsułach wypełnionych obojętnym gazem.

¹ Artykuł autorstwa M. Jurkowskiego, Biuletyn 4(106)2016.



Rys. 1. Schemat kolejnych czynności związanych z zapewnieniem bariery ochronnej elementowi paliwowemu. 1. Element paliwowy. 2. Zakapsułowany element paliwowy. 3. Pojemnik transportowy TUK-19 zawierający trzy zakapsułowane elementy paliwowe. 4. Kontener ISO zawierający trzy pojemniki TUK-19 (źródło własne).

Rozwiązanie takie zapewniało, że wszystkie uwolnione z paliwa gazy szlachetne pozostaną w szczelnej kapsule i nawet podczas warunków awaryjnych nie uwolnią się do atmosfery. Ze względu na zachowanie najwyższych wymogów bezpieczeństwa i dużą ilość wypalonych elementów paliwowych kapsułowanie wypalonego paliwa było procesem długotrwałym i dlatego też niezbędne było przeprowadzenie tych czynności z dużym wyprzedzeniem czasowym, a następnie przechowywanie do wywozu zakapsułowanych elementów paliwowych w basenie przechowawczym reaktora Maria. W tym celu NCBJ wystąpiło do Prezesa PAA z wnioskiem o zmianę zezwolenia dla basenu przechowawczego reaktora Maria dopuszczającą przechowywanie w nim kapsuł z wypalonym paliwem. Aby Prezes PAA mógł wydać decyzję zmieniającą zezwolenie, niezbędne było dowiedzenie przez NCBJ, że proponowany proces kapsułowania zagwarantuje zachowanie najwyższego poziomu bezpieczeństwa jądrowego i we wszystkich warunkach awaryjnych zagrożenie dla personelu eksploatacyjnego i ludności zamieszkałej w pobliżu ośrodka jądrowego będzie minimalne. Z tego względu aplikant musiał przedstawić dokumentację opisującą proces kapsułowania, w tym również transportowania wypalonego paliwa z basenu przechowawczego do komory demontażowej, gdzie miało nastąpić kapsułowanie, oraz przeanalizować wszystkie związane z tym możliwe warunki awaryjne, m.in. uszkodzenie mechaniczne transportowanego do komory demontażowej elementu paliwowego albo uszkodzenie elementu paliwowego w komorze demontażowej podczas kapsułowania. W tym celu niezbędne było obliczenie składu izotopowego dla najbardziej pesymistycznego wariantu, czyli elementu paliwowego, który miał najkrótszy czas schładzania po wypalaniu go w rdzeniu reaktora, równocześnie biorąc pod uwagę jego głębokość wypalenia – czyli ilość energii w czasie, jaką on wyprodukował. Jak

wiadomo wraz ze wzrostem głębokości wypalania powstaje więcej produktów rozszczepienia, które powodują wzrost aktywności, a przy schładzaniu produkty te rozpadają się, powodując zmniejszanie aktywności. Należy dodać, że spośród wszystkich 8 transportów, właśnie podczas tego ósmego wypalone paliwo miało najkrótszy czas schładzania równy średnio około 2,5 lat, co wiązało się z największymi zagrożeniami w przypadku warunków awaryjnych oraz możliwymi do otrzymania największymi dawkami promieniowania dla pracowników wykonujących prace związane z przygotowaniem i przeprowadzeniem transportu.

Element paliwowy stwarzający potencjalnie największe zagrożenie, o którym mowa jest wyżej, miał głębokość wypalenia 5877 MWh i założono, że będzie kapsułowany po 537 dniach (około 1,5 roku) od wyjęcia z rdzenia reaktora. Dozór jądrowy wykonał obliczenia składu izotopowego za pomocą amerykańskiego kodu obliczeniowego ORIGEN wchodzącego w skład pakietu SCALE, a następnie wykorzystując modele obliczeniowe uwzględniające zjawiska zachodzące w budynku reaktora Maria (np. model zakładający, że gazy szlachetne uwolnią się całkowicie z elementu paliwowego i nie zatrzymają ich żadne filtry), sprawdził, ile substancji promieniotwórczych uwolni się do atmosfery w przypadku wymienionych warunków awaryjnych. Kolejną czynnością było porównanie wyników obliczeń wykonanych w PAA z tymi przedstawionymi przez NCBJ. Wyniki dla wybranych ważniejszych izotopów wraz z porównaniem przedstawiono w tabeli 1.

W związku z uwolnieniami wskazanymi w tabeli 1 oraz wiedząc, że jedynym gazem szlachetnym, wskazanym wyżej, jest krypton-85, którego aktywność wynosi tylko około 3 TBq (limit rocznych uwolnień dla normalnej eksploatacji dla reaktora to 1000 TBq), można było stwierdzić, że analizowane warunki awaryjne nie stwarzają zagrożenia dla pracowników NCBJ oraz ludności zamieszkałej w otoczeniu ośrodka jądrowego Świerk.

Na podstawie powyższej analizy porównawczej oraz sprawdzeniu innych wymagań (np. oceny, czy przedstawiona analiza zagrożeń radiologicznych dla pracowników podczas normalnych prac związanych z kapsułowaniem jest poprawna i zgodna z zasadą ALARA) Prezes PAA mógł wydać **decyzję administracyjną** umożliwiającą zmianę zezwolenia na przechowywanie wypalonego paliwa, pozwalającą na przeprowadzenie procesów kapsułowania i przechowywania tego paliwa w basenie przechowawczym reaktora Maria.

Pojemnik transportowy TUK-19

Do transportu wypalonego paliwa zaproponowano rosyjskie pojemniki transportowe TUK-19. Są to często wykorzystywane w Europie pojemniki transportowe stosowane do różnych zadań, a w szczególności do transportu drogo-

Tabela 1. Porównanie wyników obliczeń aktywności podanej w bekerelach dla różnych izotopów (kolumna 1) znajdujących się w wypalonym paliwie obliczonych przez PAA (kolumna 2) i NCBJ (kolumna 3) oraz izotopów uwolnionych do komory demontażowej obliczonych przez PAA (kolumna 4) i NCBJ (kolumna 5) podczas awarii związanej z uszkodzeniem elementu paliwowego w komorze demontażowej.

Izotop	Aktywność [Bq]			
	w paliwie		uwolniona do komory	
	PAA	NCBJ	PAA	NCBJ
1	2	3	4	5
Ba137m	$2,59 \cdot 10^{13}$	b.d.	$4,14 \cdot 10^9$	b.d.
Ce144	$5,74 \cdot 10^{13}$	$5,85 \cdot 10^{13}$	$9,18 \cdot 10^9$	$9,36 \cdot 10^9$
Cs134	$1,02 \cdot 10^{13}$	$1,98 \cdot 10^{13}$	$1,63 \cdot 10^9$	$3,17 \cdot 10^9$
Cs137	$2,74 \cdot 10^{13}$	$2,72 \cdot 10^{13}$	$4,38 \cdot 10^9$	$4,35 \cdot 10^9$
Eu154	$6,38 \cdot 10^{11}$	$6,70 \cdot 10^{11}$	$1,02 \cdot 10^8$	$1,70 \cdot 10^8$
Eu155	$4,12 \cdot 10^{11}$	$4,11 \cdot 10^{11}$	$6,59 \cdot 10^7$	$6,58 \cdot 10^7$
H3	$1,09 \cdot 10^{11}$	$1,27 \cdot 10^{11}$	$1,74 \cdot 10^7$	$2,03 \cdot 10^7$
Kr85	$3,13 \cdot 10^{12}$	$3,52 \cdot 10^{12}$	$3,13 \cdot 10^{12}$	$3,52 \cdot 10^{12}$
Pm147	$3,64 \cdot 10^{13}$	$2,72 \cdot 10^{13}$	$5,82 \cdot 10^9$	$4,35 \cdot 10^9$
Rh106	$8,66 \cdot 10^{12}$	$7,59 \cdot 10^{12}$	$1,39 \cdot 10^9$	$1,21 \cdot 10^9$
Sb125	$7,78 \cdot 10^{11}$	$5,07 \cdot 10^{11}$	$1,24 \cdot 10^8$	$8,11 \cdot 10^7$
Sr89	$1,05 \cdot 10^{11}$	b.d.	$1,68 \cdot 10^7$	b.d.
Sr90	$2,62 \cdot 10^{13}$	$2,66 \cdot 10^{13}$	$4,19 \cdot 10^9$	$4,26 \cdot 10^9$
Te125m	$1,90 \cdot 10^{11}$	$2,09 \cdot 10^{11}$	$3,04 \cdot 10^7$	$3,43 \cdot 10^7$
Y90	$2,63 \cdot 10^{13}$	$2,66 \cdot 10^{13}$	$4,21 \cdot 10^9$	$4,26 \cdot 10^9$
Y91	$3,65 \cdot 10^{11}$	b.d.	$5,84 \cdot 10^7$	b.d.

wego wypalonego paliwa. Te ważące prawie pięć ton pojemniki, o wymiennym, znajdującym się w środku pojemnika koszu umożliwiającym transport różnych typów paliwa, wykonane są ze stali i mają dwa główne zadania związane z transportem, tj.: po pierwsze zapewnić należyta **osłonowość**, a pod drugie zapewnić, że w przypadku wystąpienia warunków awaryjnych nie dojdzie do uszkodzenia mechanicznego wypalonego paliwa znajdującego się wewnątrz pojemnika. Dodatkowo pojemniki te zapewniają **szczelność** podczas transportu w normalnych warunkach, znacznie ograniczając prawdopodobieństwo uwolnienia radioaktywnych gazów.

W związku z procesem wydania przez Prezesa PAA **świadczenia uznania** certyfikatu dla tego pojemnika, niezbędnego do przeprowadzenia transportu, konieczne było spełnienie szczegółowych wymagań zapewniających, że w warunkach awaryjnych nie dojdzie do uszkodzenia paliwa. W tym celu sprawdzono spełnienie wymagań opisanych w ADR (międzynarodowej konwencji dotyczącej drogowego przewozu towarów i ładunków niebezpiecznych) oraz dokumencie IAEA: *Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material SSR-6*. Ze względu na to,

że dokument IAEA dopuszczał przedstawianie dowodów wypełnienia tych wymagań zarówno przez wykonanie eksperymentów, jak również poprzez wykonanie obliczeń, aplikant przedstawił dokumentację zawierającą obliczenia cieplne oraz wytrzymałościowe wskazujące wypełnienie tych wymagań wykonane przez stronę rosyjską oraz dodatkowo niezależną opinię, która potwierdzała poprawność wykonania obliczeń i wyciągnięcia z nich właściwych wniosków. W celu sprawdzenia tych obliczeń aplikant przeprowadził ponowne obliczenia wytrzymałościowe w jednej z polskich uczelni wyższych posiadającej odpowiednie doświadczenie i programy obliczeniowe, a dozór jądrowy zwrócił się o wykonanie niezależnych obliczeń cieplnych również do jednej z polskich uczelni wyższych, innej niż aplikant. Po przeanalizowaniu przedstawionych dokumentów i obliczeń sprawdzających można było stwierdzić, że pojemnik transportowy TUK-19, zawierający wypalone paliwo jądrowe z reaktora Maria, zapewnia odpowiednie warunki odbioru ciepła powyłaczeniowego z elementów paliwowych i tylko w najbardziej niekorzystnych warunkach awaryjnych, tj. uderzenia o twarde podłoże pojemnika transportowego z prędkością równą 324 km/h (90 m/s) i jedynie pod określonym kątem, może spowodować uszkodzenie jednego znajdującego się w pojemniku elementu wypalonego. W pozostałych warunkach awaryjnych pojemnik ten gwarantuje, że nie dojdzie do uwolnienia substancji promieniotwórczych zawartych w paliwie.

Transport i czasowe przechowywanie paliwa na placu przeładunkowym

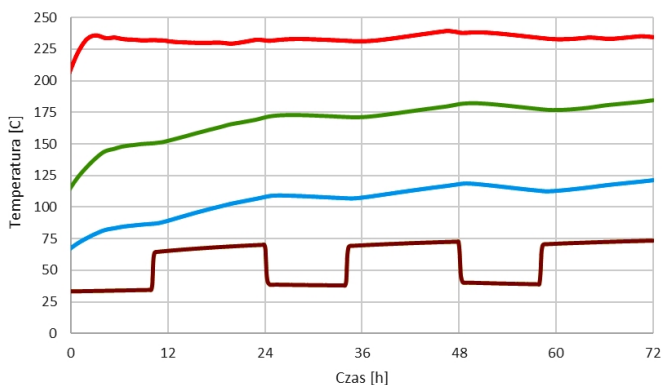
Czynność ta również wymagała zmiany odpowiedniego zezwolenia. Niezbędne było zagwarantowanie przez aplikanta, że czynności związane z transportem na plac przeładunkowy pojemników transportowych z załadowanym już wypalonym paliwem w żadnym stopniu nawet w najbardziej pesymistycznych warunkach nie może stwarzać zagrożenia dla pracowników oraz ludności zamieszkałej w otoczeniu ośrodka jądrowego Świerk. Niezbędne było przedstawienie przez aplikanta m.in.:

- analizy zagrożeń radiologicznych, czyli tak jak wyżej – analizy, jakie maksymalne dawki mogą otrzymać pracownicy biorący udział w transporcie pojemników transportowych TUK-19 na plac przeładunkowy oraz podczas załadunku tych pojemników do kontenerów ISO; przedstawione analizy mocy dawek zostały porównane ze zmierzonymi podczas wcześniejszych transportów wartościami, a następnie moce dawek promieniowania zostały zmierzone podczas kontroli dozorowej w dniu transportu pojemników transportowych TUK-19 na plac przeładunkowy;
- opisu sytuacji, gdy z nieznanymi przyczynami będzie konieczne zrezygnowanie z transportu i powrót kapsuł z wypalonym paliwem do basenu przechowawczego, tj.

wypakowanie pojemników transportowych z kontenerów ISO, następnie wyładunek kapsuł z wypalonym paliwem z pojemników transportowych do komory demontażowej reaktora Maria i przeniesienie kapsuł z wypalonym paliwem do basenu przechowawczego;

- dokumentów zawierających szczegółowy opis, przyjęte założenia i obliczenia dotyczące montowania pojemników transportowych w kontenerach transportowych; sprawdzenie wykonania poprawności tej czynności było niezwykle ważne, ponieważ w przypadku gdyby podczas startu albo lądowania samolotu (gdy pojemniki narażone są na największe przeciążenia) doszło do zerwania się jednego z czterech mocowań pojemnika, mogłoby ze względu na dużą masę pojemnika transportowego doprowadzić do katastrofy lotniczej.

Dodatkowo dozór jądrowy ze względu na okres letni oraz fakt, że elementy paliwowe pomimo wspomnianego wyżej czasu schładzania nadal generowały ciepło powylączeniowe, przeprowadził analizę zmian temperatur elementu paliwowego podczas przechowywania na placu przeładunkowym w najbardziej pesymistycznych warunkach, tj. przy założeniu występowania bardzo wysokich temperatur w ciągu dnia i względnie ciepłych nocy z jednoczesnym brakiem wiatru wpływającym na słabszy odbiór ciepła z elementów paliwowych. Na poniższym rysunku przedstawiono obliczoną przez PAA m.in. zmianę temperatury koszulki elementu paliwowego na odcinku elementu paliwowego, który generował największą ilość ciepła w ekstremalnych warunkach cieplnych w czasie trzech dni.



Rys. 2. Rozkład zmian temperatur w kontenerze ISO zawierającym pojemnik transportowy TUK-19 z wypalonym paliwem. Kolor czerwony – temperatura maksymalna koszulki paliwowej, kolor zielony – temperatura maksymalna kosza, kolor niebieski – temperatura maksymalna ścian bocznych pojemnika TUK-19, kolor brązowy – temperatura powietrza w kontenerze ISO.

Jak widać, przedstawione obliczenia wskazują, że nie było możliwe uszkodzenie elementów paliwowych nawet w najbardziej skrajnych warunkach pogodowych, gdyż maksymalna temperatura koszulki paliwowej była znacz-

nie niższa od temperatury jej topnienia (równej około 600°C).

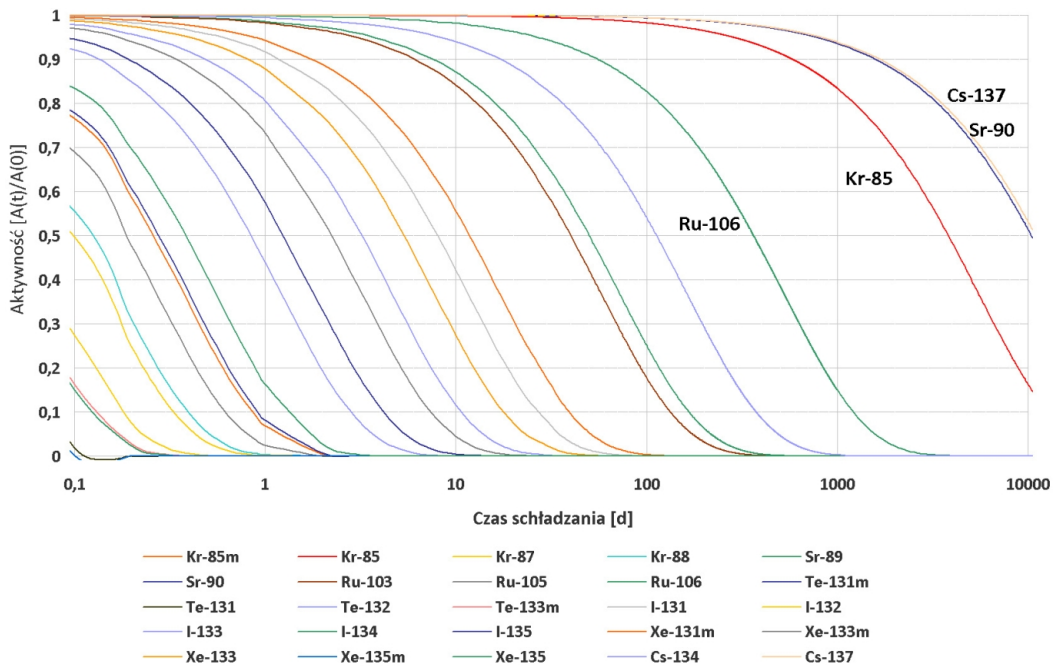
W związku z przedstawieniem przez aplikanta uzupełnionej dokumentacji zapewniającej zachowanie należytego poziomu bezpieczeństwa i wykonaniem przez dozór jądrowy, tam gdzie to było możliwe, obliczeń sprawdzających, które potwierdziły informacje przedstawione przez aplikanta, Prezes PAA wydał decyzję umożliwiającą transport wewnętrzny na plac przeładunkowy i czasowe przechowywanie tam do dnia transportu wypalonego paliwa jądrowego pochodzącego z reaktora Maria.

Transport drogą lotniczą

Czynność ta nie wymagała zezwolenia Prezesa PAA, jednakże i tak przeanalizowano w PAA wszystkie warunki awaryjne, do jakich mogłoby dojść w trakcie tego rodzaju transportu. Oczywiście jest, że najpoważniejszymi warunkami awaryjnymi była potencjalna katastrofa samolotu, a co za tym idzie, możliwe uszkodzenie przewożonego ładunku. Już w momencie wydawania uznania certyfikatu dla pojemnika transportowego TUK-19 sprawdzono warunki awaryjne związane z możliwym upadkiem pojemnika transportowego zawierającego kapsuły z wypalonym paliwem z bardzo dużą prędkością, tj. 324 km/h. Analiza wykonana przez stronę rosyjską i potwierdzające analizy wykonane w Polsce na zlecenie ZUOP wskazały, że w skrajnych przypadkach, tj. upadku pojemnika transportowego pod ściśle określonym kątem, może dojść do poważnego uszkodzenia pojemnika transportowego TUK-19 i dalszego rozszczelnienia się jednej z trzech kapsuł znajdujących się wewnątrz pojemnika, a co za tym idzie, do odsłonięcia wypalonego elementu paliwowego. Nie badano już, czy rzeczywiście dojdzie w takiej sytuacji do uszkodzenia koszulki paliwowej znajdującej się wokół warstwy paliwa i w analizach uwolnień założono pesymistycznie uszkodzenie również tej ostatniej bariery ochronnej.

Katastrofa lotnicza jest skrajnie mało prawdopodobnym przypadkiem, czyli zależnie od założeń stosowanych w modelach obliczeniowych prawdopodobieństwo równe jest około 10^{-5} .² Ta wartość prawdopodobieństwa jest zbliżona do analizowanych przypadków awarii dla projektowanych elektrowni jądrowych, dlatego również w tym przypadku należało przeprowadzić analizę wskazującą, jakie będą konsekwencje takiej katastrofy, czyli jaka będzie ilość (aktywność) izotopów, które uwolnią się do atmosfery i z jakimi dawkami dla ludności będzie się to wiązać. W analizach założono, że w przypadku katastrofy lotniczej jeden z pojemników transportowych ulegnie uszkodzeniu, co doprowadzi do uszkodzenia jednego z zakapsułowanych elementów paliwowych (o największej aktywności izoto-

² Wartość obliczona w PAA w związku z inną sprawą przy pomocy prostego modelu opierającego się na średniej rocznej ilości katastrof lotniczych oraz ilości rocznych przelotów.



Rys. 3. Rozpad izotopów najgroźniejszych pod względem możliwości ucieczki z uszkodzonego paliwa. Oś pionowa stanowi stosunek aktywności zmieniającej się z czasem (skala logarytmiczna) do aktywności początkowej izotopu.

pów) i uwolnienia z niego substancji promieniotwórczych. Dalej przeanalizowano dwa przypadki:

1. Katastrofa samolotu związana z powstaniem pożaru – w tym przypadku założono, że samolot rozbije się w momencie, gdy będzie miał dużą ilość paliwa. Rozbicie się samolotu spowoduje powstanie pożaru, który obejmie jeden z uszkodzonych pojemników transportowych TUK-19. Pożar będzie miał wpływ na rozprzestrzenianie się izotopów z paliwa, poprzez uniesienie ich. Konsekwencją takiej sytuacji byłoby rozprzestrzenienie izotopów na większy obszar oraz większe uwolnienia z uszkodzonego elementu paliwowego.
2. Katastrofa samolotu bez pożaru – w tym przypadku założono, że katastrofa samolotu nie będzie się wiązała z powstaniem pożaru (np. rozpadnięcie się samolotu w powietrzu). Konsekwencje takiego zdarzenia w przypadku uszkodzenia pojemnika transportowego TUK-19 wiązałyby się ze znacznie mniejszym obszarem rozprzestrzeniania się izotopów oraz mniejszymi uszkodzeniami elementu paliwowego, czyli mniejszymi uwolnieniami z niego izotopów.

Tak jak podczas analizy zagrożeń dla warunków awaryjnych związanych z kapsułowaniem elementów paliwowych, obliczenia dla dwóch powyższych przypadków wskazały, że zagrożenie radiologiczne jest minimalne, a potencjalne dawki dla ludności znajdującej się w pobliżu ewentualnej katastrofy lotniczej przy najbardziej pesymistycznych założeniach byłyby mniejsze niż 0,1 mSv, a większe zagrożenie stanowiłaby sama katastrofa. Małe zagrożenie radiologiczne wskazane w tej analizie i podczas kapsułowania wiąże się z tym, że wypalone paliwo było schładzane przed wywozem. Średni czas schładzania paliwa to 2,5 roku,

a element paliwowy z najkrótszym czasem, tak jak wspomniano wyżej, był schładzany przez 1,5 roku. W tym czasie większość substancji promieniotwórczych stanowiących największe natychmiastowe zagrożenie dla zdrowia (izotopy lotne i gazy szlachetne) rozpadły się. Oczywiście w paliwie po takim czasie pozostanie dużo izotopów wciąż rozpadających się, ale przeważnie są to izotopy, które w przypadku analizowanych awarii pozostaną w paliwie i nie przedostaną się do środowiska. W przypadku pożaru nawet względnie wysoka temperatura powstała wskutek spalania paliwa samolotowego nie spowoduje topnienia i ułatwienia większości z analizowanych izotopów. Na rysunku 2 przedstawiono zmianę w czasie (rozpad) wspomnianych wyżej izotopów, które stanowią największe



Zdjęcie 1. Poprawnie oznaczony kontener ISO zawierający pojemniki transportowe TUK-19 z wypalonym paliwem jądrowym pochodzącym z reaktora Maria podczas załadunku do samolotu transportowego An-124 (źródło własne).

zagrożenie dla ludności ze względu na możliwość przedostania się do środowiska w warunkach awaryjnych. Jak widać, po czasie 1,5 roku izotopami, które się jeszcze nie rozpadły, pozostaną Kr-85, Sr-90, Ru-106 oraz Cs-137. Jedynym gazem szlachetnym, który przy najbardziej pesymistycznych założeniach całkowicie uwolni się podczas analizowanych warunków awaryjnych, jest krypton, natomiast niezwykle groźne jody rozpadną się prawie całkowicie.

