

ISSN 2353-9062

1-2 (115) 2019

# BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA



PAŃSTWOWA  
AGENCJA  
ATOMISTYKI

Wydawca:



Redakcja: UL. Bonifraterska 17, 00-203 Warszawa

TEL. 22 628 94 39

FAX 22 621 37 86

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

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

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

**Marek WOŹNIAK**, Redaktor techniczny

ISSN 2353-9062 (publikacja elektroniczna)

# BEZPIECZEŃSTWO JĄDROWE I OCHRONA RADIOLOGICZNA

---

BIULETYN INFORMACYJNY PAŃSTWOWEJ AGENCJI ATOMISTYKI

Nr 1–2 (115) 2019

Warszawa

## Spis treści

<i>Odeszli od nas</i> . . . . .	5
Krzysztof Rzymkowski Transport materiałów jądrowych . . . . .	7
Ernest Staroń Zdarzenia zewnętrzne i ich probabilistyczna ocena . . . . .	16
Marcin Dąbrowski Ocena okresowa bezpieczeństwa reaktora MARIA . . . . .	20
Piotr Darnowski, Mateusz Włostowski Zintegrowane analizy awarii ciężkich na przykładzie eksperymentu Phebus FPT-1 z wykorzystaniem kodu obliczeniowego MELCOR 2.2 – Część 1: Opis instalacji, modelu i kwalifikacja stanu ustalonego . . . . .	26
Wojciech Głuszewski Szkolenie w zakresie innowacyjnych zastosowań i produktów technik radiacyjnych . . . . .	36

## Szanowni Państwo

Bieżący numer Biuletynu otwiera wspomnienie o naszym Koledze, wieloletnim dyrektorze Departamentu Nadzoru Zastosowań Promieniowania Jonizującego PAA, śp. panu dr. inż. Marku Bernatowiczu-Lewkowiczu, zmarłym 11 lutego 2019 roku, który był współtwórcą dozoru jądrowego w Polsce w latach 80. ub. wieku u boku doc. Waława Dąbka, organizatora zespołu dozoru i pierwszego Głównego Inspektora Dozoru Jądrowego. Jako wybitny specjalista w dziedzinie bezpieczeństwa jądrowego i jeden z pierwszych inspektorów dozoru jądrowego był mentorem i wychowawcą kolejnych pokoleń inspektorów, człowiekiem lubianym i szanowanym przez kolegów i podwładnych. *Requiescat in pace!*

Z zaślepnymy również zmarłą 25 kwietnia 2019 roku śp. panią prof. dr hab. Martę Wasilewską-Radwańską, która przez ostatnich 16 lat aktywnie uczestniczyła w pracach Komisji Egzaminacyjnej Prezesa PAA na stanowiska mające istotne znaczenie dla bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej w zakresie specjalności związanych z medycznymi zastosowaniami promieniowania jonizującego, wielokrotnie przewodnicząc składom egzaminacyjnym. Odeszła nagle, mimo poważnego wieku do końca pełna energii i woli działania. Bardzo będzie nam Jej brakowało!

Pierwszy artykuł bieżącego numeru dotyczy tematyki stosunkowo rzadko goszczącej na naszych łamach. **Krzysztof Rzymkowski** opisuje w nim kompleksowo zagadnienie **bezpieczeństwa transportu** (ang. *transport safety*) materiałów jądrowych pomiędzy zakładami jądrowego cyklu paliwowego z uwzględnieniem lokalizacji tych zakładów w różnych krajach, powodującej konieczność stosowania przepisów międzynarodowych uwzględniających różne środki transportu. Omawia typy stosowanych pojemników transportowych oraz testy, jakim muszą być poddawane takie pojemniki.

W kolejnym artykule **Ernest Staroń** omawia kwestie **probabilistycznej oceny wpływu zdarzeń zewnętrznych** na bezpieczeństwo obiektów jądrowych, wykonywanej na różnych etapach licencjonowania takich obiektów, poczynając od ich lokalizacji. Autor przytacza polskie przepisy dotyczące tego tematu na tle wymagań międzynarodowych (norm bezpieczeństwa i dokumentów technicznych MAEA, z których przepisy te się wywodzą) oraz omawia najistotniejsze źródła zewnętrznych zagrożeń, naturalnych i będących skutkiem działalności człowieka, które powinny być uwzględnione w probabilistycznej ocenie bezpieczeństwa, ze szczególnym uwzględnieniem zagrożeń sejsmicznych i skrajnych warunków meteorologicznych oraz uderzenia samolotu.

Kolejne trzy artykuły poświęcone są różnym aspektom i obszarom **analiz i ocen bezpieczeństwa** (ang. *safety assessment*). **Marcin Dąbrowski** omawia proces **okresowej oceny bezpieczeństwa** eksploatacji reaktora MARIA, dokonywanej przez posiadacza zezwolenia – NCBJ, a weryfikowanej przez organy dozoru jądrowego PAA, na tle wymagań międzynarodowych oraz uregulowań w krajach posiadających elektrownie jądrowe, omawiając także polskie przepisy w tym zakresie.

Ocenie bezpieczeństwa w oparciu o **analizy ciężkich awarii** wykonane za pomocą systemowych kodów obliczeniowych najlepszego oszacowania poświęcony jest artykuł **Piotra Darnowskiego** i **Mateusza Włostowskiego**. Autorzy omawiają w nim szczegółowo założenia zbadania niepewności modelowania przez kod procesów fizycznych zachodzących podczas ciężkiej awarii, przez porównanie wyników obliczeń kodem MELCOR 2.2 przebiegu symulacji takiej awarii w eksperymencie FPT-1, przeprowadzonej na instalacji eksperymentalnej Phebus, z wynikami doświadczalnymi. W artykule opisano instalację, jej model przyjęty do obliczeń oraz kwalifikację stanu ustalonego. Wyniki badań niepewności omówione zostaną w kolejnym artykule w następnym numerze Biuletynu.

Numer zamyka informacja **Wojciecha Głuszewskiego** o zorganizowanej jesienią ub. roku przez IChITJ we współpracy z Ministerstwem Energii konferencji szkoleniowej w zakresie innowacyjnych zastosowań i produktów technik radiacyjnych. Konferencja z licznym udziałem przedstawicieli krajowego przemysłu, ośrodków naukowych i akademickich stała się okazją do zaprezentowania aktualnego statusu różnych technik radiacyjnych oraz perspektyw i możliwości ich rozwoju. Życzymy Państwu owocnej lektury.



Redaktor Naczelny  
Maciej Jurkowski

## Odeszli od nas

### Marek Bernatowicz...

W dniu 8 lutego 2019 r. zmarł w wieku 77 lat nasz Kolega, śp. dr inż. Marek Bernatowicz-Lewkowicz, współtwórca dozoru jądrowego, długoletni Dyrektor Departamentu Nadzoru Zastosowań Promieniowania Jonizującego Państwowej Agencji Atomistyki, mentor i wychowawca kolejnych pokoleń inspektorów.

Żegnany przez Rodzinę oraz grono przyjaciół i współpracowników, po Mszy św. w kościele św. Karola Boromeusza w Warszawie 18 lutego 2019 roku, został pochowany w grobie rodzinnym na Cmentarzu Powązkowskim.

Był absolwentem Wydziału Mechanicznego Energetyki i Lotnictwa Politechniki Warszawskiej, gdzie uzyskał dyplom magistra inżyniera mechanika o specjalności energetyka jądrowa. Po studiach w końcu lat 60. ubiegłego wieku podjął pracę w Zakładzie Inżynierii Reaktorowej Instytutu Badań Jądrowych w Świerku – w Pracowni Energetyki Jądrowej. Tam uczestniczył w pracach studialnych nad problematyką projektowo-techniczną, jak również ekonomiczną reaktorów prędkich powielających chłodzonych ciekłym sodem oraz reaktorów wysokotemperaturowych z moderatorem grafitowym chłodzonych gazem. Zajmował się również problematyką optymalnego rozwoju systemu elektroenergetycznego kraju, z uwzględnieniem różnych rodzajów bloków energetycznych wykorzystujących różne paliwa, w tym paliwo jądrowe. Kwestie związane z optymalnym włączeniem składowej jądrowej do tego systemu były tematyką jego pracy doktorskiej, którą obronił, pracując na początku lat 70. w Zakładzie XXIII – Prognozowania i Analiz IBJ. W drugiej połowie lat 70., w Pracowni Projektów Specjalnych Zakładu Projektowego IBJ, uczestniczył w pracach nad projektami studialnymi reaktorów chłodzonych i moderowanych wodą, projektami koncepcyjnymi elektrociepłowni jądrowych oraz projektowaniem zmian modernizacyjnych reaktorów badawczych EWA i MARIA, eksploatowanych w Świerku, a także rozwojem metod stosowanych w analizach bezpieczeństwa, w tym m.in. probabilistycznych ocen bezpieczeństwa – PSA.

W latach 1980–1981 był członkiem Komisji zakładowej NSZZ Solidarność IBJ.

Po przekształceniu IBJ w 1982 roku w Instytut Energii Atomowej rozpoczął pracę w Centralnym Laboratorium Ochrony Radiologicznej, gdzie współtworzył w latach 80. Zespół Dozoru Jądrowego (Zakład VII CLOR), u boku dyr. Waława Dąbka, twórcy dozoru jądrowego w Polsce i pierwszego Głównego Inspektora Dozoru Jądrowego. W Zespole tym uczestniczył w przeprowadzeniu analiz i ocen dokumentacji niezbędnych do wydania w listopadzie 1985 roku przez Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki zezwolenia z punktu widzenia bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej na budowę elektrowni jądrowej Żarnowiec. Uczestniczył również w prowadzonych równolegle pracach nad projektem pierwszego polskiego prawa atomowego, które zostało wydane w postaci ustawy sejmowej 10 kwietnia 1986 roku. Był jednym z pierwszych inspektorów dozoru jądrowego, z grupy powołanych przez Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki w 1987 roku, do prowadzenia kontroli dozorowych na terenie budowy elektrowni jądrowej Żarnowiec. Uczestniczył w większości kontroli, prowadzonych na budowie EJ Żarnowiec oraz u dostawców wyposażenia w liczbie 10–12 rocznie, aż do rządowej decyzji wstrzymania tej inwestycji w 1990 roku. W latach 1990–1991 delegowany był do pracy w Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej w Wiedniu. Po powrocie do kraju pełnił funkcje kierownicze w utworzonym w 1992 roku Państwowym Inspektoracie Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej (PIBJiOR), a po włączeniu Inspektoratu do Państwowej Agencji Atomistyki w styczniu 1997 roku objął stanowisko dyrektora nowo utworzonego wówczas Departamentu Nadzoru Zastosowań Promieniowania Jonizującego (DNZPJ), które piastował nieprzerwanie do swojego przejścia na emeryturę w 2011 roku.

Dzięki bogatej i zróżnicowanej tematycznie karierze zawodowej oraz praktycznemu intensywnemu doświadczeniu inspektorskiemu Marek Bernatowicz szybko zyskał pozycję autorytetu w zakresie dozoru bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, określającego z kilku innymi inspektorami dozoru jądrowego o podobnym doświadczeniu zasady i sposób funkcjonowania dozoru jądrowego w Polsce i wdrażającemu przez wiele lat te zasady i praktykę w życie. Warto wspomnieć, że był obok W. Dąbka, M. Jurkowskiego, R. Siwickiego, J. Włodarskiego i A. Zmysłowskiego współautorem artykułu programowego



„Rola dozoru jądrowego i zakres jego działania” opublikowanego w pierwszym numerze naszego Biuletynu wydanego w 1989 roku. Między innymi dzięki niemu praktyka przygotowywania kandydatów na inspektorów do podejmowania samodzielnych zadań, poprzez uczestniczenie od samego początku w realnych działaniach dozoru, pod okiem bardziej doświadczonych inspektora, utrwaliła się i stała się uznaną, zasadniczą formą szkolenia inspektorów polskiego dozoru jądrowego, nie odbiegając od praktyki stosowanej w dobrze funkcjonujących urzędach dozoru krajów o rozwiniętych programach jądrowych.

Odszedł od nas Człowiek dobry i mądry, o wyjątkowej wiedzy i doświadczeniu dozorowym, pełen troski o powierzonych mu pracowników, o zasługach nie do przecenienia w budowaniu pozycji PAA jako urzędu dozoru i etosu inspektora dozoru jądrowego. Zachowujmy Go we wdzięcznej pamięci, a kontynuacja Jego dzieła niech pozostanie zobowiązaniem i wyzwaniem dla następców. Cześć Jego pamięci!

*Koledzy i Przyjaciele,  
Inspektorzy Dozoru Jądrowego PAA*

### ... i Marta Wasilewska-Radwańska

W dniu 25 kwietnia 2019 roku zmarła nagle po krótkiej chorobie śp. dr hab. Marta Wasilewska-Radwańska, profesor Akademii Górniczo-Hutniczej w Krakowie, przez ostatnich 16 lat aktywna uczestniczka prac Komisji Egzaminacyjnej Prezesa PAA na stanowiska mające istotne znaczenie dla bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej w zakresie specjalności związanych z medycznymi zastosowaniami promieniowania jonizującego, wielokrotnie przewodnicząca składom egzaminacyjnym.

Marta Wasilewska-Radwańska urodziła się w 1938 roku w Krakowie. Jej kariera naukowa rozpoczęła się w latach 60. ub. wieku i była ukierunkowana na zagadnienia związane z wykorzystaniem radioizotopowych metod analitycznych. Była twórcą i opiekunem specjalności Fizyka Medyczna i Dozymetria na Wydziale Fizyki i Informatyki Stosowanej Akademii Górniczo-Hutniczej w Krakowie. Przez wiele lat prowadziła wykłady dla studentów i doktorantów AGH, jednocześnie piastując funkcję kierownika Katedry Fizyki Medycznej. W latach 1979–1989 piastowała funkcję Zastępcy Dyrektora Międzyresortowego Instytutu Fizyki Medycznej, a w latach 2001–2011 Wiceprezesa i Sekretarza Zarządu Głównego Polskiego Towarzystwa Fizyki Medycznej oraz Przewodniczącej *Education and Training Committee* EFOMP<sup>1</sup>, a także Zespołu ds. Radiobiologii i Higieny Radiacyjnej Komitetu Fizyki Medycznej, Radiobiologii i Diagnostyki Obrazowej Wydziału V Nauk Medycznych PAN, równoległe uczestnicząc w latach 2003–2019 w pracach naszej komisji egzaminacyjnej. Za swoją działalność naukową, dydaktyczną i organizacyjną była wielokrotnie nagradzana. W 1996 roku została odznaczona Medalem Edukacji Narodowej, a w 2002 Krzyżem Kawalerskim Polonia Restituta. W 2014 roku została Honorowym Członkiem Polskiego Towarzystwa Fizyki Medycznej za wkład w reprezentowanie PTFM na arenie międzynarodowej oraz zaangażowanie w zakresie kształcenia fizyków medycznych. Na emeryturę przeszła w 2009 roku, ale dalej była aktywna zawodowo, pełniąc m.in. funkcję kierownika studium podyplomowego Higiena Radiacyjna.

Pozostanie w naszej pamięci jako Człowiek o niezwykle szerokiej wiedzy i ogromnym doświadczeniu, a przy tym skromny i koleżeński, pogodny i otwarty na świat i ludzi, mimo wieku ciągle czynny zawodowo, pełen energii i pasji działania. Bardzo będzie nam brakowało Pani Profesor.