Kontrole dozorowe

Na każdym z opisanych wyżej etapów, w związku z koniecznością sprawdzenia postępowania zgodnie z przedstawioną w toku wydawania zezwoleń dokumentacją, niezbędne było przeprowadzenie przez inspektorów dozoru jądowego **kontroli dozorowych**. W tym celu inspektorzy dozoru jądowego przeprowadzali kontrole związane z zapewnieniem odpowiedniego poziomu bji oraz ochrony fizycznej lub zabezpieczenia materiałów jądowych podczas:

1. Kapsułowania wybranych elementów paliwowych; niezbędne było sprawdzenie, czy:
 - elementy paliwowe o wskazanych numerach znalazły się zgodnie z planem w odpowiednio oznaczonych kapsułach,
 - proces technologiczny kapsułowania prowadzony był zgodnie z zaakceptowaną wcześniej przez Prezesa PAA dokumentacją składaną wraz z wnioskiem o zmianę zezwolenia,
 - zachowana została zasada ALARA.
2. Przechowywania kapsuł z wypalonym paliwem w basenie przechowawczym reaktora Maria; niezbędne było sprawdzenie, czy:
 - zapewnione były należyte warunki przechowywania w basenie przechowawczym zgodne z limitami i warunkami eksploatacyjnymi.
3. Załadunku wybranych kapsuł z wypalonym paliwem do pojemników transportowych TUK-19, transportem ich na plac przeładunkowy, załadunkiem do kontenerów ISO oraz przechowywaniem ich na placu przeładunkowym; niezbędne było sprawdzenie, czy:
 - załadunek kapsuł z wypalonym paliwem do pojemników transportowych TUK-19, ich transport na plac załadunkowy oraz załadunek do kontenerów ISO prowadzony był zgodnie z zaakceptowaną wcześniej przez Prezesa PAA dokumentacją techniczną składaną wraz z wnioskiem o zmianę zezwolenia,
 - zachowana została zasada ALARA,
 - transport z reaktora na plac przeładunkowy oraz tymczasowe przechowywanie na placu przeładunkowym prowadzone były zgodnie z zatwierdzonym wcześniej przez Prezesa PAA Systemem Ochrony Fizycznej.
4. Transportu wypalonego paliwa jądowego.

W przypadku transportu wypalonego paliwa kontrola dozorowa trwała więcej niż jeden dzień i przeprowadzana była we współpracy dwóch departamentów PAA: DBJ oraz DOR. Swoim zakresem obejmowała przygotowanie transportu, tzn. wypełnienie warunków zezwolenia na transport drogowy, czyli poprzez sprawdzenie bezpośrednio przez transportem, czy spełniane są wszystkie wymagania zapewniające należyty poziom ochrony radiologicznej, np. odpowiednie przeszkolenie kierowców wykonujących transport, wykonanie pomiarów mocy dawek w otoczeniu kontenerów ISO i również w kabinach pojazdów transportowych, w których znajdowali się kierowcy podczas transportu, odpowiednie oznaczenie i wyposażenie pojazdów wykonujących transport. Drugą częścią kontroli było zapewnienie należytego poziomu ochrony fizycznej zgodnej z zatwierdzonym wcześniej przez Prezesa PAA Systemem Ochrony Fizycznej. Czynność ta związana była ze sprawdzeniem wypełnienia tego wymogu bezpośrednio przed rozpoczęciem transportu, w trakcie całego transportu drogowego, przekazania ochrony fizycznej służbom ochrony lotniska, zapewnienia ochrony fizycznej podczas obecności kontenerów ISO na płycie lotniska do momentu załadunku do samolotu i na samym końcu poprzez zapewnienie ochrony fizycznej samolotu, w którym znalazły się kontenery z wypalonym paliwem na czas postoju tego samolotu do momentu startu z płyty lotniska.



Zdjęcie 2. Samolot transportowy An-124 z załadowanymi 7 kontenerami ISO zawierającymi 20 pojemników transportowych TUK-19 w porcie lotniczym Gdańsk (źródło własne).

Podsumowanie

Prace związane z zapewnieniem jak najwyższego poziomu bezpieczeństwa w związku z wywozem wypalonego paliwa jądowego z Polski wiązały się z dużym nakładem działań wykonanych przez stronę rosyjską, ZUOP, NCBJ oraz PAA. Zrealizowany ich harmonogram zawarto w tabeli 2. Podczas procesu wydawania odpowiednich zezwoleń przeanalizowano wszystkie możliwe warunki awaryjne, które

Tabela 2. Harmonogram realizacji zadań dozoru jądrowego związanych z 8. wywozem.

Czynność	Wykonawca czynności	Data
Zwrócenie się do Prezesa PAA z wnioskiem o zmianę zezwolenia na przechowywanie wypalonego paliwa umożliwiającą jego kapsułowanie	NCBJ	12.01.2016
Wydanie decyzji Prezesa PAA zmieniającej zezwolenie 2/2015/NCBJ, umożliwiającą przechowywanie wypalonego paliwa w basenie przechowawczym reaktora Maria	PAA	03.04.2016
Zwrócenie się do Prezesa PAA z wnioskiem o zmianę zezwolenia na eksploatację reaktora EWA i przechowalnika wypalonego paliwa, umożliwiającą transport na plac przeładunkowy pojemników transportowych TUK-19 oraz czasowe przechowywanie tego paliwa na tym placu przeładunkowym w kontenerach ISO	ZUOP	12.07.2016
Zwrócenie się do Prezesa PAA z wnioskiem o zmianę zezwolenia na przechowywanie wypalonego paliwa, umożliwiającą załadunek wypalonego paliwa do pojemników transportowych TUK-19	NCBJ	02.08.2016
Wydanie przez Prezesa PAA świadectwa uznania certyfikatu pojemnika transportowego TUK-19 (na wniosek ZUOP)	PAA	10.08.2016
Wydanie decyzji Prezesa PAA zmieniającej zezwolenie 2/2015/NCBJ, umożliwiającą załadunek wypalonego paliwa do pojemników transportowych TUK-19	PAA	05.09.2016
Wydanie decyzji Prezesa PAA zmieniającej zezwolenie dot. reaktora EWA, umożliwiającą przechowywanie wypalonego paliwa znajdującego się w kontenerach ISO na placu przeładunkowym	PAA	05.09.2016
Wydanie zezwolenia na transport drogowy do portu lotniczego w Gdańsku wypalonego paliwa dla firmy transportującej	PAA	21.09.2016
Transport wypalonego paliwa	ZUOP	24.09.2016

mogłyby wystąpić podczas **przygotowania** transportu i jego **przeprowadzenia**. Na podstawie tej szczegółowej analizy zrobiono wszystko, co możliwe, aby jak najbardziej zmniejszyć prawdopodobieństwo zaistnienia tych warunków awaryjnych oraz aby zminimalizować wszystkie ewentualne uwolnienia substancji promieniotwórczych. Dozór jądrowy wydał zezwolenia po uznaniu, że wszystkie polskie wymagania prawne i międzynarodowe standardy bezpieczeństwa jądrowego zostały spełnione, a wypełnianie i przestrzeganie tych standardów zostało pozytywnie

zweryfikowane podczas kontroli dozorowych na wszystkich etapach związanych z przygotowaniem i przeprowadzeniem transportu.

Notka o autorze

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

Bezpieczeństwo mokrych przechowalników wypalonego paliwa

Krzysztof Rzymkowski
Stowarzyszenie Ekologów na Rzecz Energii Nuklearnej – SEREN

Wstęp

Rzeczony rozwój energetyki jądrowej jest obecnie utrudniony z uwagi na negatywne emocje związane z tą technologią. Obawy te wynikają z kojarzenia technologii jądrowej z bronią jądrową i wyolbrzymianymi często skutkami awarii jądrowych. Zniechęcenie do energetyki jądrowej szczególnie wzrosło po katastrofie w elektrowni jądrowej Fukushima Daichii spowodowanej falą tsunami.

Powodem lęków jest przede wszystkim kwestia potencjalnego zagrożenia promieniowaniem, związanego z transportem paliwa, składowaniem odpadów oraz, nierzadko, z samą obecnością obiektu jądrowego na danym terenie i ewentualnością zamachów terrorystycznych na te obiekty.

Elektrownia jądrowa jest dużym zakładem przemysłowym zatrudniającym specjalistów z wielu dziedzin. Na jej terenie oprócz działu produkującego energię elektryczną znajdują się np. obiekty unieszkodliwiania odpadów promieniotwórczych pochodzących z dekontaminacji, przechowalniki odpadów niskoaktywnych, tymczasowe przechowalniki wypalonego i świeżego paliwa, dział inżynierii obsługujący różnorodne systemy informatyczne, zakład transportu, straż przemysłowa.

Ze względu na dużą ilość materiału jądrowego, znacznie ekonomiczne elektrowni, możliwość wzniesienia niepokojów społecznych elektrownia jądrowa może stanowić cel ataku terrorystycznego. Jednym z możliwych celów ataku może być mokry przechowalnik paliwa, jakim jest basen wypalonego paliwa.

W opracowaniu przedstawiono podstawowe problemy związane z bezpieczeństwem fizycznym (*security*) i jądrowym (*safety*) przechowywania zestawów wypalonego paliwa w basenie.

Paliwo wypalone

Są dwa rodzaje cyklu paliwowego: cykl zamknięty i otwarty. W **cyklu zamkniętym** paliwo jest poddawane recyk-

lingowi (ponownemu wykorzystaniu), w **cyklu otwartym** wypalone paliwo traktuje się jako odpad.

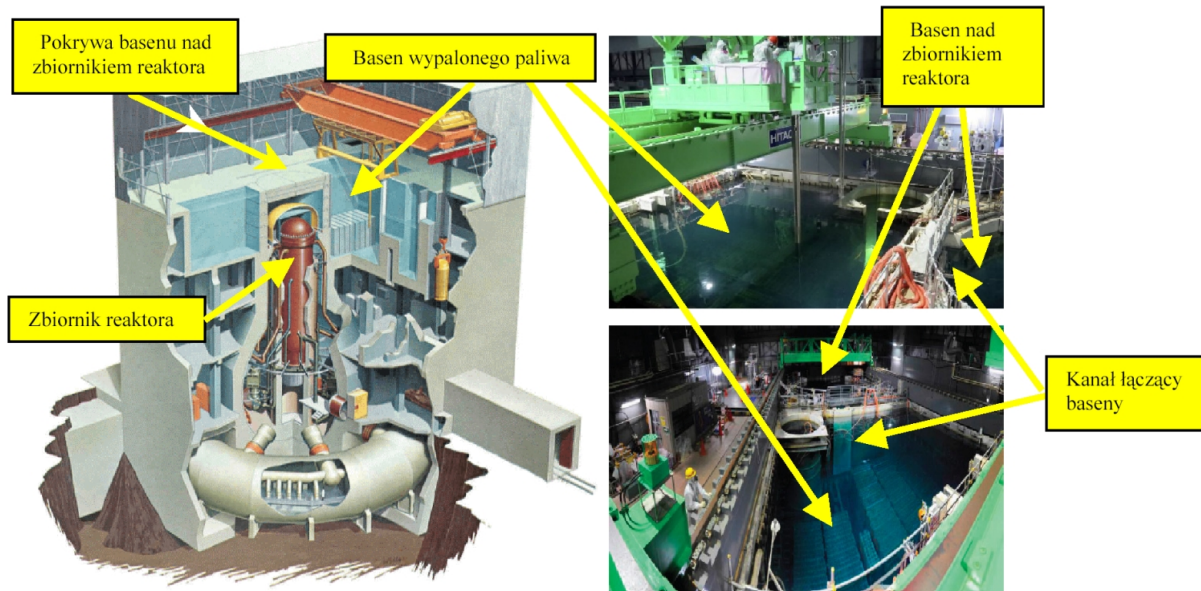
Wypalone w reaktorze paliwo jest wysoce radioaktywne i przed dalszym przetwarzaniem w zakładach przerobu paliwa musi być „schładzane”. Odnosi się to zarówno do bardzo wysokiego poziomu radioaktywności, jak i temperatury. Schładzanie polega na wieloletnim przetrzymywaniu w tymczasowym przechowalniku, którym jest początkowo basen wypalonego paliwa (tzw. mokry przechowalnik) usytuowany w pobliżu reaktora.

Czas składowania (schładzania) powinien być wystarczająco długi, by umożliwić bezpieczny transport i dalszą bezpieczną „obróbkę” wypalonego paliwa. Poziom promieniowania obniża się w wyniku naturalnego rozpadu krótkożyłowych (o krótkim czasie półtrwania) izotopów promieniotwórczych. Temperatura powinna osiągnąć poziom zbliżony do temperatury otoczenia, by nie było konieczności dodatkowego chłodzenia przy dalszej obróbce. Paliwo pracujące w reaktorze ulega bowiem bardzo znacznemu rozgrzaniu i wysoką temperaturę może utrzymywać jeszcze przez długi okres. Określa się, że nawet po upływie 10 lat 1 tona wypalonego paliwa nadal wydziela około 1 kW ciepła.

W zależności od przyjętych rozwiązań technologicznych, po pobycie i wystudzeniu w przechowalniku **mokrym**, wypalone paliwo może być następnie przechowywane w przechowalniku **suchym**, skąd jest transportowane do zakładów przerobu paliwa, gdzie odzyskiwane są przede wszystkim dwa pierwiastki – uran i pluton, używane do produkcji nowego paliwa.

Mokry przechowalnik – basen wypalonego paliwa

Wypalone w reaktorze paliwo jest źródłem promieniowania, ponieważ zawiera produkty rozszczepienia, które powinny pozostawać w strukturze paliwowej przez cały okres składowania.



Rys. 1. Mokry przechowalnik w elektrowni z reaktorem BWR (źródła: <http://www.nuclear-power.net/wp-content/uploads/2015/08/Containment-Building-Mark-1.png?ee9de4> oraz <http://www.japantimes.co.jp/news/2013/12/18/national/japan>).

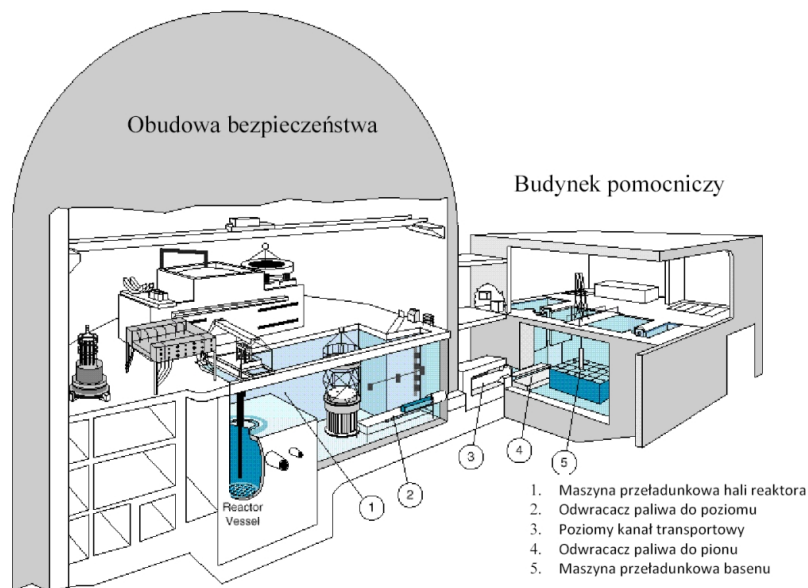
Tymczasowe mokre przechowalniki paliwa – baseny, przeznaczone do schładzania wypalonego paliwa, są zwykle lokalizowane w pobliżu reaktora. W przypadku gdy na terenie elektrowni znajduje się kilka reaktorów, może być wybudowany dodatkowy basen wspólny dla wszystkich reaktorów, w którym jest przechowywane paliwo poprzednio już bardzo wystudzone w basenach przyreaktorowych. Jest to przechowalnik pośredni, pozwalający czasowo opróżnić baseny przyreaktorowe, z którego paliwo jest transportowane do zakładów przerobu.

W elektrowniach typu BWR (*Boiling Water Reactor*) baseny są umieszczane w budynku reaktora i połączone z basenem nad zbiornikiem reaktora bezpośrednim kanałem, co bardzo upraszcza wymianę paliwa w reaktorze.

W elektrowniach typu PWR (*Pressurised Water Reactor*) najczęściej spotykanym rozwiązaniem jest umieszczenie basenu wypalonego paliwa w tzw. budynku pomocniczym (*auxiliary building*) przylegającym do budynku reaktora (*containment building*), co pociąga za sobą konieczność stosowania specjalnych urządzeń umożliwiających wymianę paliwa. Mokre przechowalniki paliwa są dostosowywane do indywidualnych wymagań bloku energetycznego.

Wymiary basenu zależą głównie od:

- przewidywanego czasu eksploatacji elektrowni,
- przewidywanej częstotliwości wymiany paliwa (w czasie jednego przeładunku rdzenia wymieniana jest zwykle jedna trzecia paliwa w rdzeniu; przed okresem wymiany



Rys. 2. Mokry przechowalnik w elektrowni z reaktorem PWR (źródło: <http://www.nucleartourist.com%2Fsystems%2Fspfuel1.htm&psig=AFQjCNGnnsSe36YenmcufBnLdVkaWT5xNQ&ust=1489868483813469>).

paliwa w rdzeniu, w basenie przechowywane jest czasowo również świeże paliwo),

- czasu przechowywania paliwa (niekiedy nawet 10 lat),
- przewidywanych ilości składowanych zestawów paliwowych,
- specjalnie wydzielonego miejsca (komory przeładunkowej) do załadowywania pojemników transportowych,
- ilości koniecznych stałych urządzeń pomocniczych, pomiarowych itp.

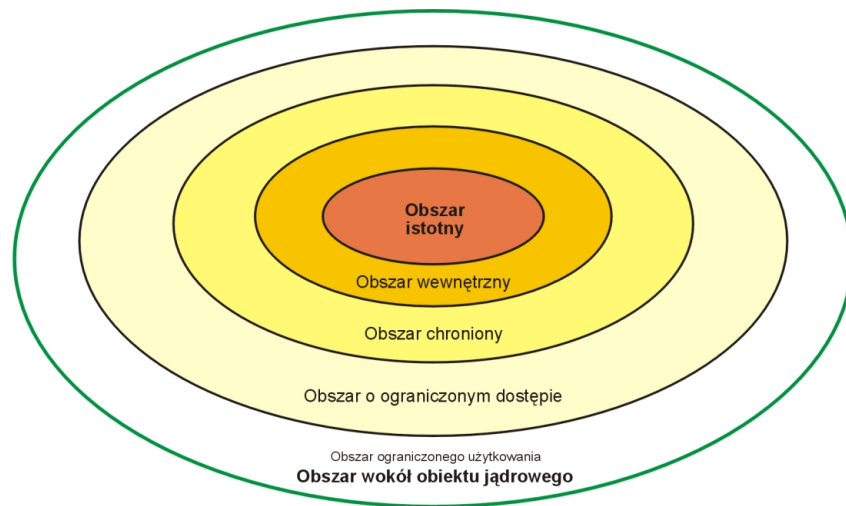
W praktyce zwykle baseny wypalonego paliwa w elektrowniach mają rozmiary zbliżone do rozmiarów pływackich basenów olimpijskich (50 x 25 m). Głębokość basenu jest jednak większa i wynosi około 12 m, co jest związane z długością zestawu paliwowego (około 5 m), koniecznej warstwy wody (około 6 m) nad paliwem zapewniającej ochronę przed promieniowaniem oraz przestrzeni (około 0,3 m) pod zestawami paliwowymi umożliwiającej swobodny przepływ wody.

Dno i wewnętrzne ściany basenu i komory przeładunkowej są wykonane ze stali nierdzewnej o grubości od 6 do 13 mm. Ściany zewnętrzne, dno, komora przeładunkowa są wykonane ze zbrojonego betonu o grubości od 1,2 m do 2,4 m.

Ochrona fizyczna

Według klasyfikacji przyjętej w zaleceniach MAEA dotyczących ochrony fizycznej materiałów i obiektów jądrowych, wypalone paliwo jest materiałem jądrowym kategorii I. W związku z tym zaklasyfikowaniem budynek i pomieszczenia związane z obsługą basenu należą do tzw. **obszaru istotnego**¹.

Oznacza to przede wszystkim restrykcje w dostępie do tego obszaru. Według przyjętych standardów do pomieszczeń, w których przechowywane jest wypalone paliwo, jak i do pomieszczeń z aparaturą pomiarową i urządzeniami pomocniczymi, np. pompowni, filtrów, oraz do aparatury do badania składu chemicznego, właściwości elektrycznych, zawartości związków organicznych, dostęp mają tylko osoby posiadające **specjalną autoryzację**. Ponadto dostęp musi spełniać **restrykcyjne warunki ochrony fizycznej**. Obszar istotny jest też objęty stałą obserwacją przez urządzenia obserwacyjno-rejestrujące i pomiarowe, kontrolowane jednocześnie i w sposób ciągły przez dwie niezależne osoby. Wszelkie wejścia i wyjścia muszą być monitorowane i rejestrowane przez systemy identyfikacji osób (w bardziej zaawansowanych systemach



- **Kontrola dostępu** – dostęp do obiektu, obszaru – **materiału jądrowego** wymaga autoryzacji i jest ograniczony ze względów bezpieczeństwa lub handlowych.
- **Obszar o ograniczonym dostępie** – obszar kontrolowany o ograniczonym dostępie objęty ochroną fizyczną, w którym znajduje się obiekt lub materiał jądrowy.
- **Obszar chroniony** – obszar wewnątrz obszaru o **ograniczonym dostępie**, w którym znajdują się materiały jądrowe I lub II kategorii lub inne cele sabotażu, otoczony barierami fizycznymi z dodatkowymi środkami **ochrony fizycznej**.
- **Obszar wewnętrzny** – obszar nadzorowany z dodatkowymi środkami ochronnymi wewnątrz obszaru chronionego, gdzie znajduje się materiał jądrowy I kategorii.
- **Obszar istotny** – przestrzeń wewnątrz **obszaru wewnętrznego**, w której znajdują się przyrządy, urządzenia systemowe lub **materiał jądrowy**, gdzie działania sabotażowe mogą spowodować pośrednio lub bezpośrednio **niedopuszczalne skutki radiologiczne**. Przestrzeń, w której znajdują się materiały jądrowe I (lub II) kategorii.
- **Obszar ograniczonego użytkowania** – obszar, w którym nie powinny powstawać obiekty mogące mieć wpływ na bezpieczeństwo obiektu jądrowego np. rafinerie, magazyny paliw itp.

Rys. 3. Obszary podlegające ograniczeniom i kontroli dostępu.