*Koleżanki i Koledzy z Komisji Egzaminacyjnej Prezesa PAA  
na stanowisko o specjalnościach istotnych dla bj i or.*

<sup>1</sup> European Federation of Organizations for Medical Physics.



# Transport materiałów jądrowych

Krzysztof Rzymkowski

*Stowarzyszenie Ekologów na rzecz Energii Nuklearnej*

Szerokie wykorzystanie materiałów promieniotwórczych w medycynie, przemyśle, rolnictwie i badaniach naukowych powoduje konieczność ich częstego przetransportowania między różnymi ośrodkami. W celu zapewnienia bezpieczeństwa ludzi i środowiska metody transportowania takich materiałów zostały szczegółowo opisane w uzgodnionych międzynarodowych zaleceniach (IAEA – TECDOC – 1191 z 2000 r.). Podstawą zaleceń jest klasyfikacja materiałów promieniotwórczych wynikająca z całkowitej aktywności materiału A wyrażonej w [Bq] i jego stężenia promieniotwórczego C wyrażonego w [kBq/kg].

Zgodnie z zaleceniami ONZ (*Recommendations on the Transport of Dangerous Goods, Model Regulations*) dotyczącymi transportu materiałów niebezpiecznych wprowadzono ich klasyfikację. Materiały promieniotwórcze należą do klasy 7.

Klasyfikacja pozwala wydzielić grupę materiałów promieniotwórczych stanowiących **materiały jądrowe** objęte szczególną kontrolą międzynarodową, ponieważ mogą one być użyte do wytworzenia jądrowych środków wybuchowych. Są to materiały zawierające izotopy  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$  lub ich mieszaninę, jak i wszelkie materiały wyjściowe: uran naturalny, uran wypalony, tor w każdej postaci.

Międzynarodowe zalecenia ochrony materiałów jądrowych dotyczą przede wszystkim zabezpieczenia materiału przed jego ukryciem z zamiarem wykorzystania go do budowy jądrowych środków wybuchowych lub do jego celowego rozproszenia stwarzającego bezpośrednio zagrożenie dla ludności i środowiska oraz przed działaniami sabotażowymi.

Międzynarodowe zalecenia dotyczące transportu materiałów radioaktywnych zostały przedstawione przez MAEA po raz pierwszy w 1961 roku i są stale aktualizowane. Są one respektowane przez krajowe i międzynarodowe organizacje transportowe. Obejmują transport drogowy – przepisy **ADR** – (*L' Accord européen relatif au transport international des marchandises Dangereuses par Route*), transport kolejowy – przepisy **RID** – (*Règlement concernant le transport international ferroviaire des mar-*

*chandises dangereuses*), transport lotniczy – przepisy **ICAO** – (*International Civil Aviation Organization*), transport morski – przepisy **IMO** – (*International Maritime Organisation*).

## Podstawowe wymagania bezpieczeństwa transportu materiałów jądrowych

Międzynarodowe zalecenia związane z transportem materiałów promieniotwórczych określają zasady bezpieczeństwa. Podstawowym warunkiem bezpieczeństwa jest fizyczne odseparowanie materiału promieniotwórczego od środowiska poprzez zastosowanie odpowiedniego pojemnika transportowego, którego konstrukcja powinna być dostosowana do całkowitej aktywności materiału i jego stężenia promieniotwórczego.

Do transportu wykorzystywane są dwa podstawowe rodzaje pojemników transportowych przeznaczonych:

- dla różnych **materiałów promieniotwórczych** o małych aktywnościach
- do transportu rozszczepialnych **materiałów jądrowych**.

W każdym z tych rodzajów stosowane są różne rozwiązania techniczne dostosowane do rodzaju transportowanego materiału. Wspólną cechą wszystkich rodzajów pojemników jest wymóg niskiego poziomu promieniowania na zewnętrznej powierzchni pojemnika. Wymagania te ustalają władze krajowe. W Stanach Zjednoczonych organizowanych jest rocznie około 40 transportów **materiałów jądrowych** czasem na znaczne odległości. Według obowiązujących tam przepisów (10 CFR71,47b) poziom promieniowania w dowolnym punkcie powierzchni pojemnika powinien być  $<0,01$  Sv/h, w dowolnym punkcie powierzchni transportera (pojazdu) musi być  $<0,002$  Sv/h. Poziom promieniowania w odległości 2 m od powierzchni bocznych transportera musi być  $<0,0001$  Sv/h. Kolejnym niezwykle ważnym wymaganiem, które muszą spełniać pojemniki transportowe materiałów jądrowych, jest elimi-

nacja możliwości powstania samorzutnej reakcji łańcuchowej, przy której powstaniu mogłoby dojść do wybuchu. Transportowane wypalone paliwo musi być utrzymywane w stanie podkrytycznym. Warunkiem utrzymania tego stanu jest wychwytywanie tzw. neutronów termicznych.

Paliwo pracujące w reaktorze ulega bardzo znacznemu rozgrzaniu. Wysoką temperaturę może ono utrzymywać przez długi okres – określa się, że nawet po upływie 10 lat 1 tona wypalonego paliwa nadal wydziela około 1 kW ciepła. Dlatego też konstrukcja pojemników transportowych powinna uniemożliwiać przegrzanie jego elementów i paliwa, by nie uległy one destrukcji, powodując awarię.

## Klasyfikacja pojemników transportowych

Do transportu (przesyłek) materiałów promieniotwórczych wykorzystywane są różne typy pojemników – opakowań transportowych dostosowane do rodzaju i postaci materiałów. Jak już wspomniano, materiały promieniotwórcze są klasyfikowane zależnie od poziomu całkowitej aktywności materiału  $A$  wyrażonej w [Bq] i stężenia promieniotwórczego  $C$  wyrażonego w [kBq/kg]. W 1996 roku opracowano zalecenia określające, jakiego rodzaju materiały i w jakich pojemnikach powinny być przesyłane. Wprowadzono 5 typów pojemników:

- opakowania wyłączone (*excepted packages* – EXC),
- opakowania przemysłowe (*industrial packages* – IP) (IP-1, IP-2, IP-3),
- pojemniki Typu A,
- pojemniki Typu B (BM, BU),
- pojemniki Typu C.

## Pojemniki do transportu materiałów promieniotwórczych

**Opakowania wyłączone** (*excepted packages* – EXC), są przeznaczone do transportu materiałów promieniotwórczych nie będących materiałami jądrowymi. Materiały te są dzielone na dwie grupy: materiały o **niskiej aktywności** (*Low Specific Activity* – LSA) i przedmioty **skażone powierzchniowo** (*Surface Contaminated Objects* – SCO). W obu grupach wydzielono trzy podgrupy i dla każdej z nich przewidziano różne rodzaje bezpiecznego opakowania w czasie transportu. Przy małej ilości transportowanych materiałów nie są wymagane żadne specjalne zabezpieczenia. Niektóre materiały należące do podgrup LSA-1 i SCO-1 można przewozić luzem pod warunkiem ich zabezpieczenia przed wypadaniem ze środka transportu i utratą osłony przed promieniowaniem.

**Opakowania przemysłowe** (*industrial packages* – IP) – IP-1, IP-2 i IP-3 są przeznaczone do transportu materiałów o niskiej aktywności LSA i przedmiotów zanieczysz-

czonych powierzchniowo SCO. Materiały LSA mają niski poziom aktywności całkowitej i małe stężenie promieniotwórcze, a niektóre obiekty o niskim poziomie zanieczyszczenia powierzchni mogą spełniać kryteria SCO. Obie te grupy materiałów promieniotwórczych nie stanowią dużego zagrożenia i nie wymagają opakowania odpornego na awaryjne warunki transportu.

Wszystkie typy opakowań przemysłowych IP muszą spełniać ogólne wymagania dla pojemników transportowych. Różnice pomiędzy typami polegają głównie na dodatkowych wymaganiach dotyczących ciśnienia i temperatury oraz wymaganiach wytrzymałościowych i ewentualnego wykorzystania w transporcie lotniczym.

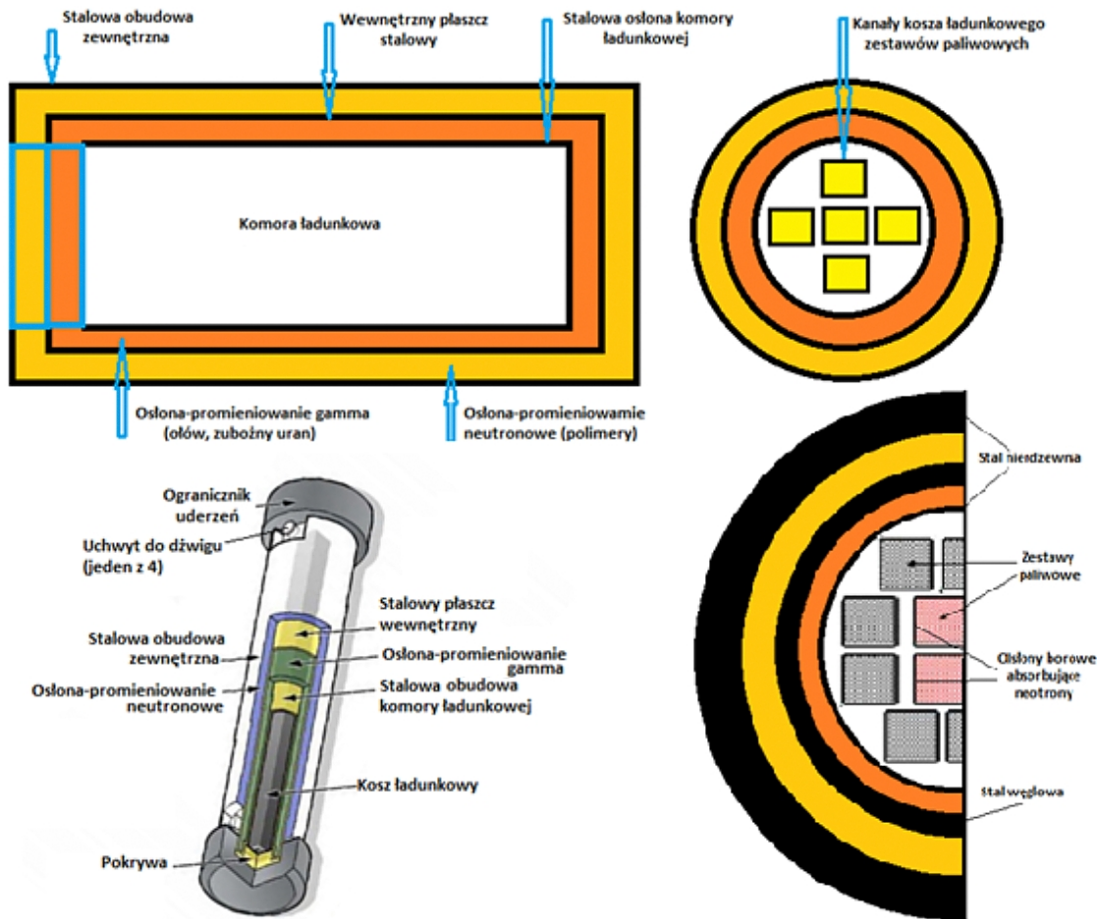
Znaczne różnice konstrukcyjne pojemników są spowodowane również rodzajem przewidywanego transportu: drogowego, kolejowego, morskiego i wyjątkowo samolotowego. Wymagania transportowe dotyczą głównie warunków wytrzymałościowych. Przed wydaniem licencji bezpieczeństwa przeprowadzane są rozległe testy sprawdzające.

## Pojemniki do transportu materiałów jądrowych

**Pojemniki Typu A** mają zapewnić bezpieczny i ekonomiczny transport **niewielkich ilości materiałów jądrowych**. Powinny one zachować swoją integralność oraz brak wzrostu poziomu promieniowania na powierzchni zewnętrznej w normalnych warunkach transportu, nawet w chwili przypadkowego upadku w czasie manewrowania (przenoszenia pojemnika, uderzenie ostrym przedmiotem), powinny także zachować odporność na warunki pogodowe, wytrzymałość na obciążenie spowodowane piętrowym załadunkiem pojemników itd. Określona jest także maksymalna aktywność promieniowania transportowanego materiału jądrowego. Pojemniki Typu A są przystosowywane do transportu niewielkich ilości materiałów jądrowych w postaci ciekłej, gazowej i stałej, np. wykorzystywanych w medycynie. Dodatkowym wymaganiem jest możliwość plombowania pojemnika.

**Pojemniki Typu B** są przeznaczone do transportu **dużych ilości wysokoaktywnych materiałów jądrowych**, np. wypalonego paliwa, toksycznego i aktywnego chemicznie sześćfluorku uranu  $UF_6$ . Pojemniki muszą wytrzymać wszystkie normalne warunki transportu, jak pojemniki Typu A. Ze względu na znaczne ilości materiałów jądrowych konieczne jest zwiększenie dodatkowej odporności przed uwolnieniem promieniowania lub materiału promieniotwórczego w wyniku przypadkowego uszkodzenia. Konstrukcja pojemnika musi być w stanie wytrzymać niespodziewane ciężkie warunki wypadkowe, bez naruszenia jego integralności i bez wzrostu poziomu promieniowania na powierzchni zewnętrznej. Pojemniki Typu B (U) muszą być tak zaprojektowane, aby ciepło wypromienionowane przez materiały jądrowe wewnątrz pojemnika nie





Rys. 1. Podstawowa konstrukcja pojemnika transportowego (K. Rzymkowski, ERI 2030-1101 NRC 2010).

wpływało niekorzystnie na jego elementy konstrukcyjne i na opakowanie. Dodatkowym wymogiem uzupełniającym zalecenia dotyczące dopuszczalnego poziomu promieniowania na powierzchni i w otoczeniu pojemnika jest wymóg podwyższonej szczelności, by powstające lotne substancje promieniotwórcze nie były w sposób niekontrolowany uwalniane do atmosfery. Kontrolowane musi być również ciśnienie wewnętrzne. Pojemniki Typu B (M) muszą spełniać dodatkowe znacznie podwyższone wymagania dotyczące zabezpieczenia przed wzrostem poziomu promieniowania na zewnątrz pojemnika, zarówno w czasie normalnych warunków transportu, jak i po wypadku. Pojemniki są przeznaczone do transportu naziemnego (drogowego lub kolejowego), morskiego wypalonego paliwa. Po uzgodnieniach międzynarodowych (z roku 1996) ograniczających ilość materiału jądrowego w pojemniku mogą one być wykorzystywane w transporcie lotniczym. Każdy rodzaj transportu wymaga innej konstrukcji mocowania pojemnika.

**Pojemniki Typu C** zostały zaprojektowane z myślą o transporcie **dużych ilości materiałów jądrowych samolotami**. Mimo że wypadki lotnicze nie zdarzają się często, to ich skutki mogą być bardzo poważne. Wymagania bezpieczeństwa dla pojemników Typu C znacznie przewyższają wymagania obowiązujące dla pojemników Typu B, szczególnie w odniesieniu do uderzeń. Pojemniki

Typu C mogą przetrwać upadek z samolotu na wysokości przelotowej. Konstrukcje pojemników powstałe w różnych krajach muszą posiadać odpowiednie certyfikaty bezpieczeństwa wydane przez odpowiednie urzędy państwowe.

**Konstrukcja pojemników do transportu materiałów jądrowych** jest dostosowywana do rodzaju przewożonego materiału z uwzględnieniem jego aktywności promieniotwórczej, składu izotopowego, postaci fizycznej (ciekłej, gazowej lub stałej). Odmienne wymagania, dotyczące transportu materiałów jądrowych w zakładach cyklu paliwowego, spowodowały konieczność opracowania specjalizowanych pojemników transportowych dostosowanych do aktualnych potrzeb etapu procesu technologicznego. Podstawowe wymagania dotyczące konstrukcji pojemników ograniczają się do zaleceń zachowania ochrony przed promieniowaniem, bezpieczeństwa jądrowego (np. zabezpieczenia przed samorzutną reakcją łańcuchową, niekontrolowanym wzrostem ciśnienia i temperatury) i bardzo ostrych wymagań wytrzymałościowych. O pozostałych parametrach, jak np. wymiary, waga, rodzaj materiałów używanych do budowy pojemnika i osłon, w oparciu o dane, wynikające z przeznaczenia pojemnika i sposobu jego transportowania, decyduje konstruktor.

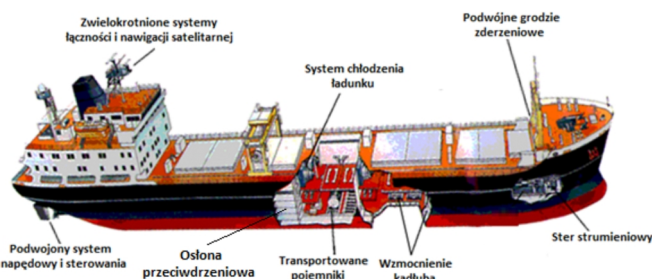
Najczęściej pojemniki (A, B, C) wykorzystywane są do transportu wypalonego paliwa. Ich zewnętrzne wymiary zależą od przewidywanej ilości transportowanych zesta-

wów (od 1 do 48) i ich długości. Zwykle długość zestawu paliwowego nie przekracza 5 m, a jego waga wynosi ok. 0,5 t. Przekrój poprzeczny zestawu jest kwadratem, którego rozmiar zależy od ilości prętów paliwowych tworzących zestaw (15 15, 16 16, 17 17 reaktor PWR, 7 7, 8 8, 9 9, 10 10 reaktor BWR). Wymiar przekroju zestawu paliwowego (od ok. 8 do 20 cm) decyduje o wykorzystaniu wewnętrznej objętości transportowej pojemnika. Wypalone paliwo jest unieruchomione w kanałach w koszu – sztywnej konstrukcji kratowej zbliżonej do stojaków, w których przechowywane jest paliwo w przechowalniku mokrym – basenie. Konstrukcja kosza musi tworzyć z paliwem zwartą całość, musi zapewniać eliminację rezonansów mechanicznych, naprężeń mogących spowodować rozszczelnienie prętów paliwowych w zestawie itd. Objętość transportowa otoczona jest osłonami tłumiącymi promieniowanie. Grubość wszystkich osłon może osiągać 25 cm.

Pojemniki transportowe dla paliwa do reaktorów PWR i BWR mają postać walca o średnicy zewnętrznej nie przekraczającej ok. 3 m zależnej od pojemności pojemnika – ilości transportowanych zestawów. Waga dużego, pustego pojemnika, może wynosić ok. 124 t, a załadowanego może osiągnąć ok. 160 t. Pojemniki przeznaczone dla reaktorów CANDU ze względu na odmienną konstrukcję paliwa (są to walce o długości ok. 60 cm) przypominają skrzynie.

Ważnym elementem konstrukcji pojemnika transportowego jest odprowadzanie ciepła. Stosowane są różne rozwiązania. Jednym z nich jest umieszczenie na powierzchni zewnętrznej systemu żeberk tworzących radiator, inna metoda polega na specjalnej konstrukcji osłony neutronowej.

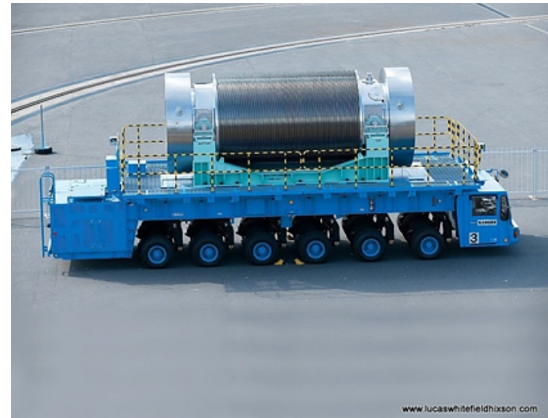
**Środki transportu** są również dostosowywane do bezpiecznego przewozu pojemników z materiałami jądrowymi. Przykładem może być dostosowanie konstrukcji statków do transportu materiałów jądrowych, które są zaprojektowane tak, by wytrzymały kolizję boczną z dużym tankowcem. W przypadku zatonięcia statku pojemniki z materiałem jądrowym są w stanie leżeć na dnie nawet kilkanaście lat, a ich odszukanie jest ułatwione, ponieważ nowoczesne pojemniki są wyposażone w sygnalizatory umożliwiające lokalizację.



Rys. 2. Statek przystosowany do transportu materiałów jądrowych (wg [www.aec.gov](http://www.aec.gov) K. Rzymkowski).



Rys. 3. Transport kolejowy materiałów jądrowych (ENSA [www.semanticscholar.org](http://www.semanticscholar.org)).



Rys. 4. Transport drogowy.

Do transportu kolejowego materiałów jądrowych wykorzystywane są specjalizowane składy towarowe ograniczone do kilku wagonów.

W transporcie drogowym wykorzystywane są różnorodne pojazdy dostosowane do wielkości przewożonego pojemnika.

## Badania pojemników

**Badania wytrzymałościowe** są przeprowadzane w celu sprawdzenia zakładanej wytrzymałości pojemników transportowych w normalnych warunkach transportu oraz w trudnych niespodziewanych sytuacjach awaryjnych. Badania są przeprowadzane według międzynarodowych standardów, zgodnych z zaleceniami MAEA opracowanymi w 1996 roku. Badania mają symulować spodziewane warunki pogodowe i transportowe, nieumiejętne obchodzenie się z ładunkiem i wynikające z tego powodu drobne wypadki. Ze względu na ogromną wagę pojemników do badań wytrzymałościowych mogą być wykorzystywane modele.

Badania pojemników sprawdzające ich wytrzymałość w przewidywanych bezawaryjnych warunkach transportu, jak i niemożliwych do przewidzenia sytuacjach awaryjnych sprawia, że muszą one potwierdzić odporność konstrukcji pojemnika w każdych warunkach. Podstawowe testy mają skontrolować odporność pojemników na zraszanie wodą

(natrysk), wytrzymałość na wstrząsy, udary, wysoką temperaturę, przy zachowaniu integralności transportowanego materiału i szczelności pojemnika oraz zachowaniu bezpiecznego poziomu promieniowania na jego powierzchni.

W czasie transportu mogą padać ulewne deszcze. **Test natryskowy** prowadzony jest w warunkach odpowiadających szybkości opadu 5 cm/h, przy równomiernym natrysku na pojemnik przez godzinę. Są to bardzo trudne warunki, ponieważ w meteorologii za bardzo ulewny deszcz uważany jest opad o szybkości 0,75 cm/h. Możliwe są warianty testu symulujące różne opady zanieczyszczone drobinami pochodzącymi z emisji przemysłowych.

**Test wytrzymałości na wstrząsy** polega na swobodnym upadku pojemnika z wysokości 9 m lub upadku na pojemnik masy 0,5 t również z wysokości 9 m. Swobodny upadek odpowiada uderzeniu z prędkością 50 km/h. Z doświadczeń wynika, że pojemniki są w stanie wytrzymać uderzenie z szybkością 110 km/h. **Test udarowy** sprawdza odporność pojemnika na przebicie i uszkodzenie jego powierzchni i polega na swobodnym upadku pręta hartowanego o średnicy 3,2 cm z półkulistym zakończeniem i masie 6 kg z wysokości 1,3 m. Testy te powinny być przeprowadzane po dokonaniu testu natryskowego. Możliwe są różne warianty łączenia testów np. natryskowych i udarowych, wszystkich jednocześnie i w różnych kombinacjach ułożenia badanego obiektu (leżący na różnych podłożach, postawiony pionowo itp.).

**Badanie termiczne** jest przeprowadzane w równowadze termicznej uwzględniającej temperaturę otoczenia, nasłonecznienie i temperaturę wewnętrzną wytworzoną przez ciepło paliwa jądrowego. Podczas trwania testu wielkości te ulegają zmianie, a do oceny odporności wymagana jest znaczna ilość i jakość zmian. W czasie testu pojemnik powinien znajdować się w strumieniu węglowodorowego ognia paliwowo-powietrznego w ustabilizowanych warunkach przez 30 min w temperaturze 800°C. Badany pojemnik nie może być w czasie trwania testu i po jego zakończeniu sztucznie chłodzony, a wszelkie spalanie materiałów powinno zachodzić naturalnie.

**Test szczelności pojemnika** w standardowym badaniu szczelności polega na zanurzeniu go w basenie na głębokości 15 m na okres 8 godzin. Odpowiada to ciśnieniu ok. 150 kPa. W rozszerzonym badaniu szczególnie pojemników B(U) i B(M) (transport wypalonego paliwa) zanurzenie powinno wynosić 200 m przez 1 godzinę. Ciśnienie ok. 2 MPa. Badanie należy wykonywać po przeprowadzeniu testu wstrząsu lub testu udarowego oraz badań termicznych.

Pojemniki Typu C przystosowywane do transportu lotniczego powinny spełniać warunki wymagane dla pojemników Typu B. Istotna różnica dotyczy testu udarowego. Pręt testowy o większej średnicy i zakończeniu stożkowym powinien spadać z wysokości 3 m. Testy powinny być przeprowadzane przy użyciu tego samego pojemnika w każdym etapie badań. Innym dodatkowym wymaganiem jest test

wstrząsowy, w którym testowany pojemnik powinien wytrzymać uderzenie w twarde podłoże z prędkością 324 km/h. Prędkość została ustalona na podstawie danych o wypadkach statków powietrznych zebranych przez Lawrence Livermore National Laboratory w Stanach Zjednoczonych.

Jednym z bardzo istotnych zagrożeń, przewidywanych przy transporcie materiałów jądrowych, jest możliwość powstania **samoistnej reakcji łańcuchowej**. Warunkiem niedopuszczenia do tej reakcji jest utrzymanie w pojemniku transportowym stanu podkrytycznego. Prawdopodobieństwo rozszczepienia wzrasta wraz z ilością materiału rozszczepialnego, dlatego zwraca się bardzo uwagę na stopień wypalenia paliwa i takie jego rozmieszczenie, by nie utworzył się „rdzeń mikroreaktora” z niedopalonego paliwa otoczonego bardziej wypalonym paliwem tworzącym rodzaj reflektora dla neutronów. Kosz, w którym umieszczone jest paliwo, może posiadać osłony absorbujące neutrony (zawierające np. bor, kadm, gadolin, ind). Reakcja łańcuchowa wywoływana jest głównie przez spowolnione neutrony i w pojemnikach transportowych unika się materiałów moderujących w przestrzeni pomiędzy zestawami paliwowymi. Wyjątkowo przy transporcie bardzo wypalonego paliwa, którego załadowanie odbywa się pod wodą w basenie, woda może nie być usuwana. Woda basenowa zawiera związki boru absorbujące neutrony i stanowi dodatkową osłonę biologiczną. Innym ważnym elementem mającym pośredni wpływ na możliwość powstania niekontrolowanej reakcji jest temperatura wewnątrz pojemnika, którego chłodzenie powinno być takie, by temperatura na jego powierzchni nie przekraczała 80°C.

## Transport materiałów jądrowych w cyklu paliwowym

**Materiały jądrowe** są przede wszystkim transportowane pomiędzy znacznie oddalonymi o siebie zakładami wchodzącymi w skład cyklu paliwowego.

Energetyka jądrowa stanowi rozbudowany rodzaj przemysłu, którego charakterystyczną cechą jest cykl paliwowy polegający na zamkniętym obiegu paliwa uranowego przetwarzanego w szeregu zakładach stanowiących niezależne obiekty przemysłowe. Jądrowe zakłady przemysłowe powiązane z energetyką tworzą rozbudowany system i obejmują kopalnie uranu, zakłady wzbogacania paliwa, wytwórnie paliwa, elektrownie, przechowalnik wypalonego paliwa, zakłady przetwarzania wypalonego paliwa, składowiska odpadów radioaktywnych (nisko- i wysokoaktywnych), w tym składowiska wypalonego paliwa przy otwartym cyklu paliwowym. W otwartym cyklu paliwowym wypalone paliwo traktowane jest jako odpad. Materiały jądrowe, w różnej postaci zależnej od etapu cyklu paliwowego, są transportowane wewnątrz poszczególnych zakła-



dów cyklu paliwowego i pomiędzy nimi. Nie wszystkie państwa korzystające z energetyki jądrowej posiadają rozwinięty przemysł jądrowy, co wymusza konieczność międzynarodowej współpracy w zakresie transportu materiałów jądrowych i ujednoczenia jego standardów. Z nielicznymi wyjątkami materiały jądrowego cyklu paliwowego są transportowane w postaci stałej. Przewożone są materiały o różnej postaci fizycznej, różnym wzbogaceniu i dlatego w różnych etapach cyklu wykorzystywane są dostosowane do danego etapu różne pojemniki transportowe.

Na rysunku 5 przedstawiono podstawowe działania związane z transportem materiałów jądrowych pomiędzy zakładami pracującymi w cyklu paliwowym.

Rudy uranowe **wydobywane** są w kopalniach zarówno odkrywkowych, jak podziemnych, a w szczególnych przypadkach, gdy pozwala na to złożość, można wydobywać uran metodą wymywania. Zawartość uranu w wydobywanych obecnie rudach wynosi od 0,035% do 3%.

Kopalnie są zwykle ściśle powiązane z zakładami **prze-robu – wzbogacania rudy uranowej**, które w celu uniknięcia kosztownego transportu urobku budowane są w ich pobliżu. Zakłady przerobu rudy uranowej są rozbudowanymi zakładami chemicznymi, których zadaniem jest uzyskanie jak największej ilości uranu z wydobytej rudy – zwykle wynosi to od 85% do 95% zawartości uranu w urobku. Proces wzbogacania rudy wymaga oprócz obróbki mechanicznej (zgniatania, mielenia) skomplikowanych procesów chemicznych (wytrawiania, wymywania, wytrącania).