¹ W rozporządzeniu Rady Ministrów z dnia 4 listopada 2008 w sprawie ochrony fizycznej materiałów jądrowych i obiektów jądrowych (Dz.U. nr 207 poz. 1295 z 2008 r.) *obszar istotny* określony jest jako *strefa ścisłej ochrony* – przeznaczona do przechowywania materiałów jądrowych kategorii I – z możliwością przechowywania w nim również materiałów jądrowych kategorii II i III, chociaż do ich przechowywania wystarczą zabezpieczenia wymagane dla stref odpowiednio: *wewnętrznej* i *chronionej*.

przez komputerową identyfikację odcisków palców czy rysów twarzy), wraz z kontrolą wnoszonych i wynoszonych przedmiotów (np. z użyciem detektorów metali, detektorów promieniowania) i, co niezwykle ważne, wyłącznie w odzieży dostarczanej przez operatora systemu, zobowiązanego do zapewnienia ochrony radiologicznej. Niektóre wejścia są otwierane zdalnie przez operatora wyłącznie po podaniu indywidualnego hasła. Nie jest możliwe wyjście nawet na chwilę ze strefy objętej specjalną ochroną w ubiorze innej strefy. Podobnie nie jest możliwe użycie przyrządów pomiarowych bez poprzedniej weryfikacji ich kontaminacji. Za bezpieczną pracę osób znajdujących się na terenie przechowalnika odpowiada operator obiektu.

Na całym wydzielonym terenie **obszaru istotnego** muszą być rozmieszczone detektory promieniowania, detektory ruchu i inne detektory uruchamiające centralny system alarmowy obiektu. Ponadto muszą być wprowadzone odpowiednie procedury operacyjne w sytuacjach awarii naturalnych (pożary, wstrząsy sejsmiczne, huragany) i awarii projektowych, uwzględniające możliwość powstania reakcji łańcuchowej, utraty zdolności odprowadzania ciepła, przeciążenia systemów oraz utraty zasilania – z zachowaniem wymogów ochrony radiologicznej. Każde wydarzenie powinno uruchamiać odpowiednie systemy alarmowe. Największym zagrożeniem (w tym związanym z terroryzmem), przewidywanym dla basenu wypalonego paliwa, byłaby niemożność utrzymania stanu podkrytycznego.

Uważa się, że bezpośredni atak tylko na basen wypalonego paliwa jest, z punktu widzenia działań grup terrorystycznych, mało atrakcyjny. Jednakże w standardach bezpieczeństwa uwzględniane są oczywiście również scenariusze ataków terrorystycznych na przechowalniki wypalonego paliwa. W każdym uwzględnia się zakres potencjalnych skutków, np. zamach na basen wypalonego paliwa polegający na wyłączeniu systemu chłodzenia mógłby doprowadzić do skutków podobnych do katastrofy w Fukushima. W opracowaniu scenariusza uwzględnia się przede wszystkim cel i prawdopodobieństwa zamachu terrorystycznego oraz ocenia się jego ewentualne skutki. Mokry przechowalnik wypalonego paliwa jest pod wieloma względami podobny do niektórych zakładów przemysłu chemicznego. Korzystając z tego, opracowano różne algorytmy oceny skutków w wypadku awarii w przechowalniku. Głównymi kryteriami jest określenie prawdopodobieństwa awarii; ocena zniszczeń, liczba ofiar (ranionych i śmiertelnych), skutki ekonomiczne. Jednakże zastosowanie tych algorytmów do dokładniejszego opracowania scenariuszy nie jest możliwe ze względu na niemożność oszacowania prawdopodobieństwa zamachu, motywacji zamachowców itp.

Scenariusze ataku terrorystycznego muszą uwzględniać indywidualne cechy przechowalnika – jego lokalizacji na terenie elektrowni, jej otoczenie (zabudowania, góry, poło-

żenie – wyżyna czy w dolina, akwenty wodne itp.). Scenariusze przewidują:

- atak z powietrza z użyciem samolotu pasażerskiego,
- użycie małego samolotu z ładunkiem wybuchowym,
- bezpośredni atak dobrze uzbrojonej i wyszkolonej grupy,
- połączenie obu ataków,
- kradzież paliwa wymagająca współdziałania z osobą lub osobami z załogi elektrowni,
- atak hakerski.

Atak z użyciem samolotu

Duże samoloty pasażerskie, oprócz lotów komunikacyjnych, są również powszechnie używane w usługach towarowych. Ilość lotów każdego dnia jest ogromna. Mimo znacznego postępu w eliminacji różnych zagrożeń nie można wykluczyć dalszych porwań lub samobójczych ataków załogi. Analizy katastrof dużych samolotów pasażerskich wskazują, że skutki ataku terrorystycznego na obiekt jądrowy z użyciem samolotu zależą od jego typu, konstrukcji, prędkości, masy, ilości paliwa, kierunku natarcia, przeszkód naturalnych (góry, budynki), rozmieszczenia obiektów stanowiących cel ataku. Skuteczne użycie samolotu pasażerskiego na elektrownię jądrową głównie w celu spowodowania katastrofy jądrowej przez atak na dobrze chroniony reaktor (lub basen wypalonego paliwa) w budynku o specjalnej wzmocnionej konstrukcji wydaje się mało prawdopodobne. Atak z powietrza z użyciem małego samolotu z ładunkiem wybuchowym (w dwóch wariantach: zrzućenie ładunku lub atak samobójczy) mógłby spowodować podobne skutki, jak atak samolotu pasażerskiego. Ochrona przed tego rodzaju atakiem z powietrza, mogącym jednak zniszczyć urządzenia energetyczne, powodując znaczne straty ekonomiczne, należy do Państwa.

Atak uzbrojonej grupy

Przewiduje się, że bezpośrednie ataki terrorystyczne przeprowadzane przez uzbrojone grupy nie różnią się od klasycznych działań wojskowych, tzn. może to być atak uzbrojonej grupy bezpośrednio na wybrane urządzenia jądrowe, ostrzał zdalny takich urządzeń za pomocą odpowiedniej broni (artylerii, raket) lub działanie grupy atakującej wspomaganą zdalnym ostrzałem. Oczywiście atakujący muszą mieć doskonałą znajomość obiektu i mogą korzystać z pomocy wiarołomcy, tj. jednej lub więcej osób posiadających autoryzowany dostęp do obiektu jądrowego lub materiału jądrowego, które mogą próbować nielegalnego wywozu materiału jądrowego lub sabotażu bądź mogą ułatwić takie działanie. Zabezpieczenia fizyczne obiektu powinny zapobiec uzyskaniu dostępu do materiału jądrowego.

Atak hybrydowy

Atak hybrydowy, łączący działanie uzbrojonej grupy z atakiem z powietrza, jest najgroźniejszym atakiem, ponieważ może dotyczyć konkretnego obiektu na terenie elektrowni i umożliwić zdobycie materiału jądrowego, spowodować zniszczenie infrastruktury elektrowni, umożliwić uzyskanie dostępu do systemów informatycznych. Odpowiednie służby państwowe powinny być przygotowane na tego rodzaju ataki.

Kradzież paliwa

Celem ataków terrorystycznych może być unieruchomienie elektrowni lub zdobycie materiałów radioaktywnych do budowy tzw. brudnej bomby jądrowej. Użycie tzw. brudnej bomby polega na rozproszeniu materiału radioaktywnego na dużej przestrzeni lub w określonym rejonie. Skażenie terenu ma spowodować wyłączenie obszaru z użytkowania, wywołać panikę i choroby popromienne u ludności. Rozproszenie materiału jądrowego na dużym obszarze może nastąpić wskutek spowodowania awarii elektrowni jądrowej – przede wszystkim reaktora lub basenu wypalnego paliwa. Zdobyty materiał jądrowy (z basenu wypalnego paliwa można próbować przetransportować w inne miejsce i rozproszyć go za pomocą klasycznych środków wybuchowych. Trudność polega na tym, że waga jednego zestawu paliwowego wynosi średnio około 0,5 t (o jego masie decyduje ilość uranu, różna dla reaktorów PWR i BWR). Różne scenariusze kradzieży są rozpracowane w Międzynarodowym Systemie Zabezpieczeń (*safeguards*) i są przewidziane odpowiednie przeciwdziałania.

Bezpieczeństwo składowania wypalnego paliwa w basenie

Schładzanie wypalnego paliwa jest procesem złożonym, wymagającym obserwacji i kontroli wielu parametrów związanych bezpośrednio z właściwościami fizycznymi paliwa i warunkami jego długookresowego przechowywania. Przekroczenie dopuszczalnej wartości kontrolowanych parametrów może prowadzić do bardzo poważanych awarii.

Do najważniejszych wymagań dotyczących bezpieczeństwa (*safety*) należy zapewnienie warunków utrzymywania zestawów paliwowych w stanie uniemożliwiającym podtrzymanie reakcji łańcuchowej – tzw. stanie podkrytycznym i zapewnienie odpowiednich warunków usuwania ciepła. Ponadto muszą być spełnione następujące warunki:

- należy wprowadzić zabezpieczenia fizyczne zapobiegające uszkodzeniom zestawów paliwowych i prętów paliwowych,
- należy wprowadzić zabezpieczenia przed przypadkowym uwolnieniem substancji promieniotwórczych,

- należy spełnić wymagania ochrony radiologicznej pracowników.

Wszystkie działania związane z wypalonym paliwem jądrowym muszą być wykonywane przez specjalnie przygotowany personel i zgodnie z opracowanymi procedurami, z użyciem specjalizowanych i sprawdzonych urządzeń.

Stan podkrytyczny w przechovalniku

Stan podkrytyczny to stan, w którym w paliwie nie dochodzi do reakcji łańcuchowej. Warunkiem utrzymania tego stanu jest wychwytywanie tzw. neutronów termicznych. Uzyskuje się to przez wprowadzenie substancji pochłaniającej neutrony termiczne.

Do tego celu wykorzystywane są związki boru (^{10}B). Zestawy paliwowe są umieszczane w stojakach ze stali nierdzewnej. Powierzchnię stojaków pokrywano związkami boru. ^{10}B dodawano również do stali nierdzewnej. Wydajność pochłaniania zależy od powierzchni pokrytej borem. Najwcześniej zastosowanym materiałem pochłaniającym neutrony w basenie wypalnego paliwa był Boraflex. Zdolność pochłaniania neutronów z upływem czasu maleje, a płytki Boraflexu otaczające kanały stojaków z paliwem ulegają degradacji i deformacji. Płytki Boraflexu są narażone również na inne rodzaje promieniowania (, ,) oraz substancje znajdujące się w wodzie.

Nowo wprowadzane materiały pochłaniające neutrony (Carborundum i Tetrabor) również zawierają węgiel boru. Mają one większą odporność na czynniki niszczące. Stosuje się różne rozwiązania osłon pochłaniających, próbując ograniczyć ich kontakt z wodą. Zwiększono grubość pokrywy pochłaniającej, stosując system wielowarstwowy, wprowadzono dodatkowe związki chemiczne itp.

Uzupełniającym sposobem pochłaniania neutronów w basenach wypalnego paliwa reaktorów PWR jest dodawanie kwasu borowego (H_2BO_3) do wody, w której zanurzone jest paliwo. Kwas borowy używany jest również w obiegu pierwotnym tych reaktorów, do regulacji reakcji łańcuchowej.

Ważną rolę odgrywa również sposób rozmieszczenia wypalnego paliwa w basenie. Zestawy o dużej aktywności są przechowywane z dala od siebie.

Wypracowane w czasie programów badawczych normy zalecają stałą kontrolę stanu osłon i składu chemicznego wody, których zmiany wskazują na stopień degradacji materiału pochłaniającego.

System chłodzenia

Głównym celem tymczasowego składowania paliwa w przechovalniku jest jego stopniowe „schładzanie”. Chłodziwem jest woda. System chłodzenia jest jednym z najwrażliwszych elementów zapewniających bezpieczne przechowywanie paliwa. System chłodzenia powinien być najsilniej chronionym systemem przed atakiem terrorystycznym, a także sabotażem. Uszkodzenie lub zniszczenie

systemu może dokonać osoba lub grupa osób mająca do niego bezpośredni dostęp.

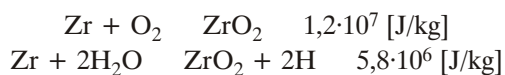
Zestawy wypalonego paliwa umieszczone są w pionowych stojakach. Pionowe ustawienie zestawów wynika z rozwiązań technicznych i operacyjnych. Stojaki zabezpieczają wypalone paliwo przed uszkodzeniami mechanicznymi. Tworzą one gęstą sieć składającą się nawet z kilku tysięcy indywidualnych stanowisk. Ich ilość zależy od przewidywanego czasu składowania paliwa w basenie, zaprojektowanych warunków chłodzenia wymagających niekiedy zwiększenia odległości pomiędzy gorącymi zestawami, przechowania całego paliwa z rdzenia w czasie okresowych kontroli stanu rdzenia, jak i prac serwisowych dokonywanych w okresie przeładunku. Składowania poziomego unika się z obawy przed możliwym odkształceniem zestawów przy ich układaniu w pozycji horyzontalnej.

Kanały paliwowe są ściśle dopasowane do wymiarów paliwa i stanowią sztywną konstrukcję kratową, umożliwiającą swobodny przepływ wody pomiędzy prętami paliwowymi zestawu. Przy dnie basenu pod całą konstrukcją stojaków jest zachowana wolna przestrzeń do przepływu wody i automatycznego usuwania zanieczyszczeń. Cała konstrukcja musi być odporna na wstrząsy sejsmiczne, podobnie jak pomieszczenie, w którym znajduje się basen. Baseny są otwarte, dlatego nad basenem nie mogą się znajdować elementy wiszące lub niestabilne, których upadek mógłby spowodować uszkodzenie zestawów paliwowych lub konstrukcji stojaków.

Przepływ wody pomiędzy poszczególnymi elementami systemu jest wymuszony. Szybkość przepływu jest regulowana i zależy od wydajności urządzeń. Bezpośrednio po wyładowaniu rdzenia szybkość przepływu chłodziwa jest zwiększona.

Bardzo ważnym elementem, mającym zasadniczy wpływ na bezpieczeństwo składowania materiałów jądrowych oraz personelu, jest poziom wody w basenie. Wymaga on ciągłej kontroli. Poziom wody ma również wpływ na proces schładzania.

Utrata chłodziwa powodująca obniżenie poziomu wody może doprowadzić do dużych awarii zagrażających zarówno obiektowi, jak i jego otoczeniu. Pierwszym zauważalnym skutkiem utraty nawet niewielkiej ilości wody jest wzrost poziomu promieniowania wewnątrz budynku. Znaczne obniżenie poziomu wody może spowodować podwyższenie poziomu promieniowania do stanu utrudniającego dostęp do basenu i prowadzenie akcji naprawczej. Sytuacja staje się groźna, gdy poziom wody spada tak, że zostają odsłonięte górne części zestawów paliwowych. Chłodzenie staje się niewydajne, wzrasta temperatura prętów paliwowych w zestawach, których cyrkonowa powłoka (tzw. koszulka) może reagować zarówno z tlenem z powietrza, jak i parą wodną, wydzielając znaczne ilości ciepła według wzorów przedstawionych niżej:



Reakcja może stać się reakcją samopodtrzymującą, doprowadzając do pożaru. Ponadto wysoka temperatura może powodować zwiększenie ciśnienia gazów wewnątrz prętów, doprowadzając w konsekwencji do rozerwania ich koszulek. Przy temperaturach powyżej 1800°C następuje stopienie koszulki cyrkonowej i tlenku uranu stanowiącego paliwo jądrowe. W wyniku tych zjawisk zostają uwolnione gazy i materiały radioaktywne, przede wszystkim do budynku basenu, ale istnieje wówczas niebezpieczeństwo zagrożenia dla środowiska. Taka właśnie awaria wystąpiła w elektrowni Fukushima Daichii. Z analizy symulacyjnej różnych ewentualności powstania takiego zagrożenia wynika, że w czasie normalnej pracy elektrowni podobny efekt może być spowodowany przez błędy ludzkie.

Temperatura wody w basenie powinna być utrzymywana znacznie poniżej temperatury wrzenia i systemy chłodzenia są zaprojektowane tak, by nie przekraczała ona 50°C (w przypadkach awaryjnych 70°C). Zakłada się, że we wszystkich przypadkach awaryjnych systemu, w których nie doszło do utraty chłodziwa, bezpieczny czas usunięcia awarii wynosi około 100 godz. Awaria systemu chłodzenia może prowadzić do wrzenia wody, co bez jej uzupełniania prowadzi do przyspieszonego parowania i odsłonięcia gorących zestawów. Dostęp do basenu byłby w takiej sytuacji zabroniony ze względu na wysoki poziom promieniowania. Konieczne jest wówczas uruchomienie awaryjnych systemów uzupełniania wody i użycie bardzo wydajnych systemów zraszających. W skrajnych warunkach powinno być możliwe użycie sprzętu pożarowego.

Parowanie może być przyczyną rozprzestrzenienia się niewielkich ilości substancji radioaktywnych znajdujących się zwykle w basenie. Koncentracja tych substancji przy normalnej pracy elektrowni jest jednak niewielka i nie stanowi zagrożenia. Gazy zbierające się nad powierzchnią wody powinny być usuwane przez systemy wentylacyjne.

Chłodzenie paliwa, ze względu na warunek utrzymania niskiej równomiernej temperatury w basenie, wymaga umiejętnego rozmieszczenia bardzo gorących zestawów. Przede wszystkim unika się ich koncentracji w jednym miejscu. Rozproszenie zestawów paliwowych o dużej aktywności i wysokiej temperaturze ułatwia również utrzymywanie stanu podkrytycznego. Plan rozmieszczenia zestawów przewiduje podział na strefy w zależności od stopnia wychłodzenia paliwa, uwzględniające czas składowania.

Woda

Degradacja – korozja elementów paliwowych przechowywanych w basenie może spowodować wydostanie się materiałów radioaktywnych do basenu, powodując różne zagrożenia. Usuwanie rozproszonych materiałów promieniotwórczych, pochodzących z np. uszkodzonego pręta paliwowego, wymagałoby nowych specjalnych rozwiązań. Dlatego w celu uniknięcia takich awarii poświęca się wiele

uwagi, by zachować odpowiedni skład chemiczny wody w basenie.

Utrzymywanie ustalonego składu chemicznego wody wypełniającej basen wpływa na spowolnienie reakcji chemicznych powodujących degradację elementów paliwowych, stojaków, urządzeń pomocniczych i pomiarowych zanurzonych w basenie. Skład chemiczny jest kontrolowany w sposób ciągły.

Woda jest substancją pozostającą w stałym kontakcie z elementami paliwowymi przez cały czas wykorzystywania paliwa w elektrowni, a nawet dłużej – w czasie jego transportu do zakładów przerobu. Utrzymanie bardzo wysokiej jakości (tzn. czystości chemicznej) wody jest najważniejszym czynnikiem, zapobiegającym degradacji zestawów paliwowych oraz przechowalników. Rodzaj i zakres oddziaływania różnych substancji na materiały zanurzone w wodzie zależy między innymi od jej składu, temperatury, ciśnienia i czasu. Długotrwałe reakcje mogą prowadzić do degradacji (korozji) oraz utraty integralności strukturalnej zanurzonych elementów.

Zachowanie odpowiedniego składu chemicznego wody w basenie wypalnego paliwa i w reaktorze wymaga ciągłego sprawdzania podstawowych parametrów wody. Umożliwia to określenie jej właściwości destrukcyjnych. Podstawowe informacje są uzyskiwane przez pomiar pH i przewodności elektrycznej. Wskaźnik pH zależy od temperatury i dla temperatury wynoszącej 0°C pH czystej chemicznie wody to ~7,47, dla 25°C – pH~7,0, dla 50°C – pH~6,63, a dla 100°C – pH ~6,14.

Ważnym parametrem roztworów wodnych przydatnym w monitorowaniu stanu wody jest jej konduktywność, czyli przewodnictwo elektryczne. Czysta chemicznie woda bardzo słabo przewodzi prąd, ponieważ znajduje się w niej

niewiele jonów H⁺ i OH⁻. Przewodnictwo elektryczne wody wzrasta w efekcie obecności w niej swobodnych zjonizowanych cząstek. Woda w basenie wypalnego paliwa przewodzi prąd znacznie lepiej, niż woda destylowana ze względu na obecność jonów różnych pierwiastków.

Korozja metalu zanurzonego w elektrolicie jest wynikiem procesów elektrochemicznych wywołanych różnicą potencjałów występującą między różnymi obszarami na jego powierzchni. Powstałe różnice potencjałów mogą być spowodowane: defektami sieci krystalicznej, domieszkami chemicznymi w metalu, naprężeniami wywołanych działaniami zewnętrznymi, właściwościami elektrolitu, indukowanym polem elektrycznym, promieniowaniem.

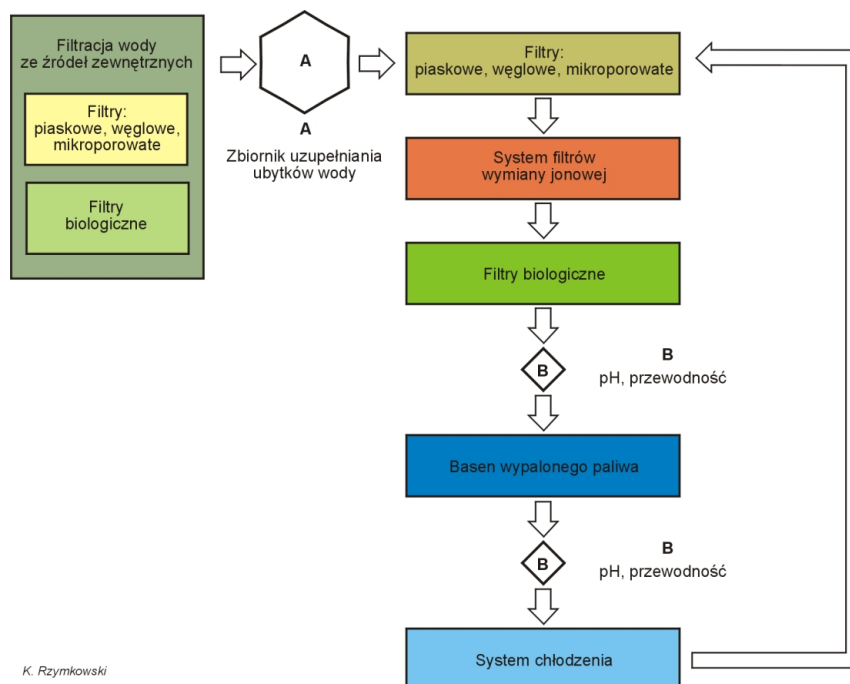
Przewodnictwo elektrolitu określa się przez przewodność właściwą. Przewodność (wyrażona w Simensach) jest odwrotnością oporu (wyrażonego w Ohmach):

$$1 \text{ S} = 1 / \text{Om} = 1 \frac{\text{s}^3 \text{A}^2}{\text{kg m}^2}$$

W temperaturze 25°C przewodność czystej chemicznie wody wynosi 5,48 S/m.

Wskaźnik pH i przewodność są uzależnione od koncentracji jonów i można poszukiwać takiej koncentracji aktywnych jonów, przy której korozja będzie najmniejsza. Z doświadczeń wynika, że np. przy wartości pH pomiędzy 4,5 a 7,0 i przewodności 100 S/m dla jonów H⁺ i Cl⁻ ryzyko korozji jest najmniejsze. Ograniczanie korozji jest niezwykle istotne, ponieważ niektóre uszkodzone zestawy paliwowe muszą być przechowywane w basenie aż do czasu jego likwidacji.

Najlepszą metodą oceny wpływu wody na korozję zestawów paliwowych jest ich okresowa kontrola. Do tego celu wykorzystuje się podwodne systemy telewizyjne z możliwością rejestracji, umożliwiając w ten sposób



K. Rzymkowski

Rys. 4. Filtracja wody basenu wypalnego paliwa.

obserwację zachodzących zmian. Przy spodziewanym długoterminowym przechowywaniu wypalonego paliwa w basenie zaleca się opracowanie specjalnego programu obserwacji destrukcji elementów paliwowych tzw. *Corosion Surveillance Programme* – CSP, którego celem jest wczesne wykrycie zmian mogących spowodować utratę integralności zestawów paliwowych. Utrata integralności może w krańcowym przypadku uniemożliwić wyjęcie zestawu paliwowego ze stojaka.

Program taki (CSP) powinien powstawać już na etapie projektowania elektrowni. Przewidywany czas pracy elektrowni powinien być zakładany na około 60 lat. Oczywiście podstawą systemu jest zachowanie odpowiedniej jakości wody. W programie CSP obserwacją powinny być objęte wszystkie elementy metalowe, które będą miały bezpośredni kontakt z wodą (w obiegu pierwotnym reaktora i w basenie), a przede wszystkim zestawy paliwowe. Musi być znana pełna specyfikacja stosowanych stopów, ich mikrostruktura, przewodnictwo cieplne. Program powinien przewidywać częstość okresowych kontroli wody, zestawów paliwowych, stojaków oraz innych elementów metalowych mogących ulegać korozji. W celu precyzyjnego określenia istotnych parametrów mających wpływ na destrukcję materiałów program powinien zawierać zalecenia dotyczące badań laboratoryjnych próbek wody i osadów.

Oczyszczanie i uzdatnianie wody

Źródłem wody używanej w elektrowniach jądrowych może być woda pobierana z sieci wodociągowej, studni zbudowanych na potrzeby elektrowni, rzeki lub jeziora znajdujących się w pobliżu elektrowni i wykorzystywanych również do chłodzenia. Przed jej wprowadzeniem do obiegu systemów chłodzenia reaktora i basenu wypalonego paliwa musi być ona poddana analizie w celu ustalenia jej składu chemicznego i rodzaju zanieczyszczeń. Pozwala to na dobór odpowiednich technik oczyszczania. Procesy wstępnego oczyszczania obejmują:

- usuwanie cząstek stałych, np. piasku,
- identyfikację i usuwanie niepożądanych rozpuszczalnych związków chemicznych,
- usuwanie zanieczyszczeń biologicznych.

Celem procesów uzdatniania jest otrzymanie wody czystej chemicznie i utrzymywanie jej istotnych parametrów jakościowych w obiegach chłodzenia w całym okresie ich eksploatacji.

Prowadzenie dokumentacji wypalonego paliwa

Prawidłowo prowadzona dokumentacja obejmuje:

- indywidualną informację o każdym zestawie paliwowym. Każdy zestaw paliwowy posiada swój unikalny numer identyfikacyjny wytłaczany na jego górnej

pokrywie tak, by mógł być łatwo odczytywany przy użyciu urządzeń optycznych. Ze względów bezpieczeństwa odczyt zawsze dokonywany jest ze znacznej odległości, dlatego numer nie może ulegać zatarciu i musi być odpowiednio eksponowany. Numer identyfikacyjny pozwala śledzić historię zestawu. Obejmuje ona jego charakterystykę początkową, pełny skład izotopowy ze szczególnym uwzględnieniem uranu, stopnia wypalenia, maksymalnej mocy cieplnej zestawu paliwowego, ciepła powyładeniowego, czasu wykorzystania tj. daty załadunku i wyładunku z rdzenia reaktora, informacji o uszkodzeniach, informacji dotyczących składowania, datę i czas załadunku do kontenera transportowego i jego opuszczenia pomieszczenia składowiska.

- informacje o warunkach składowania:
 - ilości i rozmieszczeniu paliwa,
 - parametrach wody,
 - aktywności właściwej,
 - temperaturze,
 - składzie chemicznym i przewodności elektrycznej,
 - poziomie wody w przechowalniku, szczelności przechowalnika,
 - mocy dawki promieniowania jonizującego i skażeniach promieniotwórczych w przechowalniku i w jego otoczeniu,
- informacje o przeprowadzonych okresowych kontrolach i działaniach serwisowych.

Informacje te powinny być strzeżone, ponieważ na ich podstawie można wnioskować o ilości zgromadzonego materiału jądrowego, który potencjalnie może być użyty do wytworzenia jądrowych środków wybuchowych.

Kontrola materiałów jądrowych w basenie wypalonego paliwa

Pomieszczenie, w którym znajduje się basen wypalonego paliwa, stanowi tzw. rejon bilansu materiałowego. Jest to ten obszar na terenie obiektu (elektrowni), w którym można określić ilość i zweryfikować bilans materiału jądrowego. Bilansowanie jest prowadzone przy każdym wprowadzeniu i wyprowadzeniu materiału jądrowego i weryfikowane ze stanem faktycznym np. podczas inspekcji obiektu. Ilość zgromadzonego materiału jądrowego w basenie zwykle znacznie przekracza tzw. jednostkę znaczącej ilości 1SQ (*Significant Quantity*) tj. przybliżoną ilość materiału rozszczepialnego, dla której nie można wykluczyć prawdopodobieństwa budowy jądrowego urządzenia wybuchowego. Dlatego też ilość składowanego materiału jądrowego w basenie jest dokładnie kontrolowana.

W celu wzmocnienia kontroli ewidencji materiałowej stosowane są tzw. **środki zamykania i obserwacyjno-rejestrujące**, umożliwiające weryfikację informacji o przemieszczaniu materiałów jądrowych i sprawdzaniu integralności zbieranych danych. Basen jest przez cały czas monitorowany przez niezależne urządzenia obserwacyjno-

-rejestrujące, posiadające własne zasilanie. Bramy, przez które transportowane jest paliwo z i do reaktora po zakończeniu wymiany paliwa są plombowane. Czasem wykorzystywany jest monitor przeładowywania rdzenia. Monitor wyposażony jest w detektor promieniowania, rejestrujący wymianę paliwa w reaktorze (wyładowanie wypalonego paliwa i załadunek świeżego). Ocena wyników stosowania systemu zamykania/obserwacyjno-rejestrującego jest pozytywna, jeżeli system działał poprawnie i nie stwierdzono prób naruszenia plomb, a wyniki obserwacji są zgodne z deklaracjami operatora.

Notka o autorze

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

Literatura

1. Thomas C. Haley, Boraflex, RACKLIFE and BADGER Description and Uncertainties, April L. Pulvirenti, NRC Project Manager NRC Job Code, V6073, September 2012.
2. Matthew A. Hiser, USNRC, April L. Pulvirenti, USNRC, Mohamad Al-Sheikhly, University of Maryland College Park, Monitoring Degradation of Phenolic Resin-Based Neutron Absorbers in Spent Nuclear Fuel Pools Technical Letter Report, U.S. Nuclear Regulatory Commission, June 2013.
3. Northeast Technology Corporation, Guidelines for Boraflex Use in Spent-Fuel Storage Racks, EPRI TR-103300 Project 2813-04 Interim Report, December 1993.
4. SAFETY STANDARDS SERIES, Core Management and Fuel Handling for Nuclear Power Plants, No. NS-G-2.5, IAEA Vienna.
5. Technical Reports, Good Practices for Water Management in Spent Fuel Storage Facilities, NP-T-5.2 IAEA Vienna.
6. IAEA-TECDOC-786, Experience with spent fuel storage at research and test reactors,
7. Proceedings of an Advisory Group meeting held in Vienna, 5–8, July 1993, IAEA January 1995.
8. IAEA-TECDOC-1100, Survey of wet and dry spent fuel storage, XA9952141 IAEA July 1999.
9. TERRORIST ATTACKS ON SPENT FUEL STORAGE. National Research Council. 2006. Safety and Security of Commercial Spent Nuclear Fuel Storage: Public Report. Washington, DC: The National Academies Press. doi: 10.17226/11263.
10. John J. Barron Colin Ashton, Leo Geary, The Effects of Temperature on pH Measurement, Diagnostics Ltd, Shannon Free Zone. 57th Annual Meeting of the International Society of Electrochemistry, Edinburgh, September 2006.
11. Chemistry Libre Texts, Temperature dependent of the pH in pure water, chemlibretexts.org.
12. Safety and Security of Commercial Spent Nuclear Fuel Storage: Public Report (2006) <https://www.nap.edu/read/11263/chapter/7>.
13. Krzysztof Rzymkowski, Baseny wypalonego paliwa, Seminarium OIET SEP /KS Luty 18 2017 Warszawa.

Modyfikowane radiacyjnie materiały w ochronie przed promieniowaniem mikrofalowym

Wojciech Głuszewski¹, Roman Kubacki², Maria Rajkiewicz³

¹ Instytut Chemii i Techniki Jądrowej w Warszawie

² Wojskowa Akademia Techniczna, Wydział Elektroniki, Instytut Telekomunikacji

³ Instytut Inżynierii Materiałów Polimerowych i Barwników, Oddział Elastomerów i Technologii Gumy w Piastowie

Wstęp

Niezabezpieczone odpowiednio urządzenia i podzespoły elektroniczne, w których znajdują się układy scalone, ulegają bezpowrotnemu zniszczeniu pod wpływem wysokomocowych impulsów elektromagnetycznych – HPM [1]. Urządzenia generujące HPM mogą być zastosowane do działań wojskowych, ale również w celach terrorystycznych [2]. W artykule podsumowano wyniki wstępnych badań w zakresie radiacyjnej modyfikacji kompozytów polimerowych skutecznych w ochronie przed działaniem promieniowań mikrofalowych i radiowych. Prace dotyczyły konkretnego zadania - znalezienia absorbera do pomiarów na otwartych poligonach badawczych. Zbadano pod tym kątem modyfikowany radiacyjnie kompozyt: szkło metaliczne, grafit, elastomer Engage 8200.

Wysokomocowe impulsy promieniowania mikrofalowego

Wysokomocowe impulsy promieniowania mikrofalowego, nazywane również skrótowo impulsy HPM (*High Power Microwaves*) są impulsami o bardzo krótkim czasie trwania (rzędu nanosekund) i o wielkiej mocy (rzędu kilku gigawatów). Moc impulsów jest od 1000 do 10 000 razy wyższa, a czas trwania od 500 do 1000 razy krótszy od impulsów radarowych. Urządzenia emitujące impulsy HPM często nazywane są bombą E lub bronią elektromagnetyczną ze względu na możliwość powodowania nieodwracalnych uszkodzeń sprzętu elektronicznego znajdującego się w zasięgu ich rażenia.

Impuls elektromagnetyczny powstaje również podczas wybuchu jądrowego (NEMP – *Nuclear Electromagnetic Pulse*). Emitowane wówczas promieniowanie gamma jonizuje powietrze, a wybitym elektronom nadaje kierunek ruchu zbliżony do kierunku rozprzestrzeniania się promieniowania . Przyspieszane w ten sposób elektrony są źródłem promieniowania elektromagnetycznego. Impuls jest tak silny, że uwzględnia się go jako jeden z czynników rażenia. Przy odpowiednim przeprowadzeniu wybuchu może on odgrywać pierwszoplanową rolę. W literaturze można znaleźć opis skutków zdetonowania w roku 1962 bomby wodorowej o mocy 1,4 megaton. Wybuchu dokonano na środkowym Pacyfiku na wysokości 30 km. Zniszczone zostały wówczas wykorzystywane w pobliżu instalacje satelitarne oraz doszło do blokady łączności radiowej na Pacyfiku na około 30 minut. Zakłócenia zostały zarejestrowane nawet przez stacje radiowe w odległości 1200 km od miejsca eksplozji. Uderzeniowa fala elektromagnetyczna wzbudziła duże prądy indukowane w antenach, kablach elektrycznych i elementach metalowych, niszcząc wszystkie, niezabezpieczone podzespoły elektroniczne. Jak się szacuje pojedynczy wybuch jądrowy o mocy 100 kT na wysokości 110 km może wygenerować niszczący HPM na powierzchni równoważnej połowie Stanów Zjednoczonych.

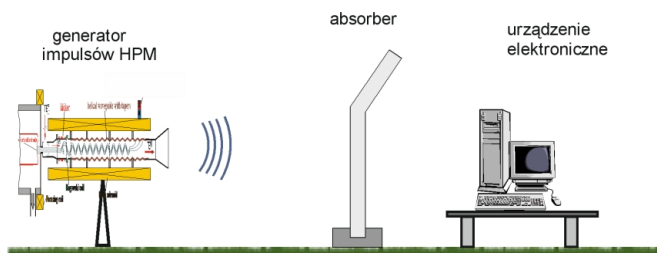
Wysokomocowe impulsy mikrofalowe generowane są również w urządzeniach takich jak wirkator lub generator Marksa. Energia wysokomocowych impulsów elektromagnetycznych wzbudza bardzo silne prądy w obwodach elektronicznych, powodując uszkodzenia elementów i układów elektronicznych zbudowanych na bazie półprzewodników (tranzystorów, mikroprocesorów). Dla porównania detektor mikrofalowy ulega uszkodzeniu przy $0,2 \text{ J/m}^2$ dla

impulsu o długości 100 ns. Przykładowe urządzenie do generacji impulsów HPM, na bazie generatora Marksa przedstawiono na rysunku 1.



Rys. 1. Walizkowe urządzenie generujące impulsy HPEM (High Power Electromagnetics) typu DS-110 produkcji niemieckiej. Waga 23 kg, natężenie pola elektrycznego w impulsie $E = 250 \text{ kV/m}$.

Obecnie zachodzi konieczność opracowania skutecznych absorberów przeznaczonych do różnych zastosowań, jak na przykład: zabezpieczeń urządzeń elektronicznych w ramach kompatybilności elektromagnetycznej, do ochrony ludzi przed szkodliwym działaniem promieniowania czy wreszcie do zabezpieczeń newralgicznych urządzeń elektronicznych przed terrorystycznym atakiem z użyciem wysokomocowych impulsów elektromagnetycznych.



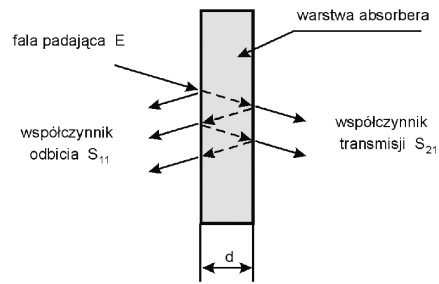
Rys. 2. Ideowy schemat zastosowania absorbera do zabezpieczenia urządzeń elektronicznych przed impulsami HPM.

Skuteczność ekranowania

Wyróżnia się dwa mechanizmy ekranowania urządzeń eksponowanych na promieniowanie elektromagnetyczne:

- absorpcja promieniowania wewnątrz materiału ekranującego (absorbera),
- odbicie promieniowania od powierzchni materiału ekranującego.

Do ilościowego opisu fali przechodzącej przez warstwę absorbera wykorzystuje się model tzw. wielokrotnych odbić. Fala elektromagnetyczna, przechodząc przez warstwę materiału doznaje wielokrotnych wewnętrznych odbić, kształtując promienie odbite oraz przechodzące. Promienie przechodzące przez absorber są tłumione. Schemat wielokrotnych odbić fali elektromagnetycznej w warstwie materiału przedstawiono na rysunku 3. Promienie odbite i przechodzące charakteryzowane są przez współczynniki



Rys. 3. Odbicie i transmisja fali przez warstwę absorbera.

macierzy rozproszenia (S_{ik}), przy czym poziom promieniowania odbitego charakteryzowany jest przez współczynnik odbicia (S_{11}), natomiast promienie przechodzące charakteryzowane są przez współczynnik transmisji (S_{21}).

Dobre materiały ekranujące powinny charakteryzować się wysokim poziomem pochłaniania energii padającej fali elektromagnetycznej w objętości czynnej absorbera. Trzeba również pamiętać, że fala elektromagnetyczna padająca na absorber jest również częściowo odbijana od powierzchni absorbera. W tym przypadku odbita fala może zostać skierowana na własne urządzenia do generacji i metrologii promieniowania, ale również może powodować uszkodzenia lub zakłócenia innych urządzeń elektronicznych, znajdujących się w pobliżu [8, 9, 10, 11]. Z tych powodów w przypadku dobrego absorbera powinno się dążyć do uzyskania możliwie niskiego poziomu promieniowania odbitego od absorbera. W przypadku gdy falą padającą są wysokomocowe impulsy HPM, warunek o minimalizacji promieni odbitych staje się bardzo istotny.

Materiały wykorzystywane do ekranowania i pochłaniania można scharakteryzować ilościowo za pomocą parametru, jakim jest „skuteczność ekranowania L ” (*shielding effectiveness*). Skuteczność ekranowania zależy od wielu czynników, do których można zaliczyć: częstotliwość padającej fali elektromagnetycznej oraz kształt i objętość absorbera. Mimo wszystko głównymi parametrami kształtującymi poziom promieni odbitych i skuteczność absorpcji są przenikalność elektryczna i magnetyczna materiału absorbera. Przenikalność elektryczna i magnetyczna materiału zależą od częstotliwości. Do celów projektowania materiałów ekranujących konieczne jest zatem określenie konstytutywnych parametrów komponentów absorbera, czyli względnych zespolonych wartości przenikalności elektrycznej oraz magnetycznej:

$$\begin{aligned} \epsilon &= \epsilon' - j\epsilon'' \\ \mu &= \mu' - j\mu'' \end{aligned}$$

gdzie: ϵ' , ϵ'' – rzeczywista i urojona wartość względnej przenikalności elektrycznej, μ' , μ'' – rzeczywista i urojona wartość względnej przenikalności magnetycznej.

Skuteczność ekranowania L wyraża się zależnością:

$$L = LR + LA$$

gdzie: L – tłumienie całkowite, LR – tłumienie odbiciowe; LA – tłumienie czynne (absorpcja)

Poszczególne składowe skuteczności ekranowania dla warstwy materiału mogą być określone za pomocą współczynników macierzy rozproszenia, zgodnie z zależnościami:

$$LR(dB) = 10 \log(1 - |S_{11}|^2)$$

$$LA(dB) = 10 \log \frac{|S_{21}|^2}{1 - |S_{11}|^2}$$

Poligonowe badania impulsów HPM

Ważnym aspektem zastosowań absorberów są stacjonarne komory (tzw. komory bezodbiciowe) oraz komory przenośne do badań skutków oddziaływania impulsów HPM na elektronikę. W tych pomieszczeniach, w celu zapewnienia tzw. warunków wolnej przestrzeni ściany, podłoga i sufit muszą być wyłożone absorberami do wytlumienia fali odbitej od ścian i podłogi (ziemi). Dostępne handlowo absorbery charakteryzują się dużym ciężarem i znacznymi gabarytami objętościowymi. Potrzebą chwili jest opracowanie nowego skutecznego absorbera do celów kompatybilności elektromagnetycznej, ale również do badań i zabezpieczeń przed impulsami HPM.

W artykule opisano konkretny przypadek poszukiwania materiału kompozytowego jako absorbera do zabezpieczania elektroniki przed impulsami HPM, ale również do badań na otwartych poligonach badawczych. Niektóre wersje generatorów wysokomocowych impulsów elektromagnetycznych wykorzystują materiały wybuchowe do kompresji pola magnetycznego. W tym przypadku konstruowanie oraz badania generatorów nie mogą się odbywać w klasycznych bezodbiciowych komorach pomiarowych. Jedynym miejscem pozostaje otwarty teren badawczy. W celu zapewnienia warunków wolnej przestrzeni konieczna jest minimalizacja odbić od powierzchni ziemi wytworzonego promieniowania. W warunkach laboratoryjnych, tj. w bezodbiciowych komorach pomiarowych ściany oraz podłoga wyłożone są płytami ferrytowymi oraz stożkami grafitowymi. Ze względu na duży ciężar płyt ferrytowych oraz możliwość uszkodzenia delikatnych struktur grafitowych taki absorber raczej nie może być zastosowany na poligonie, w obszarze badań generatorów HPM. Zastosowanie absorbera położonego na ziemi

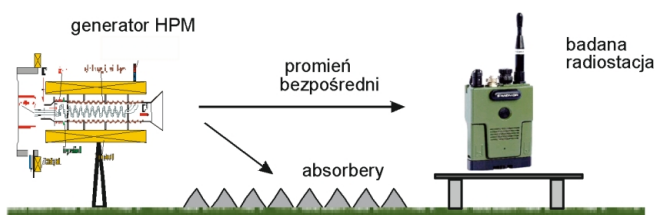
pozwala na wytłumienie fali EM skierowanej w stronę ziemi, tym sposobem na badany obiekt pada jedynie promieniowanie bezpośrednie, co znacznie ułatwia korelacje skutków niszczącego działania impulsów HPM z poziomem padającego promieniowania – rysunek 4.

Tworzywa polimerowe

Materiały kompozytowe należą do materiałów przyszłościowych wypierających, ze względu na często lepsze parametry techniczne, materiały tradycyjne. Równoległy rozwój mechaniki, chemii, fizyki, technologii wytwarzania, matematyki, systemów i technologii komputerowych pozwala na projektowanie oraz wytwarzanie setek nowych materiałów o unikatowych właściwościach. Już obecnie obserwuje się powszechne stosowanie materiałów kompozytowych prawie we wszystkich dziedzinach nauki i techniki, m.in. w przemyśle maszynowym i motoryzacyjnym, aero- i astronautyce, biologii i inżynierii biomedycznej, energetyce jądrowej. Obserwacja trendów rozwojowych na świecie wskazuje na to, że technologie kompozytowe obok technologii informatycznych będą stymulować rozwój naszej cywilizacji.

Techniki radiacyjne dają unikatowe możliwości w zakresie projektowania i modyfikacji materiałów kompozytowych. Ogólnie mówiąc, pozwalają w wygodny sposób indukować w materiałach wolne rodniki, które w przypadku polimerów mogą inicjować procesy tworzenia wiązań poprzecznych. W ten sposób jesteśmy w stanie w korzystnie zmieniać właściwości wielu materiałów polimerowych. Unikatowość technik radiacyjnych polega na tym, że procesy modyfikacji możemy prowadzić w zasadzie w dowolnej temperaturze. Mimo że średnia ilość energii deponowana w napromienianych materiałach nie jest specjalnie wielka, to jednak lokalnie odkładane są jej ilości porównywalne z wysokotemperaturowymi procesami chemicznymi. W praktyce możemy w obszarach tzw. gniazd jonizacji w temperaturze pokojowej uzyskać zjawiska, które w klasycznej technologii chemicznej przebiegają w ekstremalnych warunkach parametrów technologicznych. Zaletą obróbki radiacyjnej jest prosty sposób kontroli wielkości dawki pochłoniętej promieniowania.

W przypadku kompozytów barierowych dla promieniowań mikrofalowych zjawisko sieciowania polimeru po uformowaniu wyrobu można połączyć z korzystną modyfikacją ferromagnetyku. Inaczej mówiąc, cząstki proszku szkła metalicznego dodatkowo umocowuje się w matrycy poprzez wiązania poprzeczne wytworzone w wyniku obróbki radiacyjnej. Proces można przeprowadzić za pomocą wiązki elektronów (EB – *Electron Beam*) lub promieniowania gamma () i co istotne w dowolnej temperaturze (najczęściej w temperaturze pokojowej).



Rys. 4. Ideowy schemat poligonowych badań z zastosowaniem absorbera położonego na ziemi umożliwiającego eliminację promienia odbitego od powierzchni ziemi.

Badania własności absorpcyjnych szkła metalicznego domieszkowanego grafitem

Celem badań było znalezienie nowego materiału absorpcyjnego, o następujących parametrach: mniejszej lub znacznie mniejszej wadze w porównaniu z typowymi ferrytami, elastyczności i możliwości rozwijania na powierzchni ziemi, wytrzymałości mechanicznej na naciski, np. przejazd pojazdem mechanicznym.

Do badań jako matryce kompozytu wytypowano Engage™ – elastomery poliolefinowe (POEs) typu etylen/okten lub etylen/buten [3]. Są one połączeniem materiałów polimerowych z elastomerami. Pozwalają na produkcję lżejszych, cieńszych olefin termoplastycznych (TPO) o zwiększonej sztywności, wytrzymałości na uderzenia, lepszym dopasowaniu i wykończeniu oraz zmniejszonym czasie cyklu w stosunku do wiodących obecnie tworzyw polimerowych.