Kolejnym etapem cyklu paliwowego jest **konwersja uranu**, czyli przetworzenie go do postaci dogodnej do

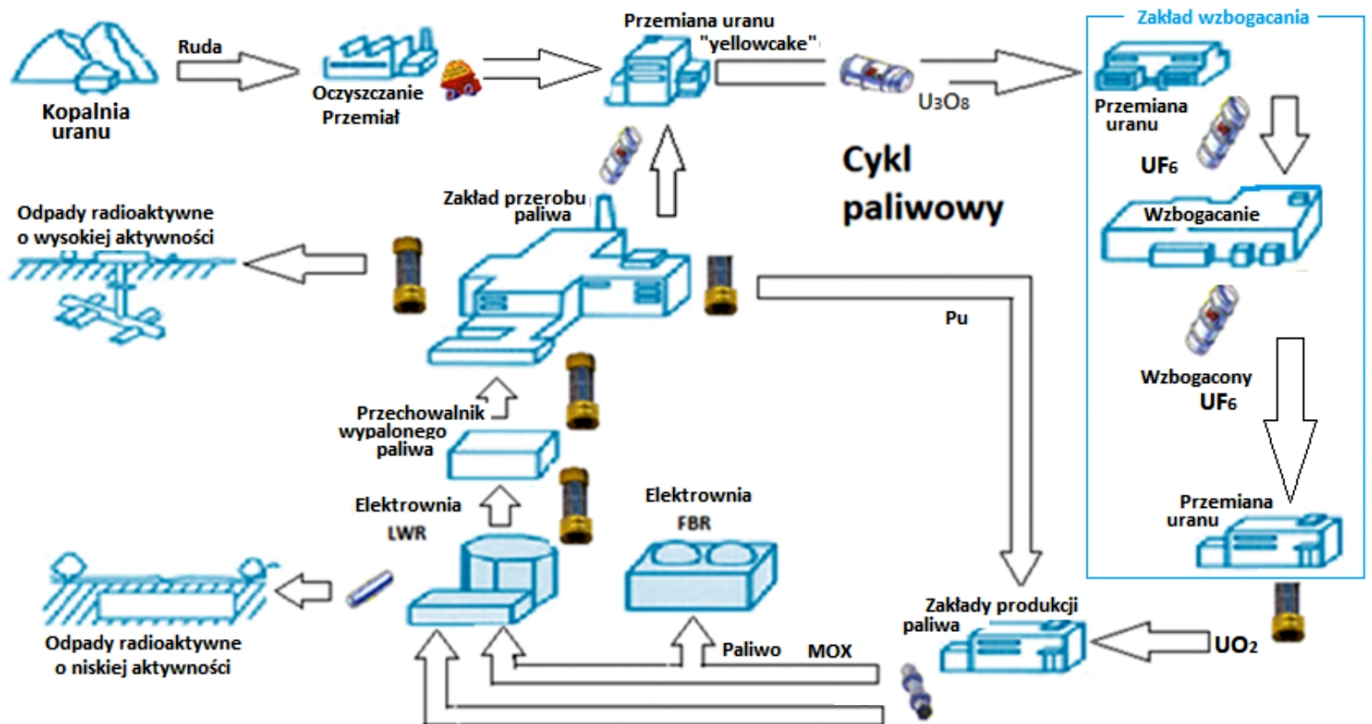
produkcji paliwa. Uzyskiwany w zakładach konwersji tlenek uranu  $U_3O_8$  (*yellow cake*) dostarczany jest do zakładów wzbogacania w metalowych beczkach, zwykle 200-litrowych o wadze 400 kg, w standardowych 6-metro- wych pojemnikach transportowych.

Ze względu na niski poziom promieniowania, zbliżony do tła naturalnego, nie są wymagane specjalne zabezpieczenia transportu materiałów będących produktem wyjściowym do produkcji materiałów jądrowych.

**Wzbogacenie** określane jest stosunkiem wagowym izotopu  $^{235}U$  do sumy  $^{235}U + ^{238}U$ . Zasadnicze znaczenie dla energetyki jądrowej ma uran rozszczepialny  $^{235}U$ . Wzbogacenie poniżej 20% uważane jest za niskie. W reaktorach energetycznych wykorzystywany jest nisko wzbogacony uran. Najczęściej stopień wzbogacenia uranu w reaktorach energetycznych nie przekracza 5,5% (w reaktorach CANDU jest nawet niższe). Dla porównania stopień wzbogacenia uzyskiwanego do celów doświadczalnych lub wojskowych może wynosić 40–90%, a nawet więcej.

Opracowano kilka technologii wzbogacania, z których najwydajniejsza jest metoda wykorzystująca związki lotne uranu. W trzech powszechnie obecnie stosowanych metodach wzbogacania (wirówkowej, dyfuzyjnej, dyszowej) wykorzystywany jest sześćfluorek uranu  $UF_6$ , którego zaletą jest fakt, że fluor nie posiada izotopów (umożliwia to rozróżnienie  $U^{238}F_6$  od  $U^{235}F_6$ ), natomiast istotną wadą jest toksyczność i aktywność chemiczna. Do jego transportowania muszą być używane specjalne pojemniki (Typ B, np. 48Y o pojemności 12 t  $UF_6$ ).

Po przetworzeniu uranu w zakładach wzbogacania materiał jądrowy w postaci sproszkowanego tlenku uranu  $UO_2$  jest transportowany do zakładów **produkcji paliwa**



Rys. 5. Transport materiałów jądrowych w zakładach cyklu paliwowego (K. Rzymkowski).

w pojemnikach Typu B zapewniających odseparowanie materiału od środowiska i niski poziom promieniowania na ich powierzchni (np. 30B to pojemniki cylindryczne o średnicy ok. 80 cm, długości 2,1 m, pojemności 2,3 t UF<sub>6</sub>). Z proszku UO<sub>2</sub> wytwarzane są tzw. pastylki (o wymiarach 6–12 mm, L 10–25 mm) umieszczane w cyrkonowych rurkach (koszulkach) o długości około 5 m. Stanowią one pręty paliwowe będące elementami zestawów paliwowych. Promieniowanie gotowych zestawów paliwowych również nie uważa się za wysokie. Następnym etapem cyklu paliwowego jest **elektrownia jądrowa**, do której wyprodukowane świeże paliwo jest dostarczane w specjalnych pojemnikach (Typu A dla paliwa uranowego i dla paliwa MOX). Świeże paliwo uranowe jest przechowywane w suchych magazynach świeżego paliwa, a przed załadowaniem do reaktora jest przenoszone do przechowalnika mokrego – basenu wypalonego paliwa. Paliwo MOX jest przechowywane w przechowalnikach mokrych.

Elektrownia jądrowa jest dużym zakładem przemysłowym. Specyfika wykorzystywanego materiału „opałowego” do wytwarzania energii elektrycznej wymusza konieczność rozbudowy zaplecza technicznego zapewniającego bezpieczne dla środowiska wykorzystanie materiałów jądrowych. Z każdym reaktorem połączony jest basen wypalonego paliwa i magazyn świeżego paliwa. W elektrowni są zakłady naprawcze, pralnie odzieży roboczej, zakłady utylizacji odpadów stałych (promieniotwórczych i innych), oczyszczalnie ścieków, przechowalniki wypalonego paliwa oczekującego na transport do zakładów przerobu, magazyny odpadów niskoaktywnych (stałych i ciekłych), a także wszystkie systemy zabezpieczeń.

W czasie pracy elektrowni jądrowej powstają odpady stałe, ciekłe oraz gazowe. Odpady stałe, to przede wszystkim wkłady filtrów, zużyte ubrania, obuwie, plastikowe wykładziny ochronne, środki higieny, jak również zużyte i skażone narzędzia, elementy używane w reaktorze, np. pręty sterujące etc. Wszystkie te odpady selekcyjonowane są według aktywności. Odpady o niskiej aktywności są pakowane tak, by zajmowały jak najmniejszą objętość, a następnie magazynowane w specjalnych pojemnikach magazynowych przechowywanych w magazynach odpadów zlokalizowanych na ogół pod poziomem gruntu na terenie elektrowni. Część odpadów średnio- i niskoaktywnych jest transportowana do zakładów unieszkodliwiania odpadów.

Wypalone paliwo zawiera wiele cennych pierwiastków – przede wszystkim uran <sup>235</sup>U w stężeniu uniemożliwiającym już dalsze używanie zestawu paliwowego w reaktorze, ale przewyższającym stężenie w uranie naturalnym.

Wypalone w reaktorze paliwo jest wysokoradioaktywne i przed dalszym przetwarzaniem w **zakładach przerobu paliwa** (tzw. **cykl zamknięty**) musi być „schładzane” (czego nie należy mylić z chłodzeniem reaktora lub paliwa). Schładzanie polega na wieloletnim przechowywaniu w basenie wypalonego paliwa. Po ok. 4 latach aktywność produktów rozszczepienia zawartych w wypalonym

paliwie zmniejsza się 4-krotnie. Po mniej więcej 10 latach aktywność paliwa związana jest głównie z rozpadami promieniotwórczymi izotopów: cezu <sup>137</sup>Cs i strontu <sup>90</sup>Sr. Alternatywą przetwarzania w zakładach przerobu jest przechowywanie całych zestawów paliwowych w magazynach wypalonego paliwa (tzw. **cykl otwarty**) – tak **składowane paliwo** nie jest już wykorzystywane.

Do transportu wypalonego paliwa z elektrowni do przechowalników pośrednich i następnie do zakładów przerobu paliwa wykorzystywane są pojemniki o specjalnej konstrukcji (Typu B) spełniające wszystkie wymagania dotyczące bezpieczeństwa jądrowego i wytrzymałe na różne zagrożenia fizyczne, mechaniczne (upadki, zderzenia), pożary itd.

W zakładach przerobu paliwa powstają odpady wysokoaktywne, średnio- i niskoaktywne, które po odpowiednim przygotowaniu w zakładach unieszkodliwiania i po krótkim przechowywaniu w przechowalnikach, znajdujących się w pobliżu elektrowni, są transportowane do składowisk ostatecznych. Do transportu wykorzystywane są pojemniki dostosowane do aktywności promieniotwórczej odpadów, ich postaci, wymiarów fizycznych po unieszkodliwieniu, sposobu transportu (głównie kolejowego lub samochodowego). Jak już wspomniano, transport materiałów jądrowych ze względu na to, że nie wszystkie państwa mają rozwinięty przemysł jądrowy, wymaga ścisłej współpracy międzynarodowej. Najczęściej dotyczy to transportu wypalonego paliwa do zakładów przerobu.

## Ochrona fizyczna materiałów jądrowych

Konwencja o fizycznej ochronie materiałów jądrowych (*Convention on the Physical Protection of Nuclear Material – CPPNM*), której depozytariuszem jest Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej – MAEA w dokumencie INFCIRC/255/Rew.4 (1999) zobowiązuje państwa do współpracy, wzajemnych konsultacji, wymiany informacji o sposobach ochrony fizycznej, stosowanych technikach oraz o sposobach odzyskiwania utraconego materiału jądrowego.

System ochrony fizycznej powinien uniemożliwiać kradzież lub inne sposoby nielegalnego pozyskiwania materiałów jądrowych, szybkie wykrycie i lokalizację skradzionych materiałów, zapobiegać działaniom sabotażowym, szybko likwidować lub minimalizować powstałe zagrożenia radiologiczne.

Każde państwo powinno zagwarantować ochronę materiałów jądrowych znajdujących się i używanych na jego terytorium także podczas krajowego i międzynarodowego ich transportu lądowego lub na pokładzie statku bądź samolotu podlegającemu jego jurysdykcji. System ochrony materiałów jądrowych jest połączeniem elementów administracyjnych, technicznych i różnego rodzaju zapór fizycznych. Kradzież materiałów jądrowych podlega odpo-

wiednim karom, które uwzględniają stopień spowodowanego zagrożenia.

Systemy ochrony materiałów jądrowych są opracowywane indywidualnie dla każdego obiektu i sposobu transportu. Za ich opracowanie, wprowadzenie i poprawne funkcjonowanie odpowiedzialne są władze państwowe w ramach swojego prawa krajowego zgodnego z prawem międzynarodowym. W każdym państwie mogą obowiązywać różne rozwiązania techniczne, prawne, organizacyjne, ale pomiędzy państwami powinna być wzajemna wszechstronna współpraca. Powoduje to konieczność umiędzynarodowienia problemu ochrony materiałów jądrowych, co jest szczególnie wyraźnie widoczne w sytuacji, gdy efektywność systemu ochrony w jednym państwie jest uzależniona od działań innego państwa, np. w sytuacji konieczności transportu materiałów jądrowych przez wspólną granicę lub przy transporcie tranzytowym.

Państwa zobowiązane są powołać organ posiadający odpowiednie uprawnienia, środki finansowe, specjalistów, odpowiedzialny za wdrażanie postanowień konwencji o ochronie fizycznej materiałów jądrowych. Funkcje powołanego organu w zakresie bezpieczeństwa transportu tych materiałów powinny obejmować:

- udzielanie licencji do międzynarodowego przewozu materiałów kategorii klasy 7,
- przeprowadzanie kontroli zgodności transportu materiału jądrowego z obowiązującymi przepisami,
- określenie zasad ochrony fizycznej transportu z uwzględnieniem różnych scenariuszy zagrożeń (*design basis threat* – DBT),
- przygotowanie planów bezpieczeństwa transportu (*transport security plans* – TSPs),
- aktualizowanie przepisów ochrony fizycznej w transporcie,
- testowanie systemów ochrony fizycznej, przeprowadzanie szkoleń, sprawdzanie gotowości służb pomocniczych i organów współpracujących,
- zapewnienie poufności wrażliwych informacji o transporcie,
- dobór zaufanego personelu powiązanego z transportem i jego przygotowaniem,
- ustanowienie zasad egzekwowania wydanych rozporządzeń.

W Polsce organem takim jest Prezes Państwowej Agencji Atomistyki, działający we współpracy z Agencją Bezpieczeństwa Wewnętrznego w oparciu o przepisy artykułu 4.1, rozdziałów 5, 7, 8 i 8a oraz 15 ustawy Prawo atomowe i rozporządzeń wykonawczych do tej ustawy. Bardzo ważnym elementem zapewnienia bezpieczeństwa transportu materiałów jądrowych jest zachowanie utajnienia informacji dotyczących rodzaju materiału jądrowego, jego ilości, postaci, organizacji systemu ochrony transportu (plany, szkice, konstrukcje dodatkowych zabezpieczeń), trasy i terminów transportu oraz związanych z nim planów awaryjnych.

Do celów ochrony fizycznej materiałów jądrowych wprowadzono ich kategoryzację, różnicując poziom zabezpieczeń. Kategoryzacja wynika z potencjalnej atrakcyjności używanych w nich materiałów do celów terrorystycznych. Różne kategorie materiałów są przechowywane w obszarach wymagających różnych stopni ochrony i nie ma potrzeby stosowania wszędzie jednakowych standardów. Dostęp do obszarów chronionych jest ograniczony tylko dla wybranego i sprawdzonego personelu. Systemy ochrony posiadają również mechanizmy uwzględniające ochronę materiału jądrowego w przypadku sytuacji awaryjnych. Kategoryzacja materiałów jądrowych obowiązuje również w transporcie. Materiały jądrowe kategorii I powinny być chronione przy użyciu najbardziej rygorystycznych poziomów ochrony fizycznej (w skrajnych przypadkach nawet ochrony wojskowej), podczas gdy materiały niższych kategorii nie wymagają tak silnych zabezpieczeń.

Istotnym problemem jest konieczność ustalenia wspólnej (wypadkowej) kategorii w przypadku przewozu w jednym transporcie różnych materiałów jądrowych o różnym wzbogaceniu. Jest to potrzebne do określenia odpowiednich środków ochrony fizycznej. Opracowano kilka sposobów wyznaczania kategorii transportowej. W przypadku gdy postać mieszaniny materiałów nie nadaje się do jakichkolwiek zastosowań do celów terrorystycznych, można nie przeprowadzać takich obliczeń. Podstawą kategoryzacji transportowej jest kategoryzacja materiałów jądrowych opracowana na potrzeby ich ochrony fizycznej w obiektach jądrowych. Wybór metody klasyfikacji dokonuje organ państwowy odpowiedzialny za bezpieczeństwo jądrowe. Poniżej przedstawiono jedną z metod kategoryzacji.