Założono, że materiały kompozytowe będą oparte na nowej generacji związków zawierających składniki ferromagnetyczne, które wykazują bardzo dobre własności tłumienia dla promieniowania elektromagnetycznego w szerokim zakresie częstotliwości. W celu uzyskania materiałów o niskim współczynniku odbicia i wysokim współczynniku pochłaniania energii promieniowania zostały przeprowadzone badania konstytutywnych parametrów miękkich materiałów magnetycznych (ferrytowych). Znane dotychczas materiały magnetyczne, w tym ferryty, w zakresie mikrofalowym tracą swoje wysokie wartości przenikalności magnetycznej. Z tego powodu w zakresie częstotliwości powyżej 100 MHz materiały te nie znalazły zastosowania jako absorbery. Do badań użyto nowy stop na bazie żelaza lub kobaltu. Pierwszym tego typu materiałem był proszek Finemet ($\text{Fe}_{73,5}\text{Si}_{13,5}\text{B}_9\text{Nb}_3\text{Cu}_1$) opracowany przez Yoshizawę z firmy Hitachi. Został on otrzymany przez gwałtowne schładzania w postaci taśmy o grubości 20 μm . Natomiast później został wyżarzany do temperatury około 550°C w celu wywołania krystalizacji ziaren, które w takich warunkach osiągają wielkość 10–15 nm. Stopy nanokrystaliczne są rozwijane w celu otrzymania wysokiej przenikalności magnetycznej. Własności magnetyczne stopu Finemet uzależnione są od wielkości ziaren. Badany materiał otrzymano mechanicznie, a wielkości ziarna wynosiły mniej niż 10 nm.

Zostały przeprowadzone pomiary dla różnych składów wagowych szkła metalicznego i grafitu, niemniej jednak ze względu na najbardziej obiecujące wyniki końcowe do



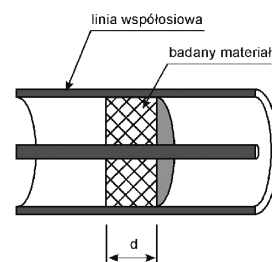
Rys. 5. Porównanie struktury krystalicznej (po lewej) ze strukturą szkła metalicznego (struktura amorficzna – po prawej)

dalszych badań wybrano materiał o następującym składzie wagowym: szkło metaliczne (79%) z domieszką grafitu (1%) oraz elastomer Engage 8200 (29%). Dodatkowo w celu poprawienia własności absorpcyjnych szkła metalicznego zostało ono radiacyjnie zmodyfikowane dawką 100 kGy w źródle promieniowania gamma (GC 5000) o mocy dawki 4,1 kGy/h. Pozwoliło to również na uzyskanie lepszego usieciowienia elastomeru, co spowodowało wzmocnienie materiału [4]. Pomiary przeprowadzono w zakresie częstotliwości od 100 MHz do 10 GHz.

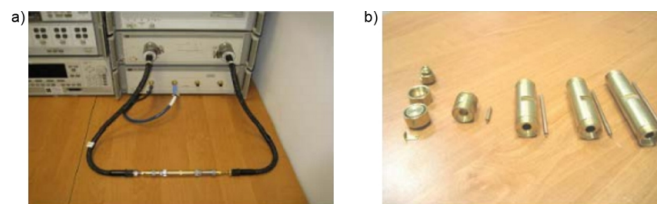
Pomiary przenikalności elektrycznej i magnetycznej

W celu poznania własności absorpcyjnych i ekranujących substancji niezbędne jest zbadanie własności konstytutywnych tych materiałów, tj. zespolonych przenikalności elektrycznych i magnetycznych. Pomiary te przeprowadzono za pomocą linii współosiowej. Pozwoliło to na uzyskanie szerokiego pasma częstotliwości [2, 3].

Próbki wykorzystane do pomiarów miały kształt toroidu – rysunek 6. Ograniczeniem metody jest górny limit częstotliwości, które mogą wzbudzać wyższe rodzaje pola. Mierzone próbki charakteryzuje się za pomocą macierzy rozproszenia. Zastosowanie tej metody pozwala na uzyskanie fali typu TEM (wektory pola magnetycznego i elektrycznego położone są w płaszczyźnie prostopadłej do kierunku propagacji). Z kolei, symetria układu umożliwia zredukowanie mierzonych współczynników macierzy rozproszenia do współczynników S11 oraz S21. W celu uzyskania małych niepewności pomiarowych przeprowadzono pomiary kalibracyjne, używając dodatkowo trzech linii współosiowych i zwarcia oraz uwzględniono je do właściwych pomiarów. Niepewność pomiarowa przenikalności elektrycznej i magnetycznej wynosi <5%.



Rys. 6. Przekrój linii współosiowej z badanym materiałem.



Rys. 7. a) wektorowy analizator sieci z układem pomiarowym; b) kalibracyjne odcinki linii współosiowej.

Podsumowanie

Wykonano próby opracowania nowego typu kompozytowych materiałów elastomerowych służących do produkcji wyrobów chroniących przed działaniem promieniowania mikrofalowego. Zbadano własności elektryczne kompozytu (Engage, szkło metaliczne, grafit) oraz wyznaczono jego skuteczność ekranowania.

Zastosowanie kompozytu elastomerowego powoduje, że materiał barierowy dla promieniowania mikrofalowego jest bardziej wytrzymały i zdecydowanie lżejszy niż standardowe płytki ferrytowe dostępne na rynku, do tego szkło metaliczne wprowadza własności magnetyczne w częstotliwościach mikrofalowych, dzięki czemu taki materiał powoduje zmniejszenie odbicia promieniowania i skuteczne pochłanianie energii promieniowania wewnątrz absorbera. Pomiarów przenikalności elektrycznej i magnetycznej dokonano w linii współosiowej z zastosowaniem zmodyfikowanej metody pomiarowej. Badania wykonano przy częstotliwościach od 100 MHz do 10 GHz. Najlepsze własności absorpcyjne kompozyt wykazuje przy częstotliwości 1 GHz, gdy materiał nie wykazuje odbić pola elektromagnetycznego. Za pomocą obróbki radiacyjnej uzyskano korzystną modyfikację zarówno właściwości proszku ferrytowego, jak i parametrów mechanicznych tworzywa polimerowego. Z przeprowadzonych pomiarów i otrzymanych wyników można wnioskować, że kompozyt jest obiecującym materiałem absorpcyjnym w zakresie mikrofal i będzie można wykorzystać go przy rozwiązywaniu problemów ze zdolnością danego urządzenia elektrycznego lub elektronicznego do poprawnej pracy w określonym środowisku elektromagnetycznym (EMC – *ElectroMagnetic Compatibility*) i w systemach antenowych. Opracowanie optymalnego kompozytu wymaga dalszych badań.

Zakres zastosowania ochronnych elastomerowych materiałów kompozytowych może być bardzo szeroki. Na przykład do promieniowań elektromagnetycznych zaliczamy fale radiowe, mikrofałe, podczerwień, światło widzialne, ultrafiolet, promieniowanie rentgenowskie i promieniowanie gamma, przy czym pierwsze z nich do długofalowego promieniowania ultrafioletowego nie powodują

jonizacji i są przedmiotem zainteresowania fotochemii. Natomiast energia promieniowań, począwszy od krótkofalowego promieniowania ultrafioletowego, wystarcza do wybicia elektronów z atomów i cząsteczek, a oddziaływaniem ich z materią zajmuje się chemia radiacyjna. W praktyce na skalę przemysłową wykorzystuje się obecnie również wiązki elektronów przyspieszane w akceleratorach.

Notka o autorach

Dr inż. Wojciech Głuszewski – adiunkt w Centrum Badań i Technologii Radiacyjnych Instytutu Chemii i Techniki Jądrowej w Warszawie. Chemik radiacyjny. Obecnie zajmuje się problematyką radiacyjnej modyfikacji tworzyw polimerowych. Specjalista w zakresie technologii radiacyjnych i dozimetrii promieniowania jonizującego. Interesuje się zagadnieniami wykorzystania technik jądrowych w identyfikacji i konserwacji obiektów o znaczeniu historycznym. Sekretarz Generalny Polskiego Towarzystwa Nukleonicznego.

Prof. dr hab. Roman Kubacki – jest profesorem na stanowisku naukowo-dydaktycznym na Wydziale Elektroniki Wojskowej Akademii Technicznej w Warszawie. Zajmuje się zagadnieniami szeroko rozumianej kompatybilności elektromagnetycznej. Jest również specjalistą w metrologii absorberów mikrofalowych. Prowadzi badania skutków oddziaływania wysokomocowych impulsów mikrofalowych na elektronikę. Zajmuje się również bio-fizycznymi skutkami oddziaływania promieniowania mikrofalowego na organizmy.

Prof. dr hab. Maria Rajkiewicz – Instytut Inżynierii Materiałów Polimerowych i Barwników, Oddziału Elastomerów i Technologii Gumy w Piastowie.

Literatura

1. Kubacki R., Wnuk M., *Ekstremalnie wysokomocowe impulsy broni elektromagnetycznej i ich oddziaływanie biofizyczne*, rozdział w monografii pt.: Pokojowe i terrorystyczne zagrożenia radiacyjne, s. 247–257, wyd. WAT 2012.
2. Przesmycki R., Nowosielski L., Bugaj M., Piwowarczyk K., *Pomiar absorpcji materiałów pochłaniających fale elektromagnetyczne*, Przegląd Elektrotechniczny, No 2, 33–35, 2012.
3. Głuszewski W., Zagórski Z.P., Rajkiewicz M., *Protective Effects in Radiation Modification of Elastomers*, Radiat. Phys.Chem. 105, 53–56, 2014.
4. Głuszewski W., Zagórski Z.P., Rajkiewicz M., *The Comparison of Radiation and a Peroxide Crosslinking of Elastomers*, KGK und PV, 11/12, 46–49 (15), 2015.

Wyłączna odpowiedzialność za szkodę jądrową operatora obiektu jądrowego

Maciej Lemiesz
Uniwersytet Łódzki

Wstęp

Poniższy tekst jest rozwinięciem problematyki przedstawionej w numerze 4/2016 Biuletynu Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna, w którym scharakteryzowano szczególne zasady reżimu odpowiedzialności za szkodę jądrową oraz przybliżono samo pojęcie szkody jądrowej na podstawie Konwencji o odpowiedzialności za szkodę jądrową, zwanych także wiedeńską i paryską. Poniższy artykuł ma zadanie przybliżyć Czytelnikowi najważniejszą zasadę prawa odpowiedzialności za szkodę jądrową, jaką jest wyłączna odpowiedzialność osoby eksploatującej.

Kim jest operator urządzenia jądrowego?

Zarówno Konwencja wiedeńska, jak i paryska w kwestii określenia podmiotu odpowiedzialnego za szkodę jądrową są ze sobą tożsame i definiują operatora urządzenia jądrowego jako osobę wyznaczoną lub uznaną przez kompetentną władzę za osobę eksploatującą takie urządzenie: „*in relation to a nuclear installation, means the person designated or recognized by the Installation State as the operator of that installation*”¹. Dla odmiany, Konwencja bezpieczeństwa jądrowego nie posługuje się terminem „Operator urządzenia jądrowego” czy też „osoba eksploatująca”², lecz

jedynie mówi o „osobie będącej posiadaczem stosownego zezwolenia”: „*Each Contracting Party shall ensure that prime responsibility for the safety of a nuclear installation rests with the holder of the relevant licence and shall take the appropriate steps to ensure that each such licence holder meets its responsibility*”³. Należy odróżnić posiadacza zezwolenia (licencjobiorcę) od operatora urządzenia jądrowego, bowiem oprócz konieczności uzyskania odpowiedniego zezwolenia istotne jest również **uznanie przez kompetentną władzę** za osobę eksploatującą urządzenie jądrowe⁴. Za urządzenie jądrowe⁵ mogą zostać uznane reaktory jądrowe, zakład używający paliwa jądrowego do produkcji materiału jądrowego, zakład przetwarzania materiału jądrowego, zakład przerobu wypalonego materiału jądrowego, urządzenie, w którym składowany jest materiał jądrowy. Jednakże reaktory jądrowe stanowiące źródło napędu statków powietrznych i morskich oraz urządzenia służące do składowania materiału jądrowego podczas transportu, nie są traktowane jako urządzenia jądrowe w myśl Konwencji. Reaktory mające służyć za napęd statków morskich próbowano poddać odrębnemu reżimowi prawnemu odpowiedzialności międzynarodowej poprzez postanowienia tzw. *Convention On The Liability Of Operators Of Nuclear Ships* podpisanej 21 V 1962 r. Nie weszła ona jednak w życie.

Materiałem jądrowym⁶ jest **paliwo jądrowe**, inne niż uran naturalny lub zubożony, zdolne wytwarzać energię

¹ Art. I ust. 1 pkt c Konwencji wiedeńskiej, por. z art. 1 ust. a pkt vi Konwencji paryskiej.

² Polski przekład Konwencji wiedeńskiej posługuje się terminem „osoba eksploatująca”, tak samo nazywany jest operator jądrowy w polskiej ustawie z dnia 29 listopada 2000 r. – Prawo atomowe. W pracach naukowych polskich uczonych zwroty „operator jądrowy”, „operator urządzenia jądrowego”, „osoba eksploatująca”, „eksploatujący” są traktowane jako synonimy.

³ Art. 9 Konwencji bezpieczeństwa jądrowego.

⁴ Autor używa w tym artykule terminu „urządzenie jądrowe” jako odpowiednika angielskiego określenia „*nuclear installation*”, podczas gdy w polskich przepisach stosowany jest jako polski odpowiednik tego określenia termin „obiekt jądrowy”. Obiekt jądrowy w myśl polskiego prawa oznacza elektrownię jądrową, reaktor badawczy, zakład wzbogacania izotopowego, zakład wytwarzania paliwa jądrowego, zakład przerobu wypalonego paliwa jądrowego, przechowalnik wypalonego paliwa jądrowego, a także bezpośrednio związany z którymkolwiek z tych obiektów i znajdujący się na jego terenie obiekt służący do przechowywania odpadów promieniotwórczych.

⁵ Art. I ust. 1 pkt j Konwencji wiedeńskiej, por. z art. 1 ust. a pkt ii Konwencji paryskiej.

⁶ Art. I ust. 1 pkt h Konwencji wiedeńskiej, por. z art. 1 ust. a pkt v Konwencji paryskiej.

w drodze samopodtrzymującej się reakcji łańcuchowej rozszczepienia jądrowego poza reaktorem jądrowym, zarówno samo, jak i w połączeniu z innymi materiałami, **oraz produkty lub odpady** promieniotwórcze. Produkty lub odpady promieniotwórcze⁷ definiowane są jako każdy materiał promieniotwórczy wytworzony w procesie produkcji lub wykorzystania paliwa jądrowego bądź każdy materiał, który stał się promieniotwórczy przez napromieniowanie w rezultacie tego procesu, z wyłączeniem izotopów promieniotwórczych, które w wyniku ich wytwarzania osiągnęły taki końcowy stan, że mogą być wykorzystane do celów naukowych, medycznych, rolniczych, handlowych lub przemysłowych⁸. Należy również rozróżnić, że czym innym niż tak zdefiniowany „materiał jądrowy” jest **paliwo jądrowe**⁹, które określane jest jako **każdy** materiał, który może wytwarzać energię w drodze samopodtrzymującej się reakcji łańcuchowej rozszczepienia jądrowego (np. także w reaktorach, w których możliwe jest wykorzystanie jako paliwa m.in. uranu naturalnego).

Pojęcie posiadacza licencji obejmuje szerszy zakres podmiotowy niż pojęcie operatora jądrowego – pokojowe wykorzystanie energii atomowej jest reglamentowane i wymaga bezwzględnie uzyskania odpowiedniego zezwolenia. Sam fakt posiadania zezwolenia nie implikuje jednocześnie posiadania statusu operatora jądrowego, a co za tym idzie, nie mają zastosowania normy zaostrzonej odpowiedzialności. Należy również zaznaczyć, że nie każde urządzenie jądrowe spełnia rygorystyczne przesłanki opisane w traktacie, dlatego należy wysnuć wniosek, że nie każdy posiadacz zezwolenia jest eksploatującym urządzenie jądrowe. Przykładem takiej działalności jest wykorzystywanie zjawiska promieniotwórczości w zabiegach medycznych. Szkada powstała podczas trwania takiego zabiegu nie będzie szkodą jądrową w myśl Konwencji o odpowiedzialności jądrowej, ale będzie kompensowana na podstawie innych przepisów prawa cywilnego. Z całej gamy urządzeń jądrowych dostępnych w przemyśle największe zagrożenie¹⁰ niosą ze sobą elektrownie jądrowe, w których proces uzyskiwania energii wyzwala jednocześnie bardzo silne promieniowanie jonizujące, oraz zakłady przerobu i składowania wypalonego paliwa jądrowego, które operują materiałem jądrowym o wielkim potencjale promieniotwórczym. Wbrew powszechnej opinii reaktory badawcze czy zakłady produkcji paliwa jądrowego nie stwarzają aż tak wielkiego zagrożenia.

Warto rozważyć, czy operatorem urządzenia jądrowego będzie podmiot, który nie uzyskał licencji lub stracił wcześniej nadaną licencję, albo nie został uznany przez właściwy organ za osobę eksploatującą. Definicja opera-

tora jądrowego wskazuje na dwie przesłanki, które trzeba spełnić łącznie: podmiot wyznaczony lub uznany („*designated or recognized*”) za osobę eksploatującą takie urządzenie przez Państwo urządzenia. Jest to Państwo, na którego terytorium znajduje się urządzenie jądrowe, a w przypadku gdy usytuowane jest na terytorium nie będącym pod jurysdykcją żadnego kraju, to Państwo, które eksploatuje urządzenie jądrowe lub na podstawie upoważnienia którego to urządzenie jest eksploatowane¹¹. Wyznaczenie eksploatującego najczęściej wykonywane jest na drodze decyzji administracyjnej – przyznanie odpowiedniej koncesji, licencji, wydanie zgody na prowadzenie określonego charakteru działalności gospodarczej. Uznanie za operatora jądrowego już ma inny charakter, w większym stopniu świadczy o stanie faktycznym niż prawnym. O uznaniu za operatora jądrowego można będzie mówić w przypadku eksploatacji obiektu bez stosownego zezwolenia, zarówno w przypadku jego pierwotnego braku (niewystąpienia o licencję lub odmowie jej wydania, bądź oczekiwaniu na uprawomocnienie się decyzji), jak i po jego wygaśnięciu. Problem rodzi się w przypadku wystąpienia szkody jądrowej wyrządzonej przez operatora jądrowego, który nie był posiadaczem licencji. Czy w takim przypadku nie jest operatorem jądrowym i nie będzie ponosił zaostrzonej odpowiedzialności? Podmiot eksploatujący urządzenie jądrowe, posiadając zezwolenie, ma prawnie usankcjonowane uprawnienie do prowadzenia takiej działalności, wykonywanie jej nawet bez takiego zezwolenia dalej jest działalnością jądrową. Ponadto, eksploatacja urządzenia jądrowego bez zezwolenia może być przedmiotem stosownego postępowania w tej sprawie (np. administracyjnego lub karnego), a do tego najpierw trzeba uznać podmiot za operatora jądrowego. Zgodnie z definicją do uzyskania statusu osoby eksploatującej wystarczy samo uznanie przez stosowną władzę lub też wyznaczenie do wykonywania takiej funkcji. Nie ma mowy o konieczności posiadania licencji, zezwolenia lub jakiegokolwiek innej formalnej formy do tego, by eksploatujący ponosił zaostrzoną odpowiedzialność za szkodę jądrową. Będzie tu decydować nie jego sytuacja prawna, lecz faktyczna. Sam fakt niedochowania wierności przepisom prawa nie może implikować lepszej sytuacji prawnej danej osoby. Za to posiadanie wszystkich koniecznych licencji i zezwoleń oraz faktyczna eksploatacja urządzenia jądrowego ułatwia kwestie dowodowe w przypadku wnoszenia roszczeń odszkodowawczych.

⁷ Art. I ust. 1 pkt g Konwencji wiedeńskiej i art. 1 ust. a pkt iv Konwencji paryskiej.

⁸ Ustawa Prawo atomowe substancję promieniotwórczą przygotowaną do wykorzystywania jej promieniowania jonizującego określa jako „źródło promieniotwórcze”.

⁹ Art. I ust. 1 pkt f Konwencji wiedeńskiej i art. 1 ust. a pkt iii Konwencji paryskiej.

¹⁰ Wg definicji Ustawy Prawo atomowe – potencjalne narażenie, którego prawdopodobieństwo może być zawczasu oszacowane. Jednak nawet w przypadku EJ prawdopodobieństwo bardzo dużego potencjalnego narażenia większej liczby ludności jest bardzo niskie.

¹¹ Art. I ust. 1 pkt d Konwencji wiedeńskiej.

Kanalizacja odpowiedzialności na osobie operatora

W doktrynie prawa atomowego pojawiło się pojęcie skanalizowanej odpowiedzialności („channeling”) oraz odpowiedzialności wyłącznej („exclusive”), która jest jej charakterystyczną cechą. Samo wprowadzenie koncepcji wyłącznej odpowiedzialności eksploatującego uznawane jest za największy wkład prawa atomowego do ogólnej historii prawa. Co więcej, reguła ta została na stałe przyjęta do systemu prawa cywilnego w zakresie odpowiedzialności odszkodowawczej za szkodę jądrową. Zasada skanalizowanej odpowiedzialności została sformułowana *expressis verbis* w Konwencjach, stanowiąc, iż „osobą zobowiązaną do odpowiedzialności za szkodę jądrową jest osoba eksploatująca obiekt jądrowy”¹². Jednocześnie obie Konwencje wprowadziły klauzule, jakie musi spełnić operator jądrowy, korzystając z prawa regresu¹³, wobec bezpośredniego winowajcy szkody jądrowej¹⁴, a także – klauzule solidarnej odpowiedzialności operatorów urządzenia jądrowego¹⁵. Odpowiedzialność solidarna¹⁶ będzie zachodzić w wypadku, gdy nie da się rozsądnie dokonać podziału szkód, przy czym nie jest zdefiniowane, co ma oznaczać przesłanka „rozsądnego rozdzielenia”, Proponowano stosowanie solidarnej odpowiedzialności podmiotów w przypadku „braku możliwości ustalenia stopnia przyczynienia się danej osoby do powstania szkody”. Możliwość zastosowania prawa regresowego przez eksploatującego ograniczona jest również do przypadków stwierdzonych umową na piśmie pomiędzy operatorem a podmiotem, który ma odpowiadać na podstawie regresu (strony muszą wcześniej oznaczyć, jakie okoliczności będą objęte roszczeniem zwrotnym), oraz do osób fizycznych, które umyślnie swoim działaniem lub zaniechaniem spowodowały szkodę jądrową. Ostatni aspekt w praktyce może być bardzo słabą ochroną, ponieważ ograniczony jest wyłącznie do osoby fizycznej, a jak wiadomo, nie będzie ona miała takich środków finansowych, które byłyby w stanie pokryć wszystkie roszczenia odszkodowawcze.

Odpowiedzialność wyłączna operatora jądrowego na gruncie prawa atomowego może przybrać interpretacje oparte na dwóch odmiennych koncepcjach: pozytywnej i negatywnej. Pozytywna oznacza, iż **pozwany** może być wyłącznie operator urządzenia jądrowego (jako jedyny ma legitymację procesową bierną – nikt inny nie będzie mógł być pozwany), zaś w aspekcie negatywnym formułowane jest stanowisko, że to osoba eksploatująca jest jedyną

osobą **zobowiązaną do naprawienia szkody**, a jakiegokolwiek powództwo poszkodowanego wobec osoby trzeciej, bez względu na podstawę prawną roszczenia, będzie podlegać oddaleniu, nawet w stosunku do osoby wyłącznie winnej powstania szkody. Negatywne ujęcie odpowiedzialności operatora może doprowadzić do zbyt daleko idących wniosków – wyłącza ona możliwość ponoszenia odpowiedzialności przez podmioty różne od operatora urządzenia jądrowego nawet na zasadach ogólnych we wszystkich przypadkach szkód o charakterze jądrowym. Jak łatwo się domyślić, pozytywne ujęcie kanalizacji odpowiedzialności operatora urządzenia jądrowego jest przeciwstawne do ujęcia negatywnego i tworzy stosunek prawny między poszkodowanym a osobą eksploatującą, co daje możliwość do dochodzenia roszczeń tej ostatniej w stosunku do osób trzecich, np. podwykonawców lub przewoźników na podstawie przepisów szczególnych lub ogólnych norm odpowiedzialności cywilnej. Należy pamiętać, iż najczęściej przedsiębiorcy odpowiadają na zasadzie ryzyka, dzięki czemu pozycja poszkodowanego jest uprzywilejowana. Odpowiedzialność osoby eksploatującej w ujęciu pozytywnym również daje możliwość dochodzenia roszczeń w przypadku, gdy szkoda w mieniu przekracza graniczną wartość odpowiedzialności – różnica między wypłaconym odszkodowaniem a samą szkodą mogłaby być dochodzona na zasadach ogólnych. Taka możliwość sprzeczna jest z celem istnienia odrębnego reżimu odpowiedzialności za szkodę jądrową – poszkodowany będzie stawiany przed koniecznością wykazania winy w działaniu sprawcy szkody i osoby za to odpowiedzialnej, a eksploatującemu będzie grozić niewypłacalność i upadek przedsiębiorstwa. Ujęcie pozytywne również stoi w sprzeczności z zasadą odpowiedzialności państwa w sytuacji przyjęcia subsydiarnej odpowiedzialności w przypadku wyznaczenia niższego limitu kwotowego¹⁷. Dlatego też należy uznać, że ujęcie negatywne skanalizowania odpowiedzialności eksploatującego jest w pełni zgodne z naturą prawa atomowego.

Wyłączna odpowiedzialność operatora urządzenia jądrowego ma swoje głębokie uzasadnienie w sferze praktycznej, służy wszystkim osobom zainteresowanym. Poszkodowany ma znacznie uproszczoną procedurę dochodzenia roszczenia, ponieważ nie jest zobligowany do poszukiwania sprawcy szkody lub osoby odpowiedzialnej – ułatwienie dowodowe polega na wskazaniu operatora obiektu jądrowego, którego działalność spowodowała szkodę, oraz wykazaniu uszczerbku, który ma zostać skompensowany.

¹²Art. II ust. 1 Konwencji wiedeńskiej por. art. 2 ust. a Konwencji paryskiej.

¹³Regres, zwany też roszczeniem regresowym lub zwrotnym – roszczenie, które wynika z faktu spełnienia świadczenia przez jedną z osób współodpowiedzialnych za dług lub z faktu przyjęcia świadczenia przez jednego ze współuprawnionych i mające za przedmiot dokonanie podziału ciężaru długu lub korzyści wynikających ze spełnienia świadczenia. Rodzajem regresu jest regres ubezpieczeniowy.

¹⁴Por. art. II i X Konwencji wiedeńskiej i art. 6 Konwencji paryskiej.

¹⁵Por. art. II ust. 3 pkt a Konwencji wiedeńskiej i art. 3 ust. b Konwencji paryskiej.

¹⁶Odpowiedzialność solidarna, zwana też zobowiązaniem solidarnym, rodzaj zobowiązania prawnego charakteryzującego się tym, że po stronie uprawnionej lub zobowiązanej występuje więcej niż jedna osoba, a jego przedmiotem jest tylko jedno świadczenie, którego spełnienie powoduje wygaśnięcie całego zobowiązania solidarnego.

¹⁷Art. V ust. 1 pkt b Konwencji wiedeńskiej.

Skandalizowanie odpowiedzialności eksploatującego wprowadza również ułatwienia proceduralne – unika się wielość podmiotów w procesie po stronie pozwanej, dzięki czemu postępowanie zyska na efektywności, a jeśli przepisy proceduralne na to zezwalają – wstąpienie do istniejącego procesu innych poszkodowanych, którzy opierają swe roszczenie na takiej samej podstawie faktycznej i prawnej. Ułatwienie w dochodzeniu roszczeń łączy się z dostępnością funduszu ubezpieczeniowego i uzyskaniem wypłaty zasądzonego odszkodowania. Zasada skupienia odpowiedzialności eksploatującego przyczynia się do koncentracji i specjalizacji działań ubezpieczeniowych w zakresie kompensacji szkód jądrowych, a rozbitcie odpowiedzialności na wiele podmiotów może doprowadzić do degradacji jakości ubezpieczenia i zmniejszenia efektywności funkcjonowania tego instrumentu.

Należy jednak również zaznaczyć, iż koncepcja skandalizowania odpowiedzialności operatora jądrowego ma swoje negatywne strony. Jak było zaznaczone wcześniej, wyłącza ona odpowiedzialność bezpośredniego sprawcy, który spowodował incydent jądrowy będący źródłem szkody. Skupienie odpowiedzialności w osobie operatora jądrowego może doprowadzić do destabilizacji działania przedsiębiorstwa na skutek działań osób trzecich, na których czynności operator nie ma wpływu, np. szkoda spowodowana przez przewoźnika materiału jądrowego. Jednakże, korzyści płynące z tej zasady przeważają, zapewniając większą stabilność obrotu, nad jej negatywnymi skutkami, które mogą zostać zniwelowane w pewnym zakresie za pomocą instytucji prawa regresu.

Należy zaznaczyć, że instytucja wyłącznej odpowiedzialności eksploatującego została zastosowana w łagodniejszej formie w konwencjach traktujących o transporcie morskim i kolejowym. Najbliższa konstrukcja znana z Konwencji jądrowych znajduje się w międzynarodowej konwencji o odpowiedzialności cywilnej za szkody spowodowane zanieczyszczeniem olejami, zwanej CLC. Oficjalna nazwa konwencji brzmi *International Convention on Civil Liability for Oil Pollution Damage*, sporządzona została 29 listopada 1969 roku w Brukseli. Polska przyjęła ją w 1976 roku. Ostatecznie została zmieniona protokołem zmieniającym w 1992 roku. Art. III ust. 4 Konwencji CLC mówi o odpowiedzialności właściciela statku za spowodowaną szkodę: „Roszczenia o odszkodowanie za szkodę spowodowaną zanieczyszczeniem nie można dochodzić wobec właściciela na innej podstawie niż w oparciu o niniejszą konwencję. Z zastrzeżeniem ustępu 5 niniejszego artykułu roszczenia o odszkodowanie za szkodę spowodowaną zanieczyszczeniem nie można dochodzić na podstawie niniejszej konwencji lub w inny sposób wobec podwładnych bądź agentów właściciela lub członków załogi; [...]”. Art. III ust. 5 stanowi o prawie regresu: „Nic w niniejszej konwencji nie przesądza prawa regresu właściciela w stosunku do osób trzecich.”.

Odpowiedzialność za szkodę wynikłą podczas przewozu

Zagadnieniem mogącym rodzić wątpliwości jest konieczność oznaczenia osoby odpowiedzialnej za szkodę jądrową powstałą w wyniku transportu materiału radioaktywnego. Może to w przyszłości spowodować wiele problemów w praktyce, ponieważ przewóz materiałów jądrowych jest ryzykowny – może stwarzać sytuacje narażenia osób postronnych na szkodliwe promieniowanie jonizujące. Co prawda, przewóz pierwiastków promieniotwórczych dokonywany jest w specjalnie do tego przeznaczonych hermetycznych pojemnikach osłonnych, minimalizując tym samym zagrożenie radiologiczne, jednakże do chwili ich dostarczenia mogą one stanowić potencjalne niebezpieczeństwo. W myśl prawa cywilnego za określoną rzecz ponosi odpowiedzialność ta osoba, pod której pieczęć ona pozostaje, a więc za ewentualne szkody przewoźnik powinien ponosić odpowiedzialność. Jednakże osoba przewożąca w przeważającej ilości przypadków nie jest specjalistą w dziedzinie fizyki jądrowej, nie posiada wystarczającej wiedzy na temat energetyki atomowej, by można było ją obciążyć surową odpowiedzialnością. Nie bierze ona udziału w czynnościach przetwórczych paliwa jądrowego ani nie zajmuje się ładowaniem go do odpowiednich pojemników – rola przewoźnika ogranicza się do fizycznego przemieszczenia przesyłki do miejsca docelowego, nie może on więc ponosić odpowiedzialności za ewentualne niedoskonałości etapu przechowywania poprzedzającego transport materiału jądrowego.

Należy zatem rozważyć, czy szkoda powstała podczas transportu paliwa jądrowego będzie stanowić wyjątek od zasady skandalizowania odpowiedzialności operatora jądrowego, czy też będzie jej potwierdzeniem. Odpowiedź na to zagadnienie przynoszą postanowienia aktów międzynarodowych oraz krajowych – odpowiedzialnością należy obarczyć eksploatującego urządzenie jądrowe¹⁸. Jednakże należy pamiętać, że przewóz materiałów promieniotwórczych odbywa się z jednej instalacji jądrowej do drugiej, niekoniecznie kontrolowanej przez tego samego operatora. Jest to powszechny stan faktyczny, który w razie wypadku może wymagać rozstrzygnięć wielu wątpliwości: który z operatorów będzie ponosić odpowiedzialność, czy będzie ona wyłączona w pewnej fazie transportu, jaki wpływ będzie mieć porozumienie między operatorami oraz jak będzie się kształtować odpowiedzialność kilku eksploatujących, gdy transport będzie obejmował materiały odebrane od kilku podmiotów lub podczas transgranicznego przewozu. W zakresie odpowiedzialności jednego eksploatującego postanowienia Konwencji paryskiej i wiedeńskiej są jednakowe¹⁹. Zasadą jest, że **odpowiedzialność ponosi osoba eksploatująca urządzenie jądrowe, z którego ten materiał został wysłany, chyba**

¹⁸Art. II Konwencji wiedeńskiej, por. art. 4 Konwencji paryskiej i art. 101 ust. 2 ustawy – Prawo atomowe.

¹⁹Art. II Konwencji wiedeńskiej, por. art. 4 Konwencji paryskiej.

że umowa pomiędzy odbiorcą a wysyłającym stanowi inaczej. Oznacza to, że pierwszeństwo mają postanowienia umowne – to ona powinna określać, na jakich warunkach przenoszona jest odpowiedzialność za przewieziony materiał promieniotwórczy. Należy zadać sobie pytanie, co w przypadku gdy taka umowa nie powstanie? Czy za materiał jądrowy odebrany przez innego operatora będzie odpowiadać osoba wysyłająca? Konwencje przewidują trzy przypadki zmiany osoby odpowiedzialnej za przewieziony materiał jądrowy:

- w przypadku braku wyraźnych postanowień umownych wymagane jest **faktyczne objęcie pieczy** nad dostarczonym materiałem jądrowym,
- chęć użycia odebranego materiału promieniotwórczego jako paliwa do reaktora jądrowego stanowiącego źródło napędu środka transportu (najczęściej okrętu morskiego) i objęcie nad nim pieczy przez osobę upoważnioną do eksploatacji tego reaktora,
- w przypadku wysłania materiału jądrowego do osoby nie będącej stroną Konwencji wiedeńskiej lub paryskiej **operator wysyłający zwolniony będzie z odpowiedzialności po wyładowaniu przesyłki** ze środka transportu, którym przybył na terytorium tego państwa. Analogicznie, w przypadku wwozu materiału jądrowego z państwa nie będącego stroną Konwencji przejęcie odpowiedzialności przez operatora przyjmującego następuje tylko w sytuacji wyrażenia na to pisemnej zgody i dopiero po załadowaniu przesyłki na środek transportu, którym ma być przewiezony z terytorium tego państwa.

W przypadku przewozu pomiędzy państwami nie będącymi stronami Konwencji o odpowiedzialności za szkody jądrowe powyższe zasady mogą być niewystarczające. Może być konieczne odniesienie do zasad międzynarodowego prawa prywatnego i rozpatrywanie roszczeń na podstawie ogólnych zasad odpowiedzialności odszkodowawczej, wymagając również stworzenia odpowiedniej procedury w porządkach wewnętrznych danych państw.

Uwagi dotyczące roszczeń regresowych

Powołując się na zasadę skanalizowanej odpowiedzialności osoby eksploatującego urządzenie jądrowe, można z pewnością stwierdzić, że do naprawienia szkody będzie pociągnięty operator, a dokładnie podmiot udzielający zabezpieczenia finansowego – najczęściej ciężar wypłacania odszkodowań będzie spoczywać na zakładzie ubezpieczeń lub Skarbie Państwa. Wątpliwości może nasuwać okoliczność spowodowania szkody jądrowej w wyniku działania osoby trzeciej, za którą operator urządzenia nie ponosi odpowiedzialności. Należy rozważyć, czy można na nią

przerzucić ciężar indemnizacji spowodowanej szkody jądrowej.

Konwencja wiedeńska w pierwotnym brzmieniu z 1963 roku nie stanowiła *expressis verbis* o kwestii bezpośredniej odpowiedzialności osoby trzeciej, która spowodowała szkodę jądrową²⁰. W traktatach za to przewidziano możliwość wystąpienia z roszczeniem regresowym w dwóch przypadkach²¹. Pierwszym z nich jest sytuacja, gdy osoba trzecia swoim umyślnym zachowaniem powoduje powstanie szkody jądrowej, a operator nie jest z tego powodu wyłączony od ponoszenia odpowiedzialności. To eksploatujący zobowiązany jest do naprawienia szkody, a następnie może wystąpić z roszczeniem zwrotnym przeciw osobie trzeciej. Jest to jedynie pozorna ochrona interesów osoby eksploatującej, ponieważ nie jest możliwe, by jakakolwiek osoba fizyczna dysponowała środkami odpowiednimi do poniesienia pełnej odpowiedzialności za szkodę jądrową (nawet jeśli działa w imieniu i na rzecz osoby prawnej). Ponadto, udowodnienie przez powoda umyślnego spowodowania szkody jest w zasadniczo niemożliwe.

Konwencje przewidują znacznie silniejszy instrument prawny, czyli **klauzulę umowną pomiędzy eksploatującym a osobą trzecią**. Jest to narzędzie dające możliwość dochodzenia zwrotu wypłaconych tytułem odszkodowań kwot od kooperantów operatora jądrowego, tj. dostawców, konstruktorów, przewoźników. Dzięki temu zabezpiecza się interesy eksploatującego, który do swojej działalności zmuszony jest korzystać z usług podmiotów trzecich i wykorzystywać dostarczone surowce i materiały, zakupione urządzenia i technologie, przerzucając ciężar odpowiedzialności za wadliwość dostarczonych mu produktów.

Możliwe jest zdanie, że art. X Konwencji wiedeńskiej lub art. 6 ust. f Konwencji paryskiej nie dają szczególnej ochrony interesów operatora jądrowego, ponieważ ciężar udowodnienia umyślności wywołania szkody jest bardzo trudny, a zasady ogólne prawa cywilnego dają możliwość dochodzenia przez eksploatującego odpowiedzialności za wadliwe działanie swoich usługodawców.

Należy jednak podkreślić, że eksploatujący, opierając się na zasadzie bezpośredniego stosowania umów międzynarodowych, może przed sądem powoływać się na stosowne przepisy Konwencji, używając ich jako podstawę prawną do wystąpienia z roszczeniem zwrotnym, niezależnie od treści ustawodawstwa krajowego, co może przyspieszyć ewentualne postępowanie sądowe.

Podsumowanie

W powyższym artykule przybliżono najważniejsze postanowienia obu traktatów o odpowiedzialności za szkodę jądrową, które definiowane są jako zasada wyłącznej lub

²⁰Tą kwestię doprecyzowuje art. 6 ust. 4 Protokołu Zmieniającego Konwencję wiedeńską z 1997 r., wysuwając operatora urządzenia jądrowego na pierwszy plan przy indemnizacji szkody jądrowej.

²¹Art. X Konwencji wiedeńskiej, por. art. 6 ust. f Konwencji paryskiej.

skanalizowanej odpowiedzialności operatora jądrowego. Bez wątplenia jest to cecha charakterystyczna tej gałęzi prawa, która kształtuje szczególnie reżim odpowiedzialności za szkodę jądrową. Ma ona ogromne znaczenie praktyczne – wprowadza szereg ułatwień dla ewentualnych poszkodowanych przez działania promieniowania jonizującego, ale także ułatwia obrót gospodarczy – zwalnia ze szczególnej formy odpowiedzialności podmioty wykonujące usługi na rzecz osoby eksploatującej oraz podmioty trudniące się przewozem materiałów promieniotwórczych i paliwa jądrowego. Analizując całość postanowień obu Konwencji, nasuwa się wniosek, że skanalizowanie odpowiedzialności operatora jest najmocniejszą formą ochrony innych podmiotów, które mogą być dotknięte szkodą jądrową – zapewnia uproszczenia proceduralne przy dochodzeniu swoich roszczeń oraz zapewnia stabilizację stosunków kooperacji gospodarczej przewoźników, a także innych przedsiębiorców współpracujących z operatorem jądrowym.

Notka o autorze

Mgr Maciej Lemiesz – absolwent Wydziału Prawa i Administracji Uniwersytetu Łódzkiego, były stażysta-wolontariusz w Departamencie Prawnym Państwowej Agencji Atomistyki.

Literatura

1. *Article-by-article Comments on the Draft International Convention on Minimum International Standards Regarding Civil Liability for Nuclear Damage*. Official Records, IAEA, Wiedeń 1964, s. 73.
2. Brodecki Z., „Odpowiedzialność cywilna za szkodę jądrową w świetle konwencji międzynarodowych”, Warszawa 1980 r., s. 12.
3. Convention on Third Party Liability in the Field of Nuclear Energy z dnia 29 VII 1960 r. z późniejszymi zmianami.
4. 1963 Vienna Convention on Civil Liability for Nuclear Damage z dnia 21 V 1963 r. z późniejszymi zmianami.
5. *Expose des Motifs. Paris Convention on Third Party Liability in the Field of Nuclear Energy*. Paris 1989, s. 41.
6. Joint Protocol relating to the application of the Vienna Convention and the Paris Convention z dnia 21 IX 1988 r.
7. Protokół Zmieniający Konwencję wiedeńską z 1963 r. o odpowiedzialności cywilnej za szkodę jądrową, z dnia 12 IX 1997 r.
8. Protocol to Amend the Convention on Third Party Liability in the Field of Nuclear Energy of 29 July 1960, as Amended by the Additional Protocol of 28 January 1964 and by the Protocol of 16 November 1982 z dnia 29 lipca 1960 r.
9. Łopuski J., *Liability for Nuclear Damage. An International Perspective*, Warszawa 1993, s. 38–39.
10. Majda R., *Cywilna odpowiedzialność za szkodę jądrową w polskim prawie atomowym*, Łódź 2006, s. 113–140.
11. Ustawa z dnia 29 listopada 2000 r. – Prawo atomowe (Dz.U. z 2014 r. poz. 1512) z późniejszymi zmianami.
12. Pelzer N., *Concepts of Nuclear Liability Revised a Post-Chernobyl Assessment of the Paris and Vienna Convention*, w: *Nuclear Energy Law after Chernobyl*, red. Kuhn W., Londyn 1988, s. 426.
13. Pelzer N., *Focus on the Future of Nuclear Liability Law*, w: *Reform of the Civil Nuclear Liability, Budapest Symposium 1999*, Paryż 2000, s. 430.
14. Schwarz J., *International Nuclear Third Party Liability Law: The Response to Chernobyl*, w: *International Nuclear Law in the Post-Chernobyl Period*, OECD, 2006, s. 37–72.
15. Stoiber C., Baer A., Pelzer N., Tonhauser W., *Handbook on Nuclear Law*, Wiedeń 2003, s. 107–118.
16. Stoiber C., Cherf A., Tonhauser W., Carmona M.: *Handbook on Nuclear Law: Implementing Legislation*, Wiedeń, 2010, s. 99.

Problemy zasad ochrony radiologicznej w obszarze małych dawek promieniowania

Joanna Reszczyńska, Ludwik Dobrzyński
Narodowe Centrum Badań Jądrowych

Wstęp

Standardy ochrony radiologicznej, które są uważane za wyznacznik bezpieczeństwa stosowanych metod zarówno dla lekarzy, jak i uczonych, w ostatnich latach wzbudzają coraz więcej kontrowersji w obu tych środowiskach. Normy ochrony radiologicznej wprowadzane są do przepisów państwowych na podstawie zaleceń Międzynarodowej Komisji Ochrony Radiologicznej (ICRP – *International Committee for Radiation Protection*), która podaje definicje dawek promieniowania i określa skutki ich działania. ICRP opiera swoje zalecenia na koncepcji **liniowej i bezprogowej reakcji organizmu** na dawkę promieniowania jonizującego – LNT (*Linear No Threshold Theory*) oraz na **zasadzie przeczności** (*Precautionary principle*). Konsekwencją obu założeń jest zasada ALARA (*As Low As Reasonably Achievable*), która mówi, że ekspozycja w procedurach z użyciem promieniowania jonizującego powinna być tak niska, jak to jest rozsądnie osiągalne. Zasada LNT przyjmuje sumowanie się dawek, uzasadnia stosowanie dawki kolektywnej (sumowania dawek indywidualnych dla populacji) oraz dawki obciążającej (sumowania dawek indywidualnych otrzymanych w danym przedziale czasowym). ICRP wyróżnia różnicę w działaniu małych dawek (poniżej ok. 100 mSv) i dużych, wprowadzając czynnik DDREF (*Dose and Dose Rate Effectiveness Factor*), nie rezygnując jednocześnie z koncepcji liniowości reakcji. Liniowość ta jest wygodna – zakłada, że zarówno dawki, jak i ich efekt się sumują. Czy tak jest naprawdę? Czy zalecenia ICRP oparte są na podstawach naukowych i aktualnych poglądach naukowych na efekty niskich dawek?

Problem dawek granicznych

W przemyśle jądrowym, radioterapii oraz radiologii interwencyjnej zdarzają się przypadki napromienienia, których

efektami są zarówno charakterystyczne zmiany popromienne, jak i odległa w czasie zapadalność na choroby nowotworowe. Aby uniknąć niepożądanych konsekwencji dawek promieniowania, niezbędną rzeczą było określenie dawek referencyjnych dla pacjentów, a w wypadku ogółu populacji – dawek granicznych, których przekroczenie może spowodować niekorzystne efekty dla zdrowia. Taki poziom odniesienia powinien jednocześnie zapewniać społeczeństwu informację – jaka dawka promieniowania jonizującego jest uważana jako szkodliwa. W systemie prawnym, związanym z ochroną radiologiczną, przekroczenie dawki granicznej skutkuje również sankcjami prawnymi. Jest podstawą do podejmowania działań administracyjnych, np. decyzji o przesiedlaniu ludności z obszarów, w których dawka graniczna została przekroczona, np. w wypadku awarii jądrowej.

W ustawie Prawo atomowe [1] widnieje zapis informujący o tym, że osoba z ogółu społeczeństwa w Polsce nie powinna w ciągu roku kalendarzowego otrzymać dodatkowej (tj. pochodzącej od źródeł sztucznych pozamedycznych) dawki efektywnej (na całe ciało) powyżej wartości 1 mSv, pracownik zawodowo narażony na opisywany czynnik – 20 mSv – ponad nieuniknioną dawkę od promieniowania naturalnego (ok. 2,4 mSv). Ten przepis może nieść pewną nieścisłość, ponieważ forma wykonywanej czynności zawodowej nie może wpływać na odrębną radiowrażliwość organizmu, co mogą sugerować podane w przepisach wartości. Spoglądając na tę sytuację z innej perspektywy – dopuszczamy narażenie pracownika na dawki 20-krotnie większe od granicy bezpieczeństwa, przyjętej dla ogółu ludności, ponieważ istnieje nieunikniona konieczność wykonania pewnej czynności zawodowej oraz założona lepsza opieka medyczna takiej osoby. Oczywiście nie obserwuje się różnej promieniowrażliwości ogółu ludności i pracujących zawodowo. Zasadne jest zatem pytanie, czy urzędowo określona dawka 20 mSv jest, czy nie jest szkodliwa. Jeśli nie jest, to w jakim celu uznawać

dawkę 1 mSv za dawkę graniczną dla ludzi nienarażonych zawodowo?

Następne zagadnienie związane jest z konsekwencjami biologicznego działania promieniowania jonizującego, które określane są poprzez przypisane dawce ryzyko wystąpienia pewnych efektów probabilistycznych, np. zachorowania na nowotwór. Jeśli uznajemy LNT, uznajemy tym samym, że każda dawka promieniowania jonizującego, nawet najmniejsza, jest szkodliwa, a więc ryzyko jest różne od zera. Jednakże, jeśli przez moment pomyślimy, że istnieje pewien próg dawki, jedynie powyżej którego można obserwować efekty negatywne dla zdrowia, to czy można w ogóle mówić o ryzyku poniżej tego progu? Słowo „ryzyko” jest tu kluczowe dla odbioru społecznego.