Przykładowo: do **Kategorii I** należą

Materiał	Postać	
1. Pluton <sup>a</sup>	Nienapromieniowany <sup>b</sup> materiał jądrowy	2kg lub więcej
2. Uran-235	Nienapromieniowany <sup>b</sup> materiał jądrowy	5kg lub więcej
3. Uran-233	Nienapromieniowany <sup>b</sup> materiał jądrowy	2kg lub więcej

b – nienapromieniowany materiał jądrowy nie użyty lub użyty w reaktorze, ale o poziomie promieniowania równym lub mniejszym niż 1 Gy/h (100 rad/h).

Ocenę, czy mieszanina materiałów jądrowych należy do tej kategorii, przeprowadza się wg wzoru:

$$[(Pu + {}^{233}U)/2000] + [({}^{235}U \text{ } 20\%)/5000] \leq 1$$

gdzie: Pu jest całkowitą masą plutonu wyrażoną w gramach z wyłączeniem plutonu, którego skład izotopowy przekracza 80%  ${}^{238}Pu$ ;  ${}^{233}U$  masa w gramach izotopu uranu  ${}^{233}U$ ;  ${}^{235}U$  masa w gramach izotopu uranu, gdy jego wzbogacenie 20%.



Jako przykład można podać, że materiał jądrowy o składzie 2 kg Pu, 1 kg  $^{233}\text{U}$ , 4 kg  $^{235}\text{U}$  20% = 2,3 należy do **I kategorii** transportowej.

W analogiczny sposób przeprowadza się ocenę czy przewożony materiał jądrowy należy do **II** i **III kategorii** transportowej.

Osoby przewożące materiały jądrowe muszą odbyć szkolenie specjalistyczne w zakresie przewozu materiałów promieniotwórczych wg krajowych przepisów bezpieczeństwa i przepisów wynikających z konwencji ADR ze szczególnym uwzględnieniem instrukcji i procedur postępowania w sytuacjach awaryjnych. Ochrona fizyczna, oznakowanie pojemników transportowych, przygotowanie dróg transportu itp. powinny odpowiadać transportowanej kategorii materiału. Pojemniki transportowe zawierające materiały jądrowe kategorii **I** i **II** powinny być zaplombowane przez krajowy dozór jądrowy i MAEA zgodnie z wymaganiami międzynarodowego systemu zabezpieczeń *Safeguards*.

W czasie mojej pracy w MAEA brałem udział w przygotowaniu pojemnika do transportu wypalonego paliwa z elektrowni Fukushima Daichii do zakładów przerobu. Ładowanie pojemnika, identyfikacja zestawów paliwowych, dekontaminacja, sprawdzanie jego szczelności, pomiar promieniowania i inne czynności aż do założenia plomb musiały odbywać się przy stałej obecności japońskich inspektorów krajowych i inspektorów MAEA.

## Notka o autorze

**Dr inż. Krzysztof Rzymkowski** – Sekretarz Generalny Stowarzyszenia Ekologów na rzecz Energii Nuklearnej SEREN, emerytowany inspektor Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej.

## Literatura

1. Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material 1996 Edition (as amended 2003). IAEA Vienna.
2. *Security of Nuclear Material in Transport*, Implementing Guide IAEA Nuclear Security Series No. 26-G Vienna 2015.
3. Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material Specific Safety Requirements No. SS-R(Rev.1) Edition 2018 IAEA Vienna.
4. Transport of Radioactive Materials World Nuclear Association Update 2017, [www.world-nuclear.org/.../transport...materials/transport-of-radioactive](http://www.world-nuclear.org/.../transport...materials/transport-of-radioactive)
5. Ochrona radiologiczna/Zasady transportu materiałów promieniotwórczych, [https://brain.fuw.edu.pl/edu/index.php/Ochrona\\_radiologiczna/Zasady\\_transportu\\_materiałow\\_promieniotwórczych](https://brain.fuw.edu.pl/edu/index.php/Ochrona_radiologiczna/Zasady_transportu_materiałow_promieniotwórczych)
6. Lange F., Mairs J., Niel C., *Risk associated with the transport of radioactive materials in the fuel cycle*, XA 9746018, [http://www.iaea.org/inis/collection/.../\\_Public/29/013/29013479.pdf](http://www.iaea.org/inis/collection/.../_Public/29/013/29013479.pdf)
7. Ośko J., *Zasady transportu substancji promieniotwórczych*, Uniwersytet Warszawski.
8. Ośko J., *Zasady postępowania z odpadami promieniotwórczymi*, Uniwersytet Warszawski, wykład.
9. Spent Fuel Transportation Risk Assessment, Final Report U.S. NRC NUREG 2125.

# Zdarzenia zewnętrzne i ich probabilistyczna ocena

Ernest Staroń  
Państwowa Agencja Atomistyki

## Wstęp

Zagadnienie zdarzeń zewnętrznych i probabilistycznej oceny ich wpływu na bezpieczeństwo pozostaje nieustająco aktualne. W ostatnich latach poświęcono mu szczególnie dużo uwagi w świetle przyczyn i skutków awarii w EJ Fukushima. Poruszony w artykule temat został podzielony na dwie części. W pierwszej części przybliżono ogólnie tematykę zdarzeń zewnętrznych, natomiast druga część artykułu została ona uzupełniona aspektami probabilistycznej oceny tych zdarzeń.

Problem tzw. zdarzeń zewnętrznych pojawia się na różnych etapach oceny bezpieczeństwa elektrowni jądrowej. Pierwszym momentem, gdy zagadnienia z tym związane wysuwają się na pierwszy plan, jest lokalizacja obiektu. Wybór odpowiedniej lokalizacji powinien sprzyjać zmniejszeniu ryzyka wpływu czynników związanych z otoczeniem na bezpieczną pracę elektrowni jądrowej. Drugim momentem jest sytuacja, gdy dochodzi do konieczności dokonania oceny bezpieczeństwa całego obiektu na podstawie dostarczonego raportu bezpieczeństwa. Temat zdarzeń zewnętrznych stał się dodatkowo istotny po awarii w EJ Fukushima, gdy właśnie zdarzenie zewnętrzne, jakim było tsunami, stało się przyczyną wystąpienia całego ciągu zdarzeń prowadzących w efekcie do zniszczenia elektrowni i skażenia otoczenia.

Zainteresowanie zdarzeniami zewnętrznymi znajduje odzwierciedlenie w polskich przepisach, tj. w ustawie Prawo atomowe, w aktach wykonawczych do tej ustawy i zaleceniach technicznych Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki. Odwołując się do najważniejszego dokumentu prawnego dotyczącego bpor, znajdującego się na szczycie polskiej piramidy legislacyjnej, czyli do Prawa atomowego [1], należy przytoczyć zapis zawarty w art. 35b, w którym stwierdza się, że (wybrane fragmenty):

(...) „2. Przed wyborem lokalizacji obiektu jądrowego inwestor przeprowadza badania i pomiary terenu, a na ich

podstawie ocenę terenu przeznaczanego pod lokalizację obiektu jądrowego. Ocena ta dotyczy: (...)

2) zdarzeń zewnętrznych będących skutkiem działalności człowieka;

3) zdarzeń zewnętrznych będących skutkiem działania sił przyrody; (...)

4. Rada Ministrów określi, w drodze rozporządzenia, szczegółowy zakres przeprowadzania oceny terenu przeznaczanego pod lokalizację obiektu jądrowego, (...) także biorąc pod uwagę zalecenia Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej wydane w tym zakresie.”

Odniesienia do zdarzeń zewnętrznych znajdują się również w tzw. **rozporządzeniu projektowym** [2]. Są to odniesienia do zagadnień sejsmicznych w §21 i §22, do obudowy bezpieczeństwa w §68, do sterowni elektrowni w §82 i do zagadnień przeciwpożarowych w §110.

W tzw. **rozporządzeniu o analizach** [3] aspekty zdarzeń zewnętrznych poruszane są w §2 i §8.

## Zdarzenia zewnętrzne

W polskich przepisach nie ma formalnej definicji zdarzenia zewnętrznego, ale zgodnie z podejściem Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej zdarzenia zewnętrzne są to zdarzenia niezwiązane z normalną eksploatacją obiektu jądrowego, które mogą wpłynąć na bezpieczeństwo tego obiektu jądrowego lub działalności [5].

Zdarzenia zewnętrzne mogą wpłynąć na lokalizację obiektu jądrowego, ale niekoniecznie musi to być wpływ decydujący.

Jak wspomniano, wpływ zdarzeń zewnętrznych pojawia się już na etapie lokalizacji i MAEA, w celu wspomoczenia działań zaangażowanych w ten proces organizacji, opublikowała szereg norm bezpieczeństwa obejmujących różne aspekty zdarzeń zewnętrznych wpływających na lokalizację. Do najistotniejszych można zaliczyć: odnośnie do

zagrożeń sejsmicznych – SSG-9 [6], odnośnie do zagrożeń meteorologicznych i hydrologicznych – SSG-18 [7] i ogólnie odnośnie do badań i wyboru lokalizacji – SSG-35 [8].

Celem niniejszego artykułu nie jest jednak analiza czynników zewnętrznych wpływających na lokalizację. Na etapie lokalizacji wpływ zdarzeń zewnętrznych nie uwzględnia szczegółów technicznych obiektu i jest ukierunkowany na określenie wymagań dla przyszłej elektrowni. W artykule położono nacisk na sprawy bezpiecznego funkcjonowania elektrowni jądrowej i w tym kontekście – na oceny ryzyka wystąpienia zdarzeń zewnętrznych i ich wpływu na bezpieczną pracę elektrowni. Tego typu ocena dokonywana jest w raporcie bezpieczeństwa.

Włączanie zagrożeń zewnętrznych do probabilistycznej oceny bezpieczeństwa na ogół rozpoczyna się od stworzenia możliwie pełnej listy zdarzeń niezależnie od prawdopodobieństwa ich wystąpienia. Po przeprowadzeniu obliczeń i sprawdzeniu wkładu poszczególnych zdarzeń w wynik końcowy, np. w prawdopodobieństwo uszkodzenia rdzenia, czyli częstość uszkodzenia rdzenia CDF (ang. *Core Damage Frequency*), może się okazać na przykład, że duża część zagrożeń nie wnosi istotnego wkładu w końcowy wynik liczbowy. Posługując się wspomnianą metryką, czyli prawdopodobieństwem uszkodzenia rdzenia, może się okazać przykładowo, że czynnik związany z zagrożeniem sejsmicznym wynosi  $2,3 \cdot 10^{-6}$ . Równoległe wykonane obliczenia mogą pokazać, że czynnik związany z zagrożeniem od uderzenia samolotu wynosi  $0,8 \cdot 10^{-8}$ . Oznaczałoby to, że sumaryczne zagrożenie od tych dwóch czynników wynosi  $2,308 \cdot 10^{-6}$ . Taki wynik sugerowałby, że obliczenie skutków uderzenia samolotu jako czynnika mało wnoszącego w wynik końcowy mogłoby być pominięte. Osoba wykonująca analizę rzeczywiście może taki czynnik pominąć po przedstawieniu uzasadnienia. Z punktu widzenia analizy probabilistycznej byłoby to podejście prawidłowe. Zdarza się jednak, że należy wziąć pod uwagę również inne wymagania. Akurat w podanym przykładzie przepisy sugerują wykonanie obliczeń skutków uderzenia samolotu.

W **rozporządzeniu o analizach** w §8 wyszczególniono zdarzenia zewnętrzne, które należy w Polsce brać pod uwagę. Są to (pomijając niektóre szczegóły):

#### **Zdarzenia o źródle naturalnym:**

- wstrząsy sejsmiczne i aktywność uskokowa,
- zagrożenia geologiczno-inżynierskie i hydrogeologiczne,
- zagrożenia hydrologiczne i meteorologiczne, w tym:
- skrajne wartości parametrów meteorologicznych, w szczególności maksymalna prędkość wiatru, maksymalne dobowe wartości opadów atmosferycznych (deszczu, śniegu), skrajne temperatury powietrza,
- niebezpieczne zjawiska meteorologiczne, w tym wyładowania atmosferyczne i trąby powietrzne,

- zagrożenia powodziowe lub podtopienia terenu obiektu spowodowane opadami i innymi naturalnymi przyczynami,
- inne zdarzenia zewnętrzne, w szczególności skrajne temperatury wody chłodzącej, zubożenie zasobów wodnych akwenu chłodzącego z przyczyn naturalnych, susza, zablokowanie przepływu w rzece, nadmierny rozrost organizmów wodnych, zjawiska lodowe mogące spowodować zablokowanie ujęcia wody lub zakłócenie funkcjonowania zamkniętego obiegu chłodzenia obiektu jądrowego.

#### **Zdarzenia będące skutkiem działalności człowieka:**

- uderzenia w obiekt jądrowy samolotów, włączając, w przypadku elektrowni jądrowej, duże samoloty cywilne, w tym – skutki bezpośredniego uderzenia samolotu w obiekt jądrowy w postaci pożaru i wybuchu,
- akty terrorystyczne i sabotażu,
- wybuchy chemiczne przy przetwarzaniu, transporcie, przeładunku i magazynowaniu chemikaliów mogących wybuchnąć lub wytworzyć chmury gazów, które mogą ulegać gwałtownemu spalaniu lub detonacji,
- uszkodzenia urządzeń wodnych w rozumieniu prawa wodnego i ich części lub zagrożenia wywołane ich nieprawidłową eksploatacją,
- inne zdarzenia, w szczególności:
  - uwolnienie substancji palnych, wybuchowych, duszących, trujących, korozyjnych lub radioaktywnych,
  - wybuchy instalacji przemysłowych mogące generować odłamki,
  - pożary, w szczególności lasów, torfowisk, roślinności, składów węgla i paliw węglowodorowych o małej lotności, drewna, tworzyw sztucznych,
  - uderzenie statku jako potencjalne zagrożenie dla konstrukcji ujęcia wody,
  - zakłócenia elektromagnetyczne i prądy wirowe,
  - zatkanie wlotów i wylotów powietrza lub zablokowanie ujęć i zrzutów wody przez rumosze,
  - rozlewy i pożary oleju,
  - zubożenie zasobów wodnych akwenu chłodzącego,
  - wstrząsy sejsmiczne indukowane działalnością górnictwem.

Przedstawiona lista jest dość obszerna, ale to co jest istotne – musi być ona dostosowana do konkretnej lokalizacji. Na przykład dla ewentualnej lokalizacji elektrowni w Żarnowcu punkt od wstrząsów sejsmicznych indukowanych działalnością górnictwem można pominąć.

Nieco inaczej wygląda pełna lista zagrożeń zewnętrznych wyszczególniona w zaleceniach MAEA w IAEA-TECDOC-1135 [4]. W dokumencie tym poszczególne zdarzenia zostały pogrupowane pod kątem podobnych efektów i obejmują:

- **czynniki naturalne:**
  - aktywność sejsmiczną,
  - silne wiatry i trąby powietrzne,
  - skrajne warunki temperaturowe,
  - powódzie,

- uderzenie pioruna,
- uderzenie meteorytu
- oraz **czynniki związane z działaniami człowieka**:
  - uderzenie samolotu,
  - eksplozję w sąsiadującym obiekcie przemysłowym lub wojskowym,
  - uwolnienie substancji chemicznej lub uszkodzenie sąsiadującego rurociągu z groźnym czynnikiem.

W normie bezpieczeństwa NS-G-1.5 [5] czynniki te uzupełniono jeszcze o:

- wpływ elementów biologicznych,
- interferencję elektromagnetyczną,
- elementy ruchome oddziałujące na kanały chłodzące elektrownię,
- czynnik wulkaniczny, który w warunkach polskich raczej można pominąć.