Naturalne tło promieniowania (cząstki wtórne generowane w atmosferze, produkty rozpadów izotopów znajdujących się w glebie i radonu w powietrzu oraz nuklidów w naszym organizmie) powoduje rocznie absorpcję ponad dwukrotnie większej dawki u przeciętnego obywatela niż dawka graniczna, przy czym nie zaobserwowano żadnych negatywnych efektów pochodzących od promieniowania tła. Zgodnie z opinią UNSCEAR (*United Nation Committee for Effects of Atomic Radiation*) w wypadku dawek poniżej 100 mSv nie możemy prognozować żadnych negatywnych dla zdrowia efektów, a więc nie możemy też mówić o ryzyku.

Zagadnienie biologicznych skutków małych dawek interesuje lekarzy, radiologów, radiobiologów, fizyków, inżynierów na całym świecie, a prezentowane w literaturze wyniki są często sprzeczne. Z tego względu w roku 2014 zawiązało się międzynarodowe i międzydyscyplinarne towarzystwo o akronimie SARI (*Scientists for Accurate Radiation Information*)¹, mające na celu wnikliwą analizę opublikowanych danych, pod kątem narażenia na małe dawki promieniowania jonizującego. Nie mamy danych, aby przy wartościach poniżej 100 mSv, które otrzymują pacjenci poddawani badaniu diagnostycznemu z użyciem promieniowania jonizującego, powstawały negatywne skutki dla zdrowia pacjentów.

Chociaż przepisy ochrony radiologicznej jednoznacznie nie ograniczają dawek stosowanych w procedurach medycznych (o ich potencjalnej korzyści klinicznej decyduje lekarz), z informacji zawartych we fragmentach ustawy można odnieść wrażenie, że takie badania należałoby kwalifikować jako niebezpieczne oraz prowadzące do nadmiarowego ryzyka. Na przykład, w często stosowanej obecnie tomografii komputerowej pojedyncze dawki standardowo przekraczają wartość dawki 1 mSv, a nierzadko 10 mSv. Jedno zdjęcie rentgenowskie klatki piersiowej skutkuje dawką rzędu 0,11 mSv, natomiast średnia dawka skuteczna przypadająca na jedno badanie rentgenowskie w Polsce wynosi 1,2 mSv. Taka definicja dawki,

podawana w jednostkach siwerta, uwzględnia zarówno rodzaj stosowanego promieniowania, jak i radiowrażliwość poszczególnych tkanek.

Syndrom Hiroszimy i Nagasaki, Czarnobyla i Fukushima

W powszechnej świadomości istnieje przekonanie, że wskutek bombardowań jądrowych w Hiroszynie i Nagasaki tysiące ludzi zmarło z powodu chorób nowotworowych, a awaria reaktora w Czarnobylu spowodowała lub spowoduje zgon nawet setek tysięcy. Niektóre ofiary tych wydarzeń otrzymały znaczące dawki przekraczające 500 mSv. Jednakże badania pokazały, że w Hiroszynie i Nagasaki stwierdzono do tej pory około 600 nadmiarowych, śmiertelnych nowotworów², a przyczyną około 200 tysięcy zgonów były skutki mechaniczne i termiczne uwolnienia niezwykle wysokiej energii w krótkim czasie, czyli wybuchu bomby jądrowej. Zdecydowana większość wspomnianych nowotworów dotyczyła ofiar, które otrzymały duże dawki, powyżej 1 Sv. W kontekście liczby nadmiarowych nowotworów warto zauważyć, że w grupie około 90 000 ocalałych, badanych regularnie od wczesnych lat 50. XX w., około 20 000 umarło już lub umrze na jakiś rodzaj nowotworu nie będącego skutkiem napromienienia.

W następstwie katastrofy w Czarnobylu – największej z możliwych katastrof w przemyśle jądrowym – zmarło ze względu na ostrą chorobę popromienną 28 osób, a śmiertelność ze względu na raka tarczycy, którą można przypisać promieniowaniu, odnotowano u około 15 dzieci. Spośród 106 ratowników, wyleczonych z ostrej choroby popromiennej, zmarło do dziś 19, co jest normalnym odsetkiem zgonów w grupie o takiej liczebności (*nota bene*, jedynie kilku spośród nich zmarło na nowotwór). Prawdą jest, że po wybuchu reaktora w Czarnobylu stwierdzono do dziś około 6700 nadmiarowych raków tarczycy, jednak ich większość jest zapewne skutkiem masowych i bardzo dokładnych badań przesiewowych, zdolnych wykryć nowotwór tarczycy, który powstał z powodu przemian metabolicznych i nie był konsekwencją napromienienia.

Panika wśród kobiet ciężarnych, wywołana strachem przed skutkami „promieniowania czarnobylskiego” spowodowała w Europie, jak oceniono, około 100 tysięcy bezpodstawnych aborcji. Psychiczne skutki awarii w Czarnobylu są do dziś najpoważniejszymi skutkami zdrowotnymi tego wydarzenia.

Awaria reaktorów w Fukushima w 2011 roku nie spowodowała ani jednego zgonu wywołanego działaniem promieniowania jonizującego. Jednocześnie jednak poskutkowało potężnym stresem nie tylko wśród ponad 150 000 ludności zmuszonej do opuszczenia swych domów (zgodnie z Japan Times z 2014 r. i pracą [2], w tej grupie

¹ <http://radiationeffects.org/>

² Jest to liczba nadmiarowych zgonów na choroby nowotworowe. Typowo, rocznie notuje się ok. 20% zgonów spowodowanych nowotworami. Tak więc dla próbki 95 000 osób można oczekiwać 19 500 zgonów nowotworowych.

zanotowano ponad 1600 zgonów spowodowanych niepożądaną akcją przesiedleńczą), ale i u reszty społeczeństwa. Nie znamy podobnej liczby dla Rosji, Ukrainy i Białorusi, jednak wiemy, że liczba cierpiących tam na choroby o podłożu psychosomatycznym może dotyczyć około miliona osób. Radiofobia zebrała po raz kolejny swoje żniwo.

Skąd pochodzą przypuszczenia lub przewidywania dziesiątków czy setek tysięcy zgonów, będących skutkiem owych katastrof? Tu właśnie dochodzimy do istoty sprawy, tj. do relacji między normami w ochronie radiologicznej, ich społecznej percepcji a rzeczywistym zagrożeniem radiacyjnym.

Odbiór społeczny norm prawnych ochrony radiologicznej

Prawodawca musi zdawać sobie sprawę z tego, że wprowadzone przez prawo normy ochrony radiologicznej jednoznacznie wskazują w powszechnym odbiorze na poziom dawki, powyżej którego zaczyna się realne zagrożenie zdrowia i życia. Strach związany z brakiem poczucia bezpieczeństwa wywołuje w nas stres, który może być źródłem poważnych schorzeń, w tym psychicznych. Dlatego w Czarnobylu i Fukushima podjęto decyzję o masowych przesiedleniach? Właśnie dlatego, że normy ochrony radiologicznej wskazywały na znaczące ryzyko zdrowotne związane z obecnością promieniowania. To jasno pokazuje, jak ważną rzeczą jest ustalanie takich norm. Politycy nie będą rozważać, czy są one lepiej czy gorzej uzasadnione naukowo – oni muszą decydować, opierając się na normach prawnych.

W niniejszej artykule chcemy zwrócić uwagę na istotę problemu przyjętych rozwiązań ochrony radiologicznej, wskażemy źródła, na których opiera się obecna ochrona radiologiczna oraz przedstawimy wyniki prac naukowych, które kwestionują stosowanie zasady przezorności w obszarze małych dawek (<100 mGy przy jednorazowej ekspozycji krótkotrwałej) i mocy dawek (<0,1 mGy/min przy ekspozycji przewlekłej). Jednocześnie należy mieć na uwadze trudności towarzyszące ustalaniu optymalnych norm bezpieczeństwa. Za materiał wyjściowy powinny posłużyć dwie prace [3, 4] opublikowane w Biuletynie PAA *Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna*. Większość faktów dotyczących problemu działania małych dawek została ostatnio przedstawiona w znakomitym opracowaniu [5] opublikowanym przez J. Cuttlera.

Istotne założenia w ochronie radiologicznej i ich logiczne konsekwencje

Jak wspomniano we wstępie, podstawą przyjętych obecnie norm ochrony radiologicznej jest założenie, iż każda dawka promieniowania jonizującego jest potencjalnie szkodli-

wa, a stopień jej szkodliwości (tj. prawdopodobieństwo wystąpienia choroby nowotworowej u człowieka) rośnie liniowo ze wzrostem dawki. Ta liniowość nie budzi zastrzeżeń w obszarze dużych dawek, powyżej 500 mSv. Jednakże opis skutków biologicznych w zależności od rodzaju promieniowania i napromieniowywanych narządów pozostaje sprawą złożoną

Dawki wyrażane w siwertach (Sv) to tzw. dawki równoważne lub dawki skuteczne. Dawkę równoważną oblicza się, mnożąc dawkę pochłoniętą przez stały czynnik opisujący skuteczność biologiczną dawki danego typu promieniowania (silnie jonizującego) względem tej samej dawki promieniowania gamma (słabo jonizującego) – współczynnik wagowy promieniowania. Wyrażając dawkę w siwertach, z góry zakładamy, że istnieje proporcjonalność między biologicznym skutkiem promieniowania (w szczególności wzrostem prawdopodobieństwa zachorowania na nowotwór) a wielkością dawki pochłoniętej, mierzonej w grejach (Gy). Jednostka ta jest jednoznacznie zdefiniowana jako energia deponowana przez promieniowanie jonizujące w jednostce masy (1 Gy = 1 J/kg). Dawka wyrażona w siwertach niesie ze sobą pewne nieścisłości związane z interpretacją ilościową tychże biologicznych efektów. Ile bowiem komórek może zabić cząstka alfa o energii 5 MeV? Ze dwie lub trzy zabite komórki nie mogą zostać zmutowane i dalej się powielać, zatem duża część dawki od promieni alfa nie powoduje efektów mutagennych. O problemach związanych z przejściem od grejów do siwertów może dowodnie świadczyć choćby wprowadzana co pewien czas przez ICRP zmiana współczynników radioczułości poszczególnych narządów.

W toksykologii kanonem jest to, że działanie związków chemicznych na organizmy jest silnie, ale nie liniowo, związane z dawką. W małych dawkach toksyczne związki chemiczne mogą przynosić efekty lecznicze, zaś ich szkodliwość pojawia się dopiero po przekroczeniu pewnej dawki krytycznej – dawki progowej. Analogicznie, substancja lecznicza działa pozytywnie na nasze zdrowie w odpowiednio dobranych, małych dawkach, natomiast powyżej dawki maksymalnej (progowej) wprost przeciwnie. Mamy też do czynienia z odwrotnym efektem: brak niezbędnej ilości pewnych pierwiastków (np. magnezu czy potasu) może powodować nieprawidłowe funkcjonowanie organizmu (negatywne skutki) i wówczas należy uzupełniać takie niedobory za pomocą suplementów codziennej diety. Jak widać, istnieją trzy obszary działania związków chemicznych: ich zbyt małe lub zbyt duże stężenie może prowadzić do uszczerbku na zdrowiu, w zakresie pomiędzy tymi wartościami (progami) możemy mieć do czynienia ze skutkami terapeutycznymi albo z uzyskaniem pewnego stanu równowagi w organizmie (homeostazy). Założenie, że jonizacja wywołana promieniowaniem powoduje wyłącznie potencjalny uszczerbek na zdrowiu, jest niewątpliwie bardzo mocne. W pracy [3] zacytowano niektóre z wielu wyników badań, które przeczą takiemu założeniu.

Gdyby skutki działania promieniowania miały rosnać liniowo z dawką, to suma dawek powinna działać jak pojedyncza dawka o sumarycznej wielkości. Jednakże można podać przykłady, które pokazują, że ta sama dawka podana w kilku frakcjach wywołuje mniejsze skutki, o czym najlepiej wiedzą radioterapeuci. W zakresie dużych dawek (rzędu 60 Gy na guz poddawany radioterapii) dawka ta podawane jest zwykle w 30 frakcjach po 2 Gy każda. Jednocześnie podanie dawki 60 Gy dałoby niekorzystny – zbyt duży efekt (szczególnie dla zdrowych tkanek otaczających guz), co oznacza, że sumowanie dawki w biologii nie oznacza liniowego sumowania jej efektu. Powyższe wartości przypisane są w ochronie radiologicznej do tzw. dużych dawek (choć w radioterapii dawka 2 Gy jest uważana za małą). Tym bardziej nie należy oczekiwać liniowego sumowania efektu sumowanych dawek w zakresie dawek małych, co zostało już wielokrotnie stwierdzone w doświadczeniach radiobiologicznych na modelach komórkowych i zwierzęcych.

Naturalną konsekwencją przyjęcia założeń LNT jest stosowanie, szczególnie w procedurach medycznych, zasady ALARA – ograniczającej dawki do rozsądnie najmniejszych. W pracy [4] pokazano, że z jednej strony zasada ALARA nie jest przekonująco oparta na mocnych fundamentach naukowych, z drugiej zaś może prowadzić do efektów przeciwnych do zamierzonych. Zły obraz otrzymany przy użyciu zbyt małej dawki może skutkować złą diagnozą, zdecydowanie niekorzystną dla pacjenta.

Jest i trzecia kwestia, kluczowa dla rozumienia procesów zachodzących pod wpływem promieniowania: to podstawowe procesy biologiczne, które każą organizmowi reagować na czynnik prowadzący do uszkodzeń np. cząsteczki DNA. Codziennie w efekcie reakcji metabolicznych zostaje uszkodzonych około 10 000 komórek ludzkich. Uszkodzenia mogą prowadzić do mutacji, a dalej do transformacji nowotworowych. Dlaczego więc nowotwory występują tak rzadko? Z kolei, dawka 1 mGy powoduje około 7 milionów mniej mutacji komórkowych [6, 7], więc dlaczego taka dawka ma być groźna dla zdrowia? Nasze zdrowie i długość życia zależą w krytyczny sposób od działań systemu naprawy uszkodzeń popromiennych, będącego elementem układu odpornościowego organizmów żywych. Biologia i fizyka układów złożonych wykluczają liniowe działanie postulowane przez LNT, hipotezę zbudowaną *ad hoc* na podstawie błędnej interpretacji wyników (patrz [8]). Najprostsze symulacje komputerowe zjawisk biologicznych, w większości liniowych w obszarze małych dawek, dają z reguły sigmoidalną zależność dawka-efekt [9].

Ryzyko nowotworowe

Według raportów ICRP ryzyko zachorowania na nowotwór wzrasta o 5% na Sv. Możemy przyjąć tę ocenę, gdy

rozpatrujemy narażenia dawkami skutecznymi rzędu siwerta i wyżej. Jak wspominaliśmy, w obszarze małych dawek Komisja uznaje, że taki współczynnik ryzyka jest zbyt duży i postuluje zmniejszenie go o czynnik DDREF = 1,5–2, tj. do wartości około 2,0–2,5% na Sv [13]³. Niestety, nie rezygnuje się przy tym z założeń LNT. Takie podejście powoduje, że ocenia się, iż małe dawki w wielomiliardowym świecie mogą spowodować zgony tysięcy ludzi, tak jak to obliczano przy okazji awarii czarnobylskiej. Rzeczywistość pokazała nieprawdziwość takich obliczeń.

Na koniec zacytujmy dane dla 79 901 osób, które znalazły się w obszarze powyżej 3 km od strefy zero i ocalałych po bombardowaniu Hiroshimy i Nagasaki. Dane te pochodzą z raportu ICRP z 1994 roku [11]. Podają one liczbę nowotworów na 100 000 osób i są przedstawione w tabeli 1.

Tabela 1. Dane pochodzące z raportu ICRP z 1994 roku [11] prezentujące liczbę przypadków nowotworów litych względem dawki równoważnej.

Przedział dawek [mSv]	Znormalizowane do 100 000
„zero”	13 748
1	12 806
5–100	13 494
100–200	15 476
200–500	16 752
500–1000	19 094
1000–2000	23 949
2000	26 808

Z danych tych jasno wynika, że częstość wystąpienia potencjalnych nowotworów, powstałych w wypadku dawek mniejszych niż 100 mSv, nie różni się od częstości nowotworów wśród osób, których dawkę można zaniedbać, praktycznie uznać za zerową.

Dopiero powyżej wartości 100 mSv widzimy wzrost tej częstości. Inaczej mówiąc, dane te sugerują istnienie wartości progowej, powyżej której występuje wyraźny wzrost częstości zapadalności na nowotwory.

Również w wypadku białaczek widać występowanie progu dawki [12]. Można tu postulować wystąpienie progu w okolicy wartości 250 mSv. Opierając się na danych Komitetu UNSCEAR⁴ z roku 1958 [14], dotyczących grupy 96 800 osób, J. Cuttler [15] wykazał, że wśród tych, którzy znaleźli się w obszarze bliższym niż 3 km od strefy zero, białaczki pojawiają się dopiero powyżej dawek około 500 mSv. To bardzo istotny wynik, gdyż białaczki związane są z uszkodzeniem wrażliwego szpiku kostnego i krwinek czerwonych. Można więc sądzić, że jeśli próg dla białaczek jest tak wysoki, to dla innego typu nowotworów nie

³ W wypadku białaczek czynnik DDREF (*DoseDose-RateEfficiencyFactor*) może wynosić 2–5 [14].

⁴ UNSCEAR – *United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation*.

powinien być niższy. Przytoczone wyżej dane ICRP 1994 wskazują jednak, że próg dla guzów litych jest raczej bliższy 100 mSv.

Czy promieniowanie jonizujące może być bezpieczne?

Jak omówiono w pracach [4, 5], istnieje szereg danych, na których podstawie możemy wnosić o pozytywnie wpływającym na zdrowie działaniu małych dawek. Efekt ten nosi nazwę „hormezy radiacyjnej” i jest znany od dziesiątków lat [16]. Nawet jeśli przyjąć, że występuje on tylko w nielicznych przypadkach, należałoby raczej zastanawiać się nad przyczyną takiej sytuacji, niż opierać się na dopasowaniu do danych linii prostej, zgodnej z LNT i traktować takie dopasowanie jako dowód słuszności tej hipotezy. Dobre dopasowanie zależności liniowej, prostej z założenia przecinającej początek układu (zero dawki i zero efektu), jest bowiem często wynikiem złej metodologii badań lub metody opracowywania wyników [8]. Autorzy niniejszego artykułu zdecydowanie opowiadają się za modelem progowym oraz hormezy radiacyjnej jako ogólniejszego opisu rzeczywistości. Hormezę radiacyjną stwierdzono w napromienianych koloniach komórkowych, w tkankach i u zwierząt, a także u ludzi o licznych schorzeniach, u których zastosowanie małych dawek przywróciło prawidłowe funkcjonowanie organizmu [17] lub zdecydowanie wydłużyło ich życie, a w nielicznych przypadkach paliatywnej terapii wykazało wyraźną skuteczność (mimo istnienia tego typu przykładów, zasady etyczne nie pozwalają dotychczas na kontrolowany eksperyment medyczny u ludzi).

Nie istnieją jednoznaczne statystycznie dane, które pokazywałyby, że otrzymanie przez człowieka dawki 100 mSv skutkowałoby zwiększonym ryzykiem choroby nowotworowej (ref. – *Health Physics Society Position Statement 2016*). W świetle tych faktów traci słuszność rozumowanie oparte na LNT, jak również zasada ALARA, którą można raczej zastąpić zasadą AHARS – akronimem ukutym przez W. Allisona – *As High as Reasonably Safe*, a więc [dawka] tak duża, jak rozsądnie bezpieczna. Włączenie do rozważań odpowiedzi adaptacyjnej, naturalnej dla organizmów, czyli wzmoczenie systemu naprawczego, tłumaczy jakościowo istnienie hormezy radiacyjnej [7]. Jeśli zatem będziemy ograniczali dawki promieniowania do poziomów, w których efekt hormezy może się pojawić, zamiast oszczędzania człowieka przed potencjalnie negatywnymi skutkami promieniowania spowodujemy wzrost ich zagrożenia. Jeśli natomiast przyjmiemy, że efekty szkodliwe pojawiają się dopiero powyżej progu rzędu kilkudziesięciu mSv, uznanie jako normy dawki rocznej 1 mSv prowadzi tylko do silnie zawyżonych wydatków na ochronę radiologiczną w zakresie progu.

Równie istotną sprawą jest moc dawki. Jak pokazuje praca [18], zarówno na poziomie molekularnym, komórkowym i tkankowym przy niskich poziomach mocy dawki obserwuje się mniejszą liczbę zmian niż przy wysokich mocach dawki. Gdyby wprowadzić czynnik DDREF, jak w wypadku rozpatrywania prawdopodobieństwa inicjacji lub śmiertelności nowotworowej w funkcji dawki [18], to czynnik ten byłby stosunkowo duży i wynosił 2–30. Przy niewielkich mocach dawek obserwuje się zachowanie typu hormetycznego. Hormeza nie jest zjawiskiem przypadkowym, ale pojawia się regularnie w wielu badaniach i zaprzeczanie możliwości jej istnienia, co się niestety zdarza, nie ma naukowych podstaw. Natomiast zasadne jest pytanie o uniwersalność samej hormezy. Mechanizmy biologiczne są skomplikowane i bardzo różnorodne. Efekt widoczny w jednym organizmie może nie pojawić się w innym, to co nie szkodzi jednemu – może zaszkodzić innemu. Niemniej jednak literatura XX i XXI wieku przyniosła tyle danych wskazujących na istnienie hormezy, że póki nie znajdziemy podobnej, wiarygodnej literatury przeczącej istnieniu tego zjawiska lub wartości progowej dawki dla efektów negatywnych (warto prześledzić pracę [8]), pogląd o wyłącznie negatywnych dla zdrowia skutkach działania promieniowania jonizującego będzie bezpodstawny. W szczególności ważnym postulatem jest wykorzystanie małych dawek w medycynie, szczególnie w podwyższeniu efektywności terapii nowotworów [19].

Zagadnienie hormezy jest rozpatrywane przez wielu uczonych od ponad 50 lat. W pracy Kauffmana [20] podano kilka przykładów świadczących tak o jej występowaniu, jak i przeciwko niej. To praca stosunkowo dawna, z roku 2003, niemniej jednak wciąż aktualna.

Jakie zasady i normy ochrony radiologicznej?

W świetle argumentów przedstawionych wyżej widać, że rozwiązanie problemu dawek granicznych nie jest rzeczą łatwą.

Właściwie mamy do czynienia z trzema problemami. Pierwszy to uznanie przez społeczność naukową istnienia w obszarze małych dawek zjawiska hormezy radiacyjnej oraz progę dla efektów szkodliwych, co oznacza zrezygnowanie z paradygmatu LNT oraz zasady ALARA jako sprzecznych z wiedzą o podstawowych mechanizmach biologicznych. Teoretycznie powinny być nawet dwa progi, gdyż istnieją dane mówiące, że nadmierne zmniejszenie dawki może także wywoływać efekty szkodliwe. Drugi to rozwinięcie wiedzy o mechanizmach biologicznych warunkujących hormezę. Trzeci zaś to przełożenie tej wiedzy na reguły ochrony radiologicznej. W pierwszych dwóch wypadkach obserwujemy systematyczny wzrost liczby prac pokazujących różne kanały reakcji biochemicznych, prowadzące do powstawania mechanizmów naprawczych, niezbędnych do uzyskania ostatecznego efektu hormezy. W trzecim mamy problem znacznie trudniejszy, gdyż

poruszamy się na styku wiedzy przyrodniczej, prawa, polityki społecznej, etyki i psychologii. Nieobojętna jest także ekonomia, gdyż koszty ochrony przed zagrożeniami nie mogą być nieznaczące dla rządu jakiegokolwiek państwa.