Każdy z czynników branych pod uwagę powinien być doprecyzowany, jeśli chodzi o zakres. Na przykład aktywność sejsmiczna powinna być opisana przez skalę i przyspieszenie. Uderzenie samolotu powinno być opisane przez określenie wielkości uderzającego samolotu, tj. czy jest to samolot wojskowy, lekki samolot, czy może duży samolot pasażerski.

W dalszej części artykułu opisane są zdarzenia wg listy MAEA. Wyszczególniona w rozporządzeniu o analizach lista zdarzeń niestety nie jest w polskich przepisach dokładniej opisana. Należy jednak dodać, że w niektórych przypadkach dokładniejszy opis może być uwzględniony w innych regulacjach (na przykład dla powodzi – w ustawie Prawo wodne)

## Zdarzenia zewnętrzne wg zaleceń MAEA

Na ogół podczas wykonywania analiz dotyczących zdarzeń zewnętrznych na pierwszy plan wysuwane są **zagrożenia sejsmiczne**. W analizach probabilistycznych ocena zagrożeń z tym związanych oraz ich walidacja stanowią osobny projekt, którego wyniki dołączane są do pozostałych obliczeń. Spośród elektrowni jądrowych wcale nie mała ich część zlokalizowana jest na obszarach sejsmicznych i doświadczenie z tym związane można znaleźć w wielu krajach.

Analiza sejsmiczna w kontekście probabilistycznej analizy bezpieczeństwa powinna uwzględniać wymienione poniżej elementy.

Szacowanie częstotliwości występowania aktywności sejsmicznej w odniesieniu do zagrożenia dla obiektu. Zależność oparta jest na danych historycznych dla danego regionu i jest przedstawiana na ogół w postaci krzywej zagrożenia sejsmicznego (rys. 1). Przedstawia ona maksymalne przyspieszenie drgań gruntu PGA (ang. *peak ground acceleration*) i częstość jego wystąpienia.

**Szacowanie prawdopodobieństwa uszkodzenia konstrukcji jako funkcji wielkości aktywności sejs-**

**micznej.** W związku z brakiem odpowiednich danych ten element musi być szacowany przez ekspertów, a następnie ekstrapolowany, by pokryć wymagany zakres.

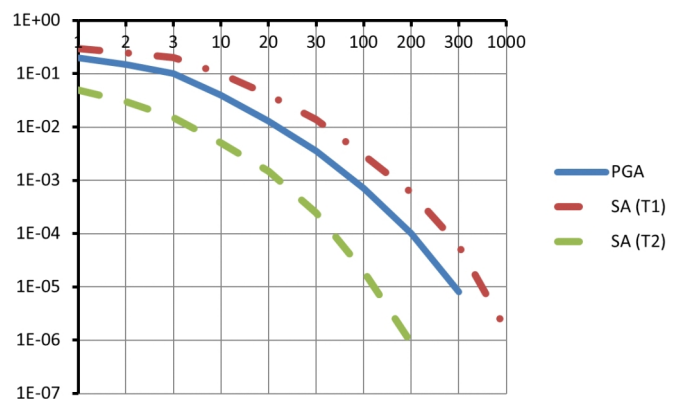
**Ocena oddziaływań pomiędzy komponentami i konstrukcjami w efekcie aktywności sejsmicznej.** Dotyczy to sytuacji, gdy zbiorniki, ściany, sufity mogą ulec naruszeniu i spaść na ważne urządzenia. Jak się okazuje, ten czynnik wnosi największy wkład w końcowy wynik skutków zdarzeń sejsmicznych. Analiza powinna uwzględniać konstrukcje podtrzymujące, stelaże, stoły, szafy, które niekoniecznie są umocowane i które mogą się przewrócić i spowodować uszkodzenia ważnych urządzeń.

**Szacowanie wpływu aktywności sejsmicznej na czynnik ludzki.** W tej części powinien być uwzględniony element związany z pojawieniem się stresu i jego wpływem na sprawność działań pracowników obiektu. Zasygnalizowane powinny być też możliwe sytuacje wywołane wstrząsami, a powodujące utrudnienia w dostępie do potrzebnego wyposażenia. Istnieje tutaj pogląd, że przy przyspieszeniu powyżej 0,6g nie można uwzględniać możliwości uzyskiwania korzyści z działań człowieka.

**Obliczenie CDF wywołanego aktywnością sejsmiczną.** Takie obliczenie powinno sumować sejsmiczne zdarzenia inicjujące o różnych częstościach wystąpienia. Zastosowany podział częstości powinien być na tyle szczegółowy, by sumowanie było dość dokładne.

Zawarty powinien być opis niepewności oraz dyskusja odnośnie do możliwych skutków zmian parametrów do obliczeń.

Druga grupa zdarzeń zewnętrznych wg zaleceń MAEA dotyczy **skrajnych wiatrów**, w tym trąb powietrznych. Z doświadczenia operatorów elektrowni silne wiatry mogą wpłynąć na dostęp do sieci elektroenergetycznej. W praktyce najczęściej dochodziło do uszkodzeń w rozdzielni, a to prowadziło do wyłączenia turbiny i utraty zasilania zewnętrznego. Znane były przypadki, gdy obiekt zlokalizowany nad morzem był narażony na opady słonej wody porywanej przez silny wiatr. Doprowadziło to do zwarć i wyłączeń sprzętu elektrycznego, a w późniejszym okresie do przyspieszonej korozji urządzeń w układzie wentylacji.



Rys. 1. Krzywa zagrożenia sejsmicznego. PGA – maksymalne przyspieszenie drgań gruntu, SA – przyspieszenie, T – okres (rysunek poglądowy).



W efekcie utracono możliwość pracy w sterowni elektrowni w związku z awarią systemu wentylacji. Inne skutki to np. możliwe zmniejszenie sprawności wież chłodniczych.

Kolejna grupa zdarzeń zewnętrznych związana jest ze **skrajnymi warunkami meteorologicznymi**, w tym skrajnymi temperaturami, wilgotnością powietrza, opadami śniegu i uderzeniami piorunów. Niskie temperatury mogą wpłynąć na pracę systemów elektronicznych, w tym na system kontrolno-pomiarowy i automatykę. Może się to uwidocznić w postaci nieuzasadnionego uruchomienia sygnału np. powodującego uruchomienie pompy. Niska temperatura może zwiększyć wilgotność w niewielkich zamkniętych pomieszczeniach, w efekcie czego powstające skropliny mogą padać na urządzenia elektryczne i powodować zwarcia. Znane są również przypadki pojawiania się różnych problemów w funkcjonowaniu elementów systemu wentylacji albo problemów w działaniu silników diesla na skutek zmian w stanie paliwa.

Uszkodzenia spowodowane śniegiem raczej ograniczają się do linii systemu elektroenergetycznego, choć problemy z systemem wentylacji też są możliwe. Problemem może być także dostęp do urządzeń mobilnych umieszczonych poza budynkiem reaktora czy halą turbiny, a które mogą się okazać niezbędne do wykonania określonego zadania.

Błyskawice niejednokrotnie powodowały problemy w systemach elektrycznych, które rozwijały się w pożary urządzeń, np. transformatorów. Znane są też przypadki powodowania fałszywych sygnałów w systemie automatyki, które uruchamiały działanie zaworów, pomp lub innych urządzeń, prowadząc ostatecznie do załamań pomieszczeń.

Spośród czynników mających źródło w działaniach człowieka ważną grupę stanowią **uderzenia samolotu** w elektrownię, w szczególności w obudowę bezpieczeństwa. Ze względu na to, że czynnik ten łączony jest z zagrożeniem terrorystycznym, dostęp do informacji, do danych i do wyników w tym zakresie jest ograniczony. Ze względu na mnogość elementów, które należy w takiej ocenie wziąć pod uwagę, ocena uderzenia samolotu (lub innego obiektu) w obiekt może być dość obszerna zaś w artykule zostanie jedynie zasygnalizowana. Faktycznie, do tej pory nie wydarzyło się tego typu zdarzenie, zaś zasadniczym

punktem wyjścia jest określenie wielkości uderzającego obiektu. Według **rozporządzenia o analizach** [2] w przypadku elektrowni jądrowej należy wziąć pod uwagę uderzenie przez duże samoloty cywilne. Jaki samolot powinien być uwzględniony, pozostaje do ustalenia. Niemniej jednak efekty muszą uwzględniać zarówno wpływ na konstrukcje budynków, jak i zapłon paliwa – a przez to zagrożenie dla personelu eksploatacyjnego elektrowni.

Pozostałe czynniki związane z działaniami człowieka swoją skalą raczej nie powinny przekraczać zagrożenia od uderzenia samolotu.

### Notka o autorze

**Dr inż. Ernest Staroń** – inżynier energetyk, Naczelnik Wydziału Analiz Obiektów Jądrowych i Technologii Reaktorowych, Departament Bezpieczeństwa Jądrowego i Projektów Międzynarodowych Państwowej Agencji Atomistyki (staron@paa.gov.pl)

### Literatura

1. „Obwieszczenie Marszałka Sejmu RP z dnia 23 marca 2018 w sprawie ogłoszenia jednolitego tekstu ustawy – Prawo atomowe”, Dz.U. z dnia 26 kwietnia 2018, poz. 792.
2. „Rozporządzenie RM z dnia 31 sierpnia 2012 w sprawie zakresu i sposobu przeprowadzania analiz bezpieczeństwa przeprowadzanych przed wystąpieniem z wnioskiem o wydanie zezwolenia na budowę obiektu jądrowego oraz zakresu wstępnego raportu bezpieczeństwa dla obiektu jądrowego”, Dz.U. z dnia 20 września 2012, poz. 1043.
3. „Rozporządzenie RM z dnia 31 sierpnia 2012 w sprawie wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, jakie ma uwzględniać projekt obiektu jądrowego”, Dz.U. z dnia 20 września 2012, poz. 1048.
4. IAEA TECDOC-1135, „Regulatory Review of Probabilistic Safety Assessment (PSA) Level 1”, IAEA Vienna 2000.
5. IAEA Safety Guide no. NS G 1.5 „External Events Excluding Earthquakes in the Design of Nuclear Power Plants”, IAEA Vienna 2003.
6. IAEA SSG-9, „Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations”, IAEA Vienna 2010.
7. IAEA SSG-18, „Meteorological and Hydrological Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations”, IAEA Vienna 2011.
8. IAEA SSG-35, „Site Survey and Site Selection for Nuclear Installations”, IAEA Vienna 2015.
9. Staroń E., *Probabilistyczna analiza bezpieczeństwa według wymagań i zaleceń MAEA*, BJIOR PAA 3(85)/2011 s.15, Warszawa 2011.

# Ocena okresowa bezpieczeństwa reaktora MARIA

Marcin Dąbrowski  
Państwowa Agencja Atomistyki

W latach dziewięćdziesiątych ub. wieku w krajach europejskich eksploatujących elektrownie jądrowe wprowadzone zostały do krajowych wymogów dotyczących bezpieczeństwa jądrowego obowiązki przeprowadzania oceny okresowej bezpieczeństwa (ang. *Periodic Safety Review*) elektrowni jądrowych. Wymóg ten początkowo dotyczył tylko elektrowni jądrowych, ale od początku dwudziestego wieku zaczęto go stosować również do innych obiektów jądrowych, w tym reaktorów badawczych.

Założeniami i celami procesu oceny okresowej bezpieczeństwa jest sprawdzenie przez jednostkę eksploatującą obiekt jądrowy poprzez szczegółową analizę, w jakim stopniu:

1. systemy oraz elementy konstrukcji i wyposażenia, a także stosowane przedsięwzięcia organizacyjne są odpowiednie i wystarczające do zapewnienia bezpieczeństwa w obiekcie do czasu następnej oceny okresowej bezpieczeństwa albo do czasu zakończenia eksploatacji (w przypadku gdy obiekt jądrowy zakończy eksploatację przed terminem następnej oceny),
2. obiekt jądrowy jest dostosowany do obowiązujących krajowych przepisów prawnych i/albo międzynarodowych oraz praktyk eksploatacyjnych stosowanych w innych obiektach,
3. dokumentacja eksploatacyjna jest aktualna, w tym m.in. procedury i eksploatacyjny raport bezpieczeństwa.

Wyniki takich ocen często powodują konieczność wprowadzania zmian w zezwoleniach, dokumentacji oraz wykonania modyfikacji w projekcie elektrowni jądrowej wiążących się zazwyczaj z dużymi kosztami ich przeprowadzenia. Dodatkowo dla dozoru jądrowego wyniki przeprowadzonej oceny często są przydatne podczas przedłużania zezwoleń na eksploatację.

Obecnie w krajach eksploatujących elektrownie jądrowe w Europie przeprowadzane są już kolejne tury oceny

z dziesięcioletnimi interwałami czasowymi między nimi. W Wielkiej Brytanii decyzja o pierwszej ocenie zapadła w 1997 r. dla elektrowni jądrowej Hinkley Point B oraz Hunterston B, a obecnie trwa już trzecia tura przeprowadzania ocen we wszystkich brytyjskich elektrowniach jądrowych. We Francji proces ten również rozpoczął się w latach dziewięćdziesiątych ub. wieku i obecnie dla najstarszej generacji reaktorów o mocy 900 MWe prowadzona jest już trzecia tura oceny, a dla generacji reaktorów o mocy 1300 MWe druga tura. W przypadku reaktorów badawczych oceny okresowe bezpieczeństwa rozpoczęto przeprowadzać przeważnie od początku dwudziestego wieku.

Proces przeprowadzania oceny okresowej przyjął się również poza Europą i np. w 2001 r. przeprowadzono pierwszą taką ocenę w elektrowni jądrowej w Korei<sup>1</sup>. W 2014 r. wprowadzono tam również wymóg przeprowadzania oceny w reaktorach badawczych, co doprowadziło do realizacji pierwszej oceny reaktora badawczego zakończonej w 2018 r. Jednym z niewielu krajów, który posiada elektrownie jądrowe w eksploatacji, a nie przeprowadza procesu oceny okresowej bezpieczeństwa są Stany Zjednoczone. W tym przypadku amerykański dozór jądrowy nie wymaga przeprowadzania omawianej oceny ze względu na istniejący tu program nadzoru nad elektrowniami jądrowymi ROP (ang. *Reactor Oversight Process*) związany z ciągłymi kontrolami, stałą analizą i oceną wyznaczników bezpieczeństwa, a w sytuacji gdy dojdzie do obniżenia któregokolwiek z nich, do natychmiastowej reakcji. Natomiast w przypadku reaktorów badawczych odpowiednikiem oceny okresowej bezpieczeństwa w Stanach Zjednoczonych jest odnawianie zezwolenia, która to procedura przypomina ponowne jego uzyskiwanie i przejście przez większość etapów licencjonowania.

<sup>1</sup> Seventh National Report for the Convention on Nuclear Safety 2016, praca zbiorowa.



## Wymagania odnośnie do oceny okresowej bezpieczeństwa

Początkowo w Europie w latach dziewięćdziesiątych ub. wieku ocena okresowa bezpieczeństwa przeprowadzana była na podstawie przepisów krajowych, które były różne w poszczególnych krajach. W dalszych latach doszło do pewnego ujednoczenia przepisów, a to częściowo dzięki działaniom MAEA (Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej), która w 1994 r. opublikowała szczegółowy dokument dotyczący wymagań w tym zakresie. Pierwszym takim dokumentem był *Periodic Safety Review of Operational Nuclear Power Plants* No. 50-SG-O12. W 2013 r. wydana została nowsza wersja tego dokumentu o nazwie *Safety Review for Nuclear Power Plants* NS-F02.10, którą następnie poprawiono i wydano pod tą samą nazwą, z numerem SSG-25.<sup>2</sup> Dokument ten opisuje cały proces oceny okresowej bezpieczeństwa – czym on jest i jak się powinno go przeprowadzać. Obecnie prawie każda ocena okresowa bezpieczeństwa prowadzona jest z uwzględnieniem wymagań zapisanych w SSG-25. Zgodnie z ww. dokumentem podczas oceny okresowej bezpieczeństwa elektrowni jądrowych powinno się brać pod uwagę różne elementy oceny (ang. *safety factors*), w tym **elementy związane z obiektem**:

- SF1. Projekt obiektu
- SF2. Stan systemów elementów konstrukcji i wyposażenia istotnych dla bezpieczeństwa jądrowego
- SF3. Kwalifikacja wyposażenia
- SF4. Starzenie

### **elementy związane z analizami zagrożeń:**

- SF5. Deterministyczne analizy bezpieczeństwa
- SF6. Probabilistyczne analizy bezpieczeństwa
- SF7. Analiza zagrożeń

### **elementy związane z eksploatacją i doświadczeniem z eksploatacji:**

- SF8. Aktualny stan bezpieczeństwa
- SF9. Wykorzystanie doświadczenia eksploatacyjnego z innych obiektów i badań naukowych

### **elementy związane z zarządzaniem:**

- SF10. Organizacja, system zarządzania i kultura bezpieczeństwa
- SF11. Procedury
- SF12. Czynniki ludzkie
- SF13. Planowanie awaryjne

### **element związany ze środowiskiem:**

- SF14. Wpływ promieniowania na środowisko

Sam proces oceny okresowej bezpieczeństwa początkowo przewidziany był tylko dla elektrowni jądrowych, dlatego też nie powstał analogiczny dokument dla reaktorów badawczych. Jednakże ze względu na uniwersalny charakter dokumentu SSG-25 stosowany był w innych obiektach jądrowych. Od kilku lat MAEA przygotowuje dokument specjalnie przeznaczony dla reaktorów badaw-

czych o nazwie *Periodic Safety Review for Research Reactors* (jeszcze bez nadanego numeru), który powinien być wydany w 2019 r.

Polskie przepisy prawne przed wydaniem zezwolenia dla reaktora MARIA w 2015 r. zostały uzupełnione o zapis wymagający przeprowadzenia oceny okresowej bezpieczeństwa w obiektach jądrowych. Art. 37e. ustawy Prawo atomowe [2] wymaga przeprowadzenia takiej oceny z częstotliwością określoną w zezwoleniu na eksploatację obiektu jądrowego, jednak nie rzadziej niż co 10 lat. Dalsze zapisy art. 37 wymagają, aby przed przeprowadzeniem oceny okresowej bezpieczeństwa kierownik jednostki organizacyjnej wykonującej działalność związaną z narażeniem, polegającą na eksploatacji obiektu jądrowego, sporządził szczegółowy plan oceny okresowej bezpieczeństwa, którą musi przedstawić Prezesowi Państwowej Agencji Atomistyki (PAA) do zatwierdzenia. Następnie na podstawie wyników oceny okresowej bezpieczeństwa powinien zostać sporządzony raport i w terminie określonym w zezwoleniu przedstawiony Prezesowi PAA do zatwierdzenia. Kolejne obowiązki wynikające z art. 37 dotyczą Prezesa PAA i wskazują, że powinien on wydać decyzję w przedmiocie zatwierdzenia raportu w terminie 6 miesięcy od jego otrzymania. Przed wydaniem decyzji Prezes PAA powinien wystąpić do Rady do spraw Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej z wnioskiem o wydanie opinii dotyczącej raportu, która powinna być wydana w ciągu jednego miesiąca od otrzymania przez Radę wniosku o jej wydanie. W przypadku braku zatwierdzenia raportu z oceny okresowej bezpieczeństwa zgodnie z art. 37 ust. 9 dalsza eksploatacja obiektu jądrowego jest zabroniona. Dodatkowo w 2012 r. zostało ogłoszone rozporządzenie rady ministrów w sprawie oceny okresowej bezpieczeństwa jądrowego obiektu jądrowego [3] określające szczegółowy zakres tego procesu i zawartość raportu z oceny. Rozporządzenie to opracowywane było na podstawie dokumentu MAEA o numerze NS-F02.10 i draftu jeszcze niewydanego dokumentu SSG-25. Elementy oceny wskazane w rozporządzeniu były podobne do tych określonych w wiedeńskich dokumentach z pominięciem elementu oceny nr 8 dotyczącego aktualnego stanu bezpieczeństwa, który został włączony w inny analizowany element oceny.

Zgodnie z przepisami raport z oceny ma zawierać:

- 1) opis przeprowadzonych analiz związanych z każdym zagadnieniem wskazanym w rozporządzeniu, a w tym szczegółowy zakres analizy, metodykę i kryteria przeprowadzania oceny, zgodność oceny z planem oceny okresowej bezpieczeństwa, porównania aktualnych wymagań związanych z danym zagadnieniem z wymaganiami obowiązującymi w czasie poprzedniej oceny okresowej, a w przypadku gdy jest to pierwsza ocena, z wymaganiami obowiązującymi w czasie rozpoczęcia eksploatacji obiektu jądrowego, doświadczenia eksploatacyjne związane z danym zagadnieniem, wyniki prze-

<sup>2</sup> IAEA *Specific Safety Guide no.25* – norma MAEA zawierająca szczegółowe wytyczne bezpieczeństwa w zakresie określonym w jej tytule [1].

- prorowadzonej analizy z uwzględnieniem obszarów wymagających działań naprawczych i korygujących;
- 2) podsumowanie analiz pozwalające na ogólną ocenę bezpieczeństwa obiektu jądrowego jako całości;
- 3) program niezbędnych modernizacji i działań naprawczych mających na celu podniesienie poziomu bezpieczeństwa jądrowego w toku dalszej eksploatacji obiektu jądrowego.

### Proces oceny okresowej bezpieczeństwa

Niezależnie od typu obiektu jądrowego proces oceny okresowej bezpieczeństwa obecnie we wszystkich krajach wygląda podobnie. Jest to proces czasochłonny i wymaga dużego przygotowania, jak również w przypadku stwierdzenia niezgodności wykonania działań naprawczych po zakończeniu jego realizacji.

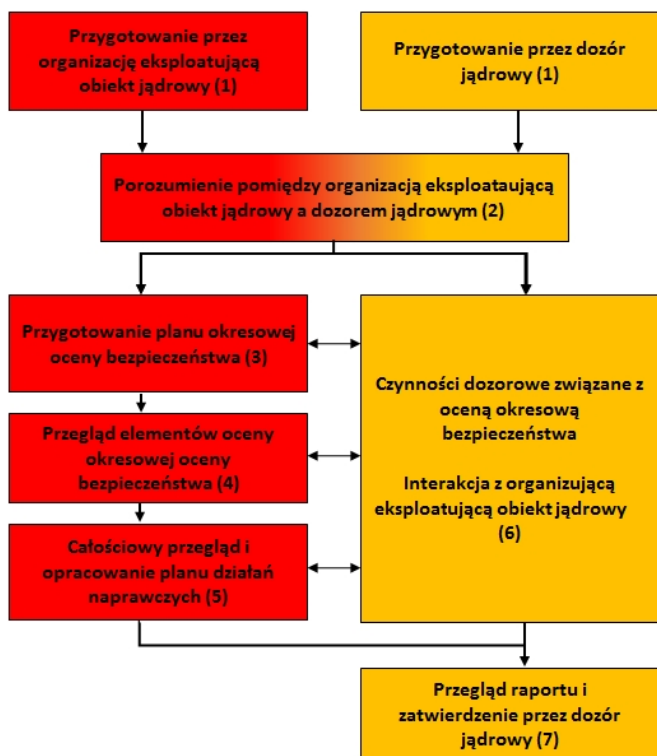
Zgodnie z powyższym schematem pierwszym etapem (punkt (1)) jest przygotowanie się do przeprowadzenia oceny okresowej bezpieczeństwa polegające na doborze odpowiedniego zespołu zarządzającego projektem, zapoznaniu się z procesem oceny, opracowanie wstępnego harmonogramu całego projektu, a także zapoznanie się z krajowymi wymogami prawnymi odnośnie do przeprowadzania tego procesu, jak również z międzynarodowymi standardami i doświadczeniami.

Drugim etapem (punkt (2)) jest osiągnięcie porozumienia między jednostką, która będzie przeprowadzać ocenę okresową bezpieczeństwa, a dozorem jądrowym, który

będzie taką ocenę analizował, a raport z niej zatwierdzał. Porozumienie powinno dotyczyć wstępnego zakresu oceny, jak również zasad komunikacji i ustalenia harmonogramu, jeśli ten nie wynika z przepisów krajowych albo warunków zapisanych w zezwoleniu na eksploatację ocenianego obiektu.

Następnie jednostka organizacyjna przygotowuje plan oceny okresowej bezpieczeństwa (punkt (3)), który będzie opisywał, w jaki sposób wykonana zostanie ocena, a w tym, jakie jej elementy zostaną wybrane. Może się zdarzyć, że poza wskazanymi przez SSG-25 elementami oceny zostanie dodany jakiś nowy jej element albo jakiś element oceny z tego dokumentu nie zostanie wykorzystany. Sytuacja taka może wystąpić np. w przypadku reaktorów badawczych, które przeważnie nie posiadają probabilistycznych analiz bezpieczeństwa, gdzie można pominąć czynnik oceny nr 6. Było tak w przypadku ocen okresowych bezpieczeństwa po awarii w elektrowni Fukushima Daiichi, gdy do oceny dodawano specjalny element odpowiedzialny za doświadczenia wyciągnięte z analizy tej awarii. Poza elementami oceny w planie wskazywany jest zakres tej oceny, metodyka i kryteria dla każdego elementu oraz dalsze działania związane ze wskazaniem niezgodności i spostrzeżeń wynikających z oceny oraz działania związane z postępowaniem naprawczym.

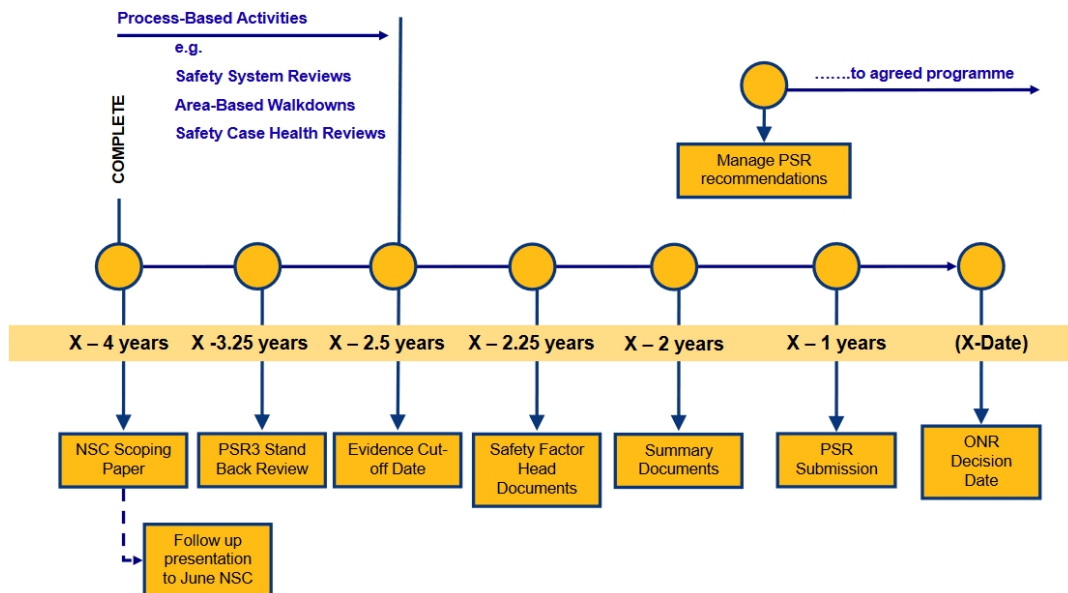
Po zatwierdzeniu lub zaakceptowaniu przez dozór jądrowy planu oceny bezpieczeństwa jednostka organizacyjna może przeprowadzić ocenę bezpieczeństwa na podstawie kryterium i metodologii zapisanych w tym dokumencie. Zazwyczaj ocena bezpieczeństwa każdego z elementów bezpieczeństwa prowadzona jest równolegle, ale niektóre elementy oceny się nakładają i wymagają współpracy zespołów dokonujących tej oceny. Efektem tego jest ujawnienie ewentualnych niezgodności i spostrzeżeń (ang. *findings*) dotyczących zarówno części technicz-



Rys. 1. Schemat procesu oceny okresowej bezpieczeństwa zgodny z założeniami SSG-25 (źródło własne).

		Safety factors providing input													
		SF1	SF2	SF3	SF4	SF5	SF6	SF7	SF8	SF9	SF10	SF11	SF12	SF13	SF14
Safety factors receiving input	SF 1		X	X	X	X	X	X	X	X			X	X	X
	SF 2	X		X	X	X			X	X	X				
	SF 3	X	X		X	X	X	X	X	X	X			X	
	SF 4	X	X	X		X	X	X	X	X	X	X			
	SF 5	X	X	X	X		X		X	X		X	X	X	
	SF 6	X	X	X	X	X		X	X	X		X	X	X	
	SF 7	X	X	X		X	X		X	X		X	X	X	X
	SF 8	X	X			X	X	X		X	X	X	X		X
	SF 9	X									X	X			X
	SF 10		X			X	X		X	X		X	X		X
	SF 11	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X		X	X	X
	SF 12	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X	X			
	SF 13	X				X	X	X	X	X		X			
	SF 14	X	X				X		X	X		X			

Rys. 2. Schemat nakładania się na siebie czynników oceny podczas przeprowadzania procesu oceny okresowej bezpieczeństwa. Oznaczenie kolumn i wierszy zgodne z podanymi wcześniej numerami (źródło SSG-25).



Rys. 3. Schemat procesu okresowej oceny bezpieczeństwa wykonywanego w Wielkiej Brytanii (źródło: prezentacja ONR na warsztaty ENSREG, Dr. Gary Cook – Office for Nuclear Regulation (UK). Jako „x-1 years” zaznaczono moment dostarczenia raportu z oceny do dozoru jądrowego, a „x-Date” oznacza czas wydania decyzji przez dozór jądrowy).

nej, jak i organizacyjnej jednostki eksploatacyjnej. Niezgodności i spostrzeżenia mogą być negatywne, wskazujące, że jakiś element techniczny bądź organizacyjny nie spełnia lub nie będzie spełniał kryteriów oceny i konieczne będzie wprowadzenie działań naprawczych, albo pozytywne, wskazujące, że jednostka eksploatacyjna w pewnym aspekcie wyprzedza wymogi względem bezpieczeństwa jądrowego.