Petycje

Istnieje wiele dowodów naukowych, że dla małych dawek LNT nie jest właściwym modelem naukowym, z czego wynika, że obecny system OR nie jest całkowicie oparty na przesłankach naukowych. Mamy więc do wyboru – albo utrzymać, pomimo braku podstawy naukowej, obecny system, bo jest wygodny i prosty do zastosowania i egzekwowania prawnego, zaważy on znacznie rzeczywiste ryzyko przy małych dawkach, generuje radiofobię i powoduje rzeczywiste straty w ludziach przesiedlanych, mimo braku takiej potrzeby – albo silnie zrewidować cały system ochrony radiologicznej, w szczególności podwyższyć wartości dawek granicznych, zrezygnować z zasady ALARA, dawki kolektywnej i innych przepisów, wynikających z dogmatu LNT.

Radiofobia jako sposób postrzegania ryzyka radiacyjnego jest zasadniczym elementem utrudniającym i podrażającym stosowanie promieniowania jonizującego w energetyce, lecznictwie czy technice. Jeśli jednak system OR zmieniać, to brakuje obecnie propozycji do przyjęcia przez ogół, w jaki sposób można byłoby to zrobić – jest to obecne zadanie dla nauki, ICRP i regulatorów krajowych.

W 2016 roku, 9 i 13 lutego, członkowie SARI (C.S. Marcus, M.L. Miller, M. Doss) zwrócili się do amerykańskiego Państwowego Komitetu Radiologicznego (NRC – *National Radiation Committee*) z petycją dotyczącą uznania modelu hormezy jako podstawy tworzenia przepisów o dawkach granicznych. W petycji zwrócili uwagę m.in. na to, że oparcie zasad ochrony radiologicznej na założeniach LNT wstrzymuje badania nad terapeutycznymi zastosowaniami małych dawek do leczenia nowotworów i innych chorób.

Autorzy petycji sugerują:

- utrzymanie dawek dla osób narażonych zawodowo na obecnym poziomie 20 mSv, jednak w razie konieczności można dawkę tę zwiększyć do 100 mSv/rok,
- zrezygnowanie z zasady ALARA,
- zrównanie dawek dla ludności nienarażonej zawodowo z dawkami dla pracujących w narażeniu.

Analizę tej petycji i wniosków z niej płynących przeprowadził Shamoun [21], który zwrócił uwagę na to, że jeśli model hormezy jest prawdziwy, to utrzymywanie zasady ALARA jest szkodliwe dla zdrowia publicznego w obszarze dawek hormetycznych. Shamoun opowiada się za podjęciem przez NRC szczegółowej analizy dotyczącej ewentualnej przewagi modelu hormezy radiacyjnej nad LNT. Zgodnie z wynikami takiej analizy NRC powinno rozważyć ustanowienie nowych dawek granicznych.

Podobną w duchu petycję zgłosiło SARI 3 marca tego roku do EPA (*Environmental Protection Agency*), zwracając szczególną uwagę na ofiary przesiedleń po awarii fukushimskiej, bardzo wysokie koszty obecnej ochrony radiologicznej, konsekwentnie „czarny PR” wokół energetyki jądrowej, nakręcanie radiofobii, niebezpieczeństwo mylnych diagnoz medycznych, a także tłumienie badań medycznych nad rakiem, chorobą Alzheimerą itd.

W wypadku każdych agend regulacyjnych, ustanawiających dawki graniczne, istotne jest nie tylko chronienie ludności przed szkodliwymi efektami dawek promieniowania jonizującego, ale także ukazywanie możliwości wspierania zdrowia obywateli. Weryfikacja słuszności modelu hormezy radiacyjnej wymaga badań klinicznych nie tylko na zwierzętach, ale także u ludzi. Celem jest akceptacja braku ryzyka stosowania małych dawek w środowisku medycznym, jako uzasadnienia dla eksperymentu klinicznego. Wiele prac, które wydają się opowiadać za koncepcją LNT, zawiera liczne błędy metodologiczne [22], nie pozwalające uznać końcowych wniosków za prawdziwe. Komisje bioetyczne, głównie ze względów historycznych, są dziś mało przychylnie tego rodzaju doświadczeniom. Jednak, zdaniem autorów niniejszej pracy, ale także innych uczonych – nie tylko zgromadzonych w SARI – obecna wiedza przemawia raczej za szkodliwością zaniechania prowadzenia takich badań. W zasadzie nagromadzone fakty pozytywne dla zdrowia efektów napromieniowania małymi dawkami przekreślają dogmat LNT, oponujący, iż nie ma czegoś takiego jak „bezpieczna dawka”. Jeśli tak, to jest kwestią opracowania metodologii eksperymentu, aby potencjalny zysk z wyznaczenia progu na wystąpienie działań niepożądanych znacznie przekraczał ewentualne straty. Przy obecnym podejściu można (za wysoką cenę) sprowadzać dawki coraz głębiej w zakresie progu, a więc zacząć albo szkodzić zdrowiu, albo wydawać bezsensownie publiczne zasoby finansowe.

Oceny racjonalnych dawek progowych

Mohan Doss w swoim artykule z roku 2016 [23] podaje konkretne przykłady dawek progowych, poniżej których nie zanotowano szkodliwych skutków działania. W wypadku dawek intensywnie podawanych (jednorazowo w krótkim czasie) bierze pod uwagę dane z Hiroszimy i Nagasaki (*Life Span Studies*), z których wynika, że taki próg może wynosić nawet około 700 mGy. Ponieważ można kwestionować dokładność oceny wartości dawki (odtworzenia dawek otrzymanych przez Japończyków), powyższą liczbę możemy podzielić przez dwa i przyjąć dodatkowo czynnik 3 jako czynnik bezpieczeństwa. Reasumując – próg dla dawek podawanych intensywnie można bezpiecznie ustalić na 100 mGy. *Nota bene*, zgodnie z pracą [24] 100 mGy to granica obszaru małych dawek. Wspomniana wyżej petycja uczonych do NRC postuluje przyjęcie 100 mGy jako orien-

tacyjną dawkę graniczną – dopiero jej znaczne przekroczenie (powyżej np. dwóch razy) powinno powodować podjęcie działań ze względu na wzrost ryzyka zachorowania na nowotwór.

Niewątpliwie założenia LNT zostały wystarczająco zdyskredytowane, co każe nie tylko zastanowić się nad sensownością przyjętych dawek granicznych, ale także nad całą „filozofią” ochrony radiologicznej.

Obecna sytuacja prawna w Polsce

Prawo atomowe⁵ i ustawy z nim powiązane, m.in. Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 18 stycznia 2005 r. w sprawie dawek granicznych promieniowania jonizującego, normalizujące przepisy związane z ochroną radiologiczną. Określają one roczne dawki graniczne, nie uwzględniające narażenia pochodzącego od promieniowania naturalnego, przy czym największy w nim odsetek pochodzi od radonu oraz produktów jego rozpadu, a także od procedur związanych z diagnostyką i terapią medyczną. Dla Polski ta wartość została określona w Raporcie Państwowej Agencji Atomistyki z roku 2015 jako 3,31 mSv. Na wartość limitów składają się następujące elementy: obecność sztucznych radionuklidów w żywności i środowisku pochodzących z wybuchów jądrowych i awarii radiacyjnych (oszacowana na 0,01 mSv), wykorzystywanie wyrobów powszechnego użytku emitujących promieniowanie (średnia wynosi 0,001 mSv), działalność zawodowa związana ze stosowaniem źródeł promieniowania jonizującego (średnio 0,002 mSv).⁶ Warto zauważyć, że nie podano niepewności określenia tych wartości – autorzy niniejszej pracy oceniają tę niepewność na co najmniej rzędu podanych wartości lub wyższą. Pomimo tak niskich wartości składowych dawek skutecznych, potencjalnie zwiększających tło promieniowania, nowelizacje w przepisach dążą do efektywnego zmniejszania dawek granicznych, motywując to uzyskaniem dalszej poprawy standardów bezpieczeństwa.

Dyrektywa Rady Unii Europejskiej 2013/59/EURATOM z dnia 5 grudnia 2013 roku, ustanawiająca podstawowe normy bezpieczeństwa w celu ochrony przed zagrożeniami wynikającymi z narażenia na działanie promieniowania jonizującego oraz uchylająca poprzednie dyrektywy, zawiera następujące pozycje, uwzględniające najnowsze zalecenia Komisji ICRP:

- narażenie medyczne,
- narażenie na radon w budynkach,
- narażenie na radon w miejscu pracy,
- narażenie podczas zdarzenia radiacyjnego,
- narażenie od źródeł niekontrolowanych i skażonych materiałów.

Jedną z zasadniczych zmian w przepisach jest uwzględnienie dawek pochodzenia naturalnego w wartości rocznej dawki granicznej. Wprowadzono również pojęcie ogranicznika dawki w przypadku narażenia zawodowego, narażenia ludności i narażenia medycznego, ustalone przez powołany organ regulacyjny. W świetle nowych przepisów ustalono poziom odniesienia dla średniorocznego stężenia radonu w powietrzu na 300 Bq/m³ zarówno w budynkach mieszkalnych, jak i miejscach zatrudnienia. Jest to kluczowy punkt zmian na podstawie dyrektywy, którego realizację opiera się na Krajowym Planie Działania w Zakresie Radonu w Polsce. Program będzie zawierał restrykcje związane z obowiązkiem wykonywania pomiarów stężenia promieniotwórczego gazu, prowadzonych przez akredytowane laboratoria, na podstawie nowych protokołów pomiarowych. Uwzględnia się również powołanie komisji ekspertów nadzorujących kwestie narażenia oraz stacji prowadzących bieżący monitoring środowiska i inicjatywy szkoleniowo-informacyjne mające na celu edukację społeczeństwa w zakresie wagi problemu i szkodliwości radonu. Tę szkodliwość można jednak silnie kwestionować [30]. Wszystkie tego typu działania obciążone są dużymi kosztami pochodzącymi z budżetu Państwa oraz w swojej konsekwencji mogą zwiększyć poziom strachu przed naturalnymi czynnikami środowiska wśród mieszkańców Polski. Dyrektywa będzie wymagała znaczących zmian w państwowych przepisach wykonawczych, ze względu na zaostrożony wymóg optymalizacji dawek w przypadku wszystkich warunków narażenia.

Na mocy powyższej dyrektywy prawodawcy państw członkowskich Unii zostają zobowiązani do wprowadzenia aktu prawa zawierającego określone regulacje prawne, służące osiągnięciu wskazanego w dyrektywie, pożądanego stanu rzeczy. Projekt ustawy planowany jest na listopad 2017 roku, wdrożenie powinno nastąpić najpóźniej do 6 lutego 2018 roku.

Na podstawie obecnych poglądów naukowych należałoby się spodziewać, że w aktualnie obowiązującym systemie powinno niebawem dojść do podwyższenia wartości limitów dawek i ograniczenia stosowalności ALARA w zakresie małych dawek. Dlatego nie należy pochopnie wprowadzać zmian np. w zakresie regulacji radonu – bo są kosztowne i bezcelowe. Zapewne dojdzie też do znacznego obniżenia współczynnika wagowego w_R dla promieniowania alfa. Dlatego lepiej nie obniżać obecnych limitów dawki i pozostać biernym, dopóki nie dojdzie do zmian, wprowadzać zaś je tylko wtedy, gdy wymuszą to dyrektywy UE, pomimo protestów np. naukowców z Polski i innych krajów UE. A nam pozostaje włączyć się w badania światowe nad małymi dawkami – bo to jest aktualny „kierunek nauki” w zakresie badań radiacyjnych – należy więc zabiegać o rozwój takich badań w Polsce.

⁵ Ustawa z dnia 29 listopada 2000 r. – Prawo atomowe (Dz.U. z 2014 r. poz. 1512, z 2015 r. poz. 1505 i 1893 oraz z 2016 r. poz. 266).

⁶ Raport Państwowej Agencji Atomistyki z 2015 roku.

Koszty

Ocena kosztów ochrony radiologicznej nie jest łatwa, bo wpływa na nią szereg czynników. W roku 1975 prof. Bernard Cohen z Uniwersytetu w Pittsburgu pokazał, że np. zaostrenie w USA przepisów dotyczących dopuszczalnych dawek wokół elektrowni jądrowych znacznie podwyższyło koszty budowy reaktorów. Przyjmując oceny ICRP ryzyka śmiertelności nowotworowej z powodu otrzymania dawki promieniowania jonizującego, określił, iż koszt hipotetycznie (!) uratowanego życia przy nowo ustanowionej dawce granicznej wynosi około 2,5 miliarda USD! To wielokrotnie więcej, niż wydaje się na terapię pacjenta z nowotworem (innych terapii nie wspominając) czy na ochronę bezpieczeństwa w ruchu samochodowym. Koszty ochrony radiologicznej w stosunku do zagrożenia podczas dekontaminacji terenu w Newadzie są znacząco większe niż koszty ponoszone na ochronę przeciw dużo groźniejszym zdarzeniom (np. podczas transportu) [25]. Tymczasem na uratowanie życia jednego dziecka w Afryce wystarcza czasem kilkadziesiąt dolarów! [26]. Ta dysproporcja wydatków i potrzeb jest także obserwowana w przemyśle związanym z ochroną radiologiczną na całym świecie. Duże nakłady finansowe, pochodzące z publicznych zasobów, przeznaczane są na ograniczanie dawki dla przeciętnego obywatela (osłony, dozymetry, zabezpieczenia) nie do wartości poniżej progu 100 mSv, ale do wartości 100 razy mniejszej.

Nadmierne wydatki mogą być miarą strachu przed promieniowaniem, do którego w walnym stopniu przyczynia się przyjęcie dogmatu LNT. Ten sam strach również powstrzymuje wielu ludzi przed poddawaniem się badaniom medycznym, w których używa się promieniowania jonizującego. Powoduje on, że lekarze nie chcą mówić pacjentom, że tzw. obrazowanie rezonansem, to nic innego jak wykorzystanie zjawiska jądrowego rezonansu magnetycznego. Mimo nazwy, zjawisko to nie dotyczy promieniowania jonizującego tylko promieniowania w obszarze fal radiowych.

Zakończenie

Niewątpliwie przyszedł czas, aby poważnie rozważyć biofizyczne podstawy przepisów ochrony radiologicznej. Choć konieczność odrzucenia LNT i zasady ALARA wydaje się oczywista, w ocenie regulatorów jest, przynajmniej do dziś, inaczej. Niewątpliwie LNT nie można traktować jako hipotezy naukowej i istnieje zbyt wiele danych wskazujących, że punktem wyjścia do wiedzy o skutkach zdrowotnych małych dawek jest model hormezy radiacyjnej. Biorąc pod uwagę łatwość korzystania z LNT, być może można jednak wypracować pewien kompromis techniczny? Taką próbę podjął E. Calabrese [27], którego myśl jest następująca: maksymalna ochrona organizmu (efekt hormetyczny) pojawia się dla dawek, którym odpowiada

odpowieź organizmu 10^{-4} , obliczana dla ryzyka nowotworowego na podstawie LNT. Taką dawkę możemy przyjąć za progową. Przy większych dawkach można, zdaniem Calabresego, korzystać z LNT. W ten sposób odchodzimy od prawdy naukowej na rzecz pewnej praktyczności. Niestety, zupełnie nie załatwia to najistotniejszej sprawy: zniwelowania strachu ludzi przed promieniowaniem w obszarze małych dawek, przekonaniem ich, że nie tylko nie ma ryzyka nowotworowego, ale w tym obszarze dawek występują efekty korzystne dla zdrowia.

System ochrony radiologicznej ma za zadanie chronienie ludzi w dowolnym wieku, o różnym wykształceniu, żyjących w różnych warunkach socjalno-ekonomicznych itp. Patrząc na skrajny przypadek: jeśli 1% ludzi wykazywałoby nadwrażliwość na promieniowanie, czy powinno się kierować dobrem tej grupy, czy pozostałych 99%? Jak wspomnieliśmy, przestrzeganie norm ochrony radiologicznej jest kosztowne. Przyjmując normy właściwe dla tych hipotetycznych 99%, oszczędzamy znaczne środki, które możemy przeznaczyć w części na zwiększoną ochronę medyczną grupy nadwrażliwej. Oczywiście nie oznacza to, że nie mamy myśleć o zapewnieniu właściwej opieki medycznej dla tego 1% ludności. W każdym wypadku system prawny powinien być naukowo uzasadniony, zoptymalizowany i wskazujący na granice bezpieczeństwa. Regulator nie tylko musi zatem uwzględniać szereg czynników [28], ale także mieć świadomość, że przyjęcie dawki granicznej będzie w społecznym odbiorze odgródzeniem dawki „bezpiecznej” od „niebezpiecznej”, choćby intencja przepisów [28] była inna. Jak bardzo zdyskredytowana jest koncepcja LNT, może świadczyć ostatnio opublikowane swoiste jej „wspomnienie pośmiertne” [29]. W tym kontekście tym bardziej ciekawa jest uwaga Morgana [30], że nawet jeśli zgodzimy się na odstępianie od LNT, to „jest mało prawdopodobną rzeczą, że opinia publiczna będzie tolerować osłabienie standardów ochrony radiologicznej bez względu na to, co może nam powiedzieć nauka”. W innym akapicie: „Jest nadzwyczaj mało prawdopodobną rzeczą, aby społeczeństwo kupiło ideę hormezy...”. Inaczej mówiąc, Morgan uważa, że podnoszenie wiedzy o promieniowaniu w społeczeństwie jest bezcelowe. Interesujące.

Podziękowanie

Autorzy składają serdeczne podziękowanie prof. dr. hab. Michałowi Waligórskiemu oraz dr. Krzysztofowi Fornalskiemu za wiele ożywionych dyskusji i wniesienie istotnych uwag do tekstu.

Notka o autorach

Prof. dr hab. Ludwik Dobrzyński – fizyk, dyrektor Działu Edukacji i Szkoleń w Narodowym Centrum Badań Jądrowych, a także wieloletni członek delegacji polskiej do Komitetu Naukowego ONZ: UNSCEAR. Opublikował ponad 280 prac, w większości w czasopiśmie o obiegu międzynarodowym, współautor (wraz z K. Blinow-

skim) monografii „Neutrons and Solid State Physics”. Od wielu lat propaguje wiedzę jądrową. e-mail: l.dobrzynski@ncbj.gov.pl.

Mgr Joanna Reszczyńska – obecnie doktorantka w Narodowym Centrum Badań Jądrowych. Fizyk medyczny oraz inspektor ochrony radiologicznej. e-mail: j.reszczyńska@ncbj.gov.pl.

Literatura

1. Ustawa z dnia 29 listopada 2000 r. – Prawo atomowe (Dz. U. z 2014 r. poz. 1512, z 2015 r. poz. 1505 i 1893 oraz z 2016 r. poz. 266).
2. Saji G., *A post accident safety analysis report of the Fukushima Accident – future direction of evacuation – lessons learned* w Proc. of the 21st Int. Conf. on Nucl. Eng. ICONE 21, Jul 29–Aug 2, Chengdu, China (2013).
3. Sommer S., *Ryzyko niskich dawek promieniowania a ochrona radiologiczna*, Biuletyn PAA Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna 4 (2015) 33–37.
4. Dobrzyński L., Fornalski K.W., Reszczyńska J., *Ryzyko zdrowotne związane z niskimi dawkami promieniowania jonizującego*, Biuletyn PAA Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna 1 (2016) 42–45.
5. Cuttler J.M., *A Small Dose of Radiation Stimulates Protection Systems (and Actually Lowers Cancer Risk)*, w Standing with Giants, A.A. Moghissi and G.Ross, Eds, Australian Council on Science and Health (2016) 71–97.
6. Billen D., *Commentary: Spontaneous DNA Damage and its significance for the „Negligible Dose” controversy in radiation protection*, Rad. Res. 124 (1990) 242–245.
7. Pollycove M., Feinendegen L.E., *Radiation-induced versus endogenous DNA damage: possible effect of inducible protective responses in mitigating endogenous damage*, Hum. Exp. Toxicol. 22 (2003) 290–306.
8. Sacks B., Meyerson G., Siegel J.A., *Epidemiology Without Biology: False Paradigms, Unfounded Assumptions, and Specious Statistics in Radiation Science (with Commentaries by Inge Schmitz-Feuerhake and Christopher Busby and a Reply by the Authors)*, Bio. Theory, DOI 10.1007/s/13752-016-0244-4 (2016).
9. Fornalski K.W., Dobrzyński L., Janiak M.K., *A Stochastic Markov Model of Cellular Response to Radiation*, Dose-Response, 9, no. 4 (2011), pp. 477–496.
10. The 2007 recommendations of the International Commission on Radiological Protection, New York, Elsevier (2007); Publication 103, Ann. ICRP 37 (2–4).
11. ICRP, 1994, *Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection*, ICRP Publication 66, Ann. ICRP 24 (1–3), (1994).
12. Preston D.L., Pierce D.A., Shimizu Y., Cullings H.M., Fujita S., Funamoto S., Kodama K., *Effect of recent changes in atomic bomb survivor dosimetry on cancer mortality risk estimates*, Radiat. Res. 162 (2004):377–89.
13. Kaiser J.C., Walsh L., *Independent analysis of the radiation risk for leukaemia in children and adults with mortality data (1950 – 2003) of Japanese A-bomb survivors*, Radiat. Environ. Biophys., DOI 10.1007/s00411-012-0437-6 (2012).
14. UNSCEAR – United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation Report to the General Assembly, New York: United Nations, Annex C, tab VII, (1958).
15. Cuttler J.M., *Remedy for fear – Discard politicized science*, Dose –Response 12 (2014) 170–184.
16. Sanders C.L., *Radiation Hormesis and Linear No-Threshold Assumption*, Springer, New York, Heidelberg (2010).
17. Pollycove M., Feinendegen L.E., *Low-Dose Radio-Immuno-Therapy of Cancer*, BELLE Newsletter 13 (2005) 15–21.
18. Brooks A.L., Hoel D.G., Preston R.J., *The role of dose rate in radiation cancer risk: evaluating the effect of dose rate at the molecular, cellular and tissue levels using key events in critical pathways following exposure to low LET radiation*, Int. J. Rad. Biol.(2016), <http://dx.doi.org/10.1080/09553002.2016.1186301>.
19. Yang G., Jiang H., Liang X., Zhao Y., Yu D., Zhou L., Wang G., Tian H., Han F., Cai L., Cui J., *Low-dose radiation may be a novel approach to enhance the effectiveness of cancer therapeutics*, Int. J. Cancer (2016), DOI: 10.1002/ijc.30235.
20. Kauffman J.M., *Radiation Hormesis: demonstrated, Deconstructed, Denied, Dismissed, and Implications for Public Policy*, J. Sci. Exploration 17 (2003) 389–407.
21. Shamoun D.Y., *Linear No-Threshold model and standards for protection against radiation*, Regulatory Toxicology and Pharmacology 77 (2016) 49–53.
22. Doss M., *Counterpoint: Should radiation dose from CT scans be a factor in patient care?*, No. Chest 147 (2015) 874–877.
23. Doss M., *Future of Radiation Protection Regulations*, Health Physics 110 (2016) 274–275.
24. Wakeford R., Tawn E.J., *The meaning of low dose and low dose rate*, J. Radiol. Prot. 30 (2010) 1–3.
25. B.W.Church, *Environmental Remedial Action – Are We Doing More Harm than Good?*, Environ. Sci.&Pollut.Res., Special Issue 1 (2001) 1–16.
26. Bryce J., *Can we afford to save life of 6 millions children a year?*, The Lancet 365, (June 2005) 2193–2200.
27. Calabrese E.J., Shamoun D.Y., Hanekamp J.C., *Cancer Risk Assessment: Optimizing Human health through Linear Dose-Response Models*, Food and Chemical Technology 81 (2015) 137–140.
28. Cool D.A., *Health risks from low doses and low dose-rates of ionizing radiation. Session 5: Future of radiation protection regulations*, Health Physics 110 (2016) 260–261.
29. Calabrese E.J., *Obituary notice: LNT dead at 89 years, a life in the spotlight*, Env. Res. 155 (2017) 276–278.
30. Morgan W.F., *Compelling issues compounding the understanding of low dose radiation effects: but do they matter?*, Health Physics 110 (2016) 291–292.

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