Po zakończeniu oceny bezpieczeństwa jednostka organizacyjna zbiera negatywne niezgodności i spostrzeżenia stwierdzone dla wszystkich elementów oceny i przeprowadza całościowo ich kategoryzację na te, w których przypadku wprowadzenie działań naprawczych jest konieczne w pierwszej kolejności, oraz te, z których wprowadzeniem działań naprawczych można poczekać na ukończenie pierwszych działań. Kryteria, z których korzysta się przy przeprowadzeniu kategoryzacji, wcześniej określone są w planie oceny. Zazwyczaj najpilniejszymi do wprowadzenia działaniami naprawczymi są te, które mają największy wpływ na poprawę bezpieczeństwa jądrowego, a mniej pilne są działania naprawcze związane np. z dyspozycyjnością obiektu albo ze spełnieniem międzynarodowych standardów bezpieczeństwa. Po przeprowadzonej kategoryzacji opracowuje się harmonogram działań naprawczych na następne lata, które powinny wyeliminować negatywne niezgodności i spostrzeżenia.

Zarówno plan oceny okresowej bezpieczeństwa, jak również raport z przeprowadzonej oceny, a w szczególności harmonogram działań naprawczych, oceniane są przez dozór jądrowy na różnych etapach ich przygotowania (punkt (6)), tak aby ostatecznie dozór jądrowy mógł zdecydować, czy ocena została przeprowadzona właściwie i ewentualnie zatwierdzić raport (punkt (7)).

Opisany wyżej proces oceny okresowej bezpieczeństwa jest modelowy, wskazywany przez MAEA. Zdarza się jednak, że procesy te wyglądają inaczej i np. pominięty zostaje etap opracowania planu oceny okresowej bezpieczeństwa, gdy przepisy szczegółowo opisują zakres i metodologię wykonywania oceny dozorowej.

Po zakończeniu procesu oceny jednostka organizująca powinna zgodnie z raportem w ciągu najbliższych lat wprowadzić działania naprawcze w celu wyeliminowania niezgodności.

Czas trwania całego procesu nie jest zdefiniowany w dokumentach MAEA i zależy od podejść stosowanych w poszczególnych krajach i od typu obiektu jądrowego. W Wielkiej Brytanii cały proces oceny trwa mniej więcej 4 lata zgodnie z przedstawionym poniżej schematem<sup>3</sup>. W tym okresie brytyjski dozór jądrowy ONR (Office for Nuclear Regulation) przez około rok dokonuje oceny dozorowej, przeprowadzając poza przeglądem dokumentacji wizyty w ocenianym obiekcie. Po zakończeniu projektu przewidywane jest, że wszystkie działania naprawcze zostaną wprowadzone w czasie 2 lat od zakończenia procesu.

Przykładowymi działaniami naprawczymi wskazanymi podczas trzeciej oceny okresowej bezpieczeństwa wykonywanej we Francji dla reaktorów generacji 900 MWe były m.in.:

- w zakresie potencjalnych skutków awarii projektowych modyfikacje zaworów bezpieczeństwa stabilizatora ciśnienia do ochrony przed wzrostem ciśnienia w obiegu pierwotnym podczas stanów pracy obiektu związanych z wyłączeniem reaktora oraz dodanie automatycznego sygnału wyłączającego główne pompy w obiegu pierwotnym w celu przeciwdziałania skutkom awarii związanej

<sup>3</sup> Periodic Safety Reviews (PSRs) – Presentation to ENSREG Workshop, Dr. Gary Cook – Office for Nuclear Regulation (UK).

z utratą chłodziwa z obiegu pierwotnego na odcinku pomiędzy wytwornicą pary a pompami głównymi,

- w zakresie potencjalnych rozszerzonych warunków projektowych dodanie pomiarów koncentracji uwolnień wodoru do obudowy bezpieczeństwa,
- w zakresie ochrony radiologicznej dodanie płyt osłonowych do wymienników ciepła w obiekcie w celu zmniejszenia dawek dla pracowników.

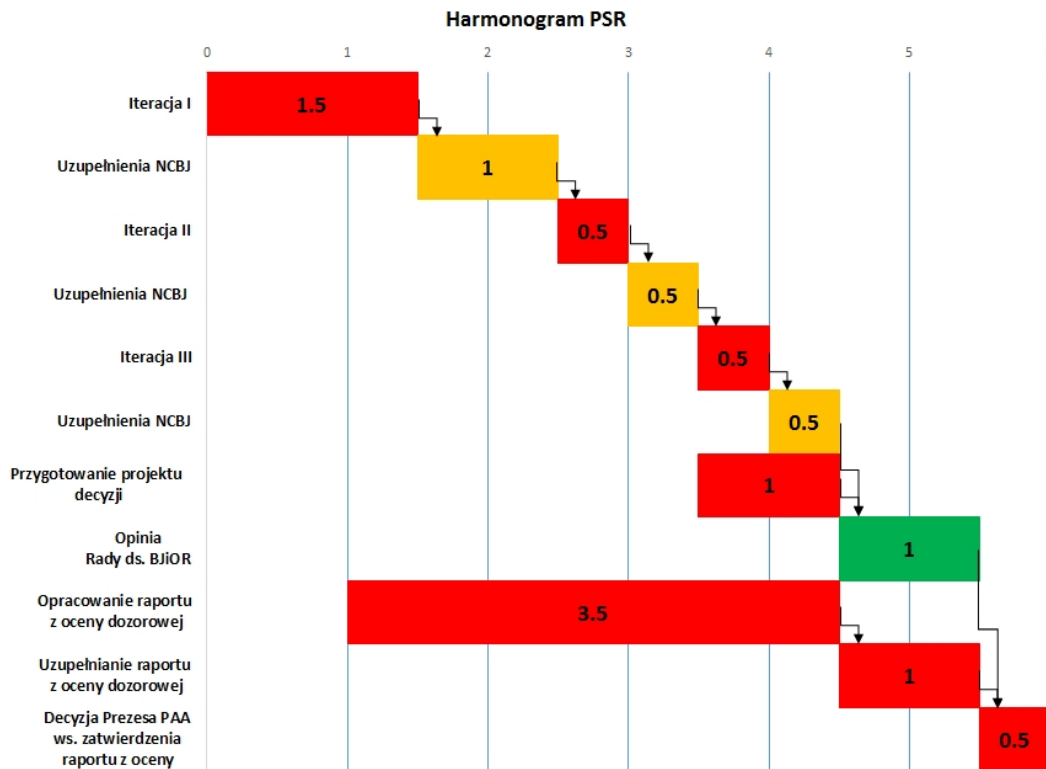
## Ocena okresowa bezpieczeństwa w reaktorze MARIA

Reaktor MARIA obecnie pracuje na podstawie zezwolenia na eksploatację z dnia 31 marca 2015 r. wydanego na dziesięć lat. We wspomnianym zezwoleniu określono zgodnie z przepisami prawnymi termin oceny okresowej reaktora, który przypadł na lata 2018–2019. Zgodnie z treścią zezwolenia ocena taka powinna być wykonana w reaktorze MARIA do końca marca 2019 r., czyli po czterech latach od wydania zezwolenia. Będzie to pierwsza w historii reaktora MARIA ocena okresowa bezpieczeństwa. Wcześniej zezwolenie było wydawane na okres pięciu lat i co pięć lat nie przedłużano starego zezwolenia, lecz wydawano nowe, przeprowadzając pełną ocenę dozоровą, co, jak wspomniano wyżej, w Stanach Zjednoczonych jest nadal stosowaną praktyką zamiast oceny. W wydanym zezwoleniu ważnym przez następne dziesięć lat zapisano, że w odniesieniu do reaktora MARIA trzeba przepro-

wadzić w tym czasie dwie oceny okresowe bezpieczeństwa, a pierwszą w terminie do końca marca 2019 r. Dodatkowo zapisano w zezwoleniu warunek dotyczący przygotowania planu okresowej oceny bezpieczeństwa. Dokument ten zgodnie z wymogami zezwolenia musiał być dostarczony do Prezesa PAA najpóźniej sześć miesięcy przed zakończeniem oceny okresowej bezpieczeństwa i musiał być zatwierdzony przez Prezesa PAA.

## Plan oceny okresowej bezpieczeństwa reaktora MARIA

W przypadku reaktora MARIA proces związany z przeprowadzaniem pierwszej oceny okresowej bezpieczeństwa rozpoczął się w 2018 r. okresem, podczas którego PAA przygotowywało się do oceny planu oceny, a NCBJ (Narodowe Centrum Badań Jądrowych) przygotowywało plan oceny okresowej bezpieczeństwa. 20 sierpnia 2018 r. NCBJ przesłało do PAA pismo zawierające plan oceny okresowej bezpieczeństwa. Plan ten po zgłoszeniu uwag i uzupełnieniu ich przez NCBJ został zatwierdzony przez Prezesa PAA 15 lutego 2019 r. Dokument poza wymaganymi informacjami odnośnie do zakresu wskazanymi w rozporządzeniu Rady Ministrów w sprawie oceny okresowej bezpieczeństwa jądrowego obiektu jądrowego zawierał również dokumentację oceny oraz opis zapewnienia jakości podczas przeprowadzania oceny, czynności w przypadku stwierdzenia niezgodności i wynikających z nich działań



Rys. 4. Wykres Gantta uwzględniający podział projektu na poszczególne zadania wykonywane podczas oceny dozоровej raportu z oceny. Kolorem czerwonym zaznaczono działania dozoru jądrowego, żółtym NCBJ, a zielonym Rady do spraw Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej.



naprawczych. Jako elementy oceny, które zostaną przeanalizowane, wybrano te wskazane w rozporządzeniu, mając na uwadze również wymagania wspomnianego wcześniej SSG-25. Zgodnie z wymaganiami zezwolenia ocena okresowa bezpieczeństwa powinna się zakończyć do 31 marca 2019 r. i od tego czasu NCBJ będzie przygotowywał raport z oceny, który do końca czerwca br. przedstawiony zostanie Prezesowi PAA. Od tego momentu Prezes PAA będzie miał sześć miesięcy na ocenę raportu, ewentualne zatwierdzenie go i zakończenie procesu oceny okresowej reaktora MARIA. Ocena dozorowa przedstawionego przez NCBJ dokumentu będzie się wiązała ze sprawdzeniem zgodności jego treści z przedstawionym i zatwierdzonym wcześniej planem oceny. Między innymi sprawdzone zostaną zgodności z przyjętą metodyką, określonymi kryteriami analizy elementów oceny przy wyszukiwaniu ewentualnych niezgodności i spostrzeżeń oraz prawidłowa kategoryzacja niezgodności i harmonogram działań naprawczych, który dowiedzie, że działania mające najważniejszy wpływ na bezpieczeństwo jądrowe będą priorytetowe.

Równoległe z przeprowadzaniem oceny dozorowej zespoły sprawdzające będą przygotowywać raport z oceny dozorowej, który będzie dokumentem opisującym, w jaki sposób ocena dozorowa została przeprowadzona oraz projekt decyzji dotyczącej zatwierdzenia przez Prezesa PAA raportu z okresowej oceny bezpieczeństwa. Po zakończeniu tego etapu projekt decyzji wraz z ostateczną wersją raportu zostanie przedstawiony zgodnie z zapisami prawa Radzie do spraw Bezpieczeństwa Jądrowego i Ochrony Radiologicznej, która wyda opinię odnośnie do raportu z oceny. Opinia Rady wraz z raportem oceny dozorowej oraz projektem decyzji dotyczącej zatwierdzenia zostaną przedstawione Prezesowi PAA. Po zatwierdzeniu

raportu NCBJ przystąpi do określonych w tym dokumencie działań naprawczych, które będą monitorowane przez PAA do momentu ich wprowadzenia przez NCBJ.

## Podsumowanie

Okresowa ocena bezpieczeństwa reaktora MARIA przeprowadzana w latach 2018–2019 zgodna będzie z wymaganiami polskich przepisów odnośnie do zapewnienia bezpieczeństwa jądrowego oraz międzynarodowych standardów MAEA. Będzie to pierwsza taka ocena w Polsce i wnioski, które będą z niej wyciągnięte, będą w przyszłości wykorzystywane przy kolejnych ocenach okresowych bezpieczeństwa reaktora badawczego oraz planowanych do budowy w Polsce elektrowni jądrowych.

## Notka o autorze

**Marcin Dąbrowski** – absolwent wydziału Mechanicznego Energetyki i Lotnictwa Politechniki Warszawskiej, inspektor dozoru jądrowego II st., naczelnik Wydziału Oceny Dozorowej i Zezwoleń w Departamencie Bezpieczeństwa Jądrowego i Programów Międzynarodowych Państwowej Agencji Atomistyki.

## Literatura

1. IAEA SSG-25, „*Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants*”, IAEA Vienna 2013.
2. „Obwieszczenie Marszałka Sejmu RP z dnia 23 marca 2018 w sprawie ogłoszenia jednolitego tekstu ustawy – Prawo atomowe” Dz.U. z dnia 26 kwietnia 2018, poz.792.
3. „Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 27 grudnia 2011 w sprawie okresowej oceny bezpieczeństwa jądrowego obiektu jądrowego”, Dz.U. z dnia 25 maja 2012, poz.556

# Zintegrowane analizy awarii ciężkich na przykładzie eksperymentu Phebus FPT-1 z wykorzystaniem kodu obliczeniowego MELCOR 2.2 – Część 1: Opis instalacji, modelu i kwalifikacja stanu ustalonego

Piotr Darnowski<sup>a</sup>, Mateusz Włostowski<sup>b</sup>

<sup>a</sup> Politechnika Warszawska, <sup>b</sup> Państwowa Agencja Atomistyki

## Wstęp

Wymagania polskiego prawa odnoszące się do analiz bezpieczeństwa ciężkich awarii reaktorów energetycznych stanowią, że prowadzi się je „stosując założenia, dane, metody i kryteria decyzyjne oparte na najlepszym oszacowaniu. Tam gdzie nie jest to możliwe, stosuje się zachowawcze podejście, uwzględniając niepewności w rozumieniu modelowanych procesów fizycznych” [1]. Ponadto „przy wykonywaniu analiz deterministycznych bezpieczeństwa ciężkich awarii elektrowni jądrowej (...) jest wymagane dokładne modelowanie zachowania się rdzenia reaktora, obiegu chłodzenia reaktora i obudowy bezpieczeństwa reaktora” [1]. Jednym ze sposobów spełnienia tych wymagań jest używanie systemowych kodów obliczeniowych najlepszego oszacowania (ang. *best estimate*) dedykowanych ciężkim awariom, jakim jest np. kod MELCOR 2.2<sup>1</sup>. Ponadto w rozporządzeniu o analizach<sup>2</sup> sformułowano wymaganie, że „w analizach deterministycznych bezpieczeństwa ciężkich awarii elektrowni jądrowych (...) modeluje się szeroką gamę procesów fizycznych, które mogą wystąpić po uszkodzeniu rdzenia reaktora oraz tych, które mogą prowadzić do uwolnień substancji promieniotwórczych do środowiska” [1]. Spełnienie tych wymagań zobowiązuje do znajomości niepewności procesów fizycznych modelowanych przez kod obliczeniowy i konieczności ich uwzględnienia. Jednym z najlepszych (jak nie najlepszym) sposobem na poznanie niepewności modelowych używanego kodu obliczeniowego jest porównanie wyników

obliczeń otrzymanych za jego pomocą z danymi eksperymentalnymi symulującymi zjawiska występujące podczas ciężkich awarii. Przykładem takiego eksperymentu jest instalacja eksperymentalna Phebus i przeprowadzone w niej doświadczenie FPT-1. W niniejszym artykule opisano proces analizy tego eksperymentu w kodzie obliczeniowym MELCOR 2.2 i porównano otrzymane wyniki z danymi eksperymentalnymi.

Artykuł ten stanowi pierwszą część cyklu dwóch prac. Pierwsza praca opisuje instalację, model oraz kwalifikację stanu ustalonego.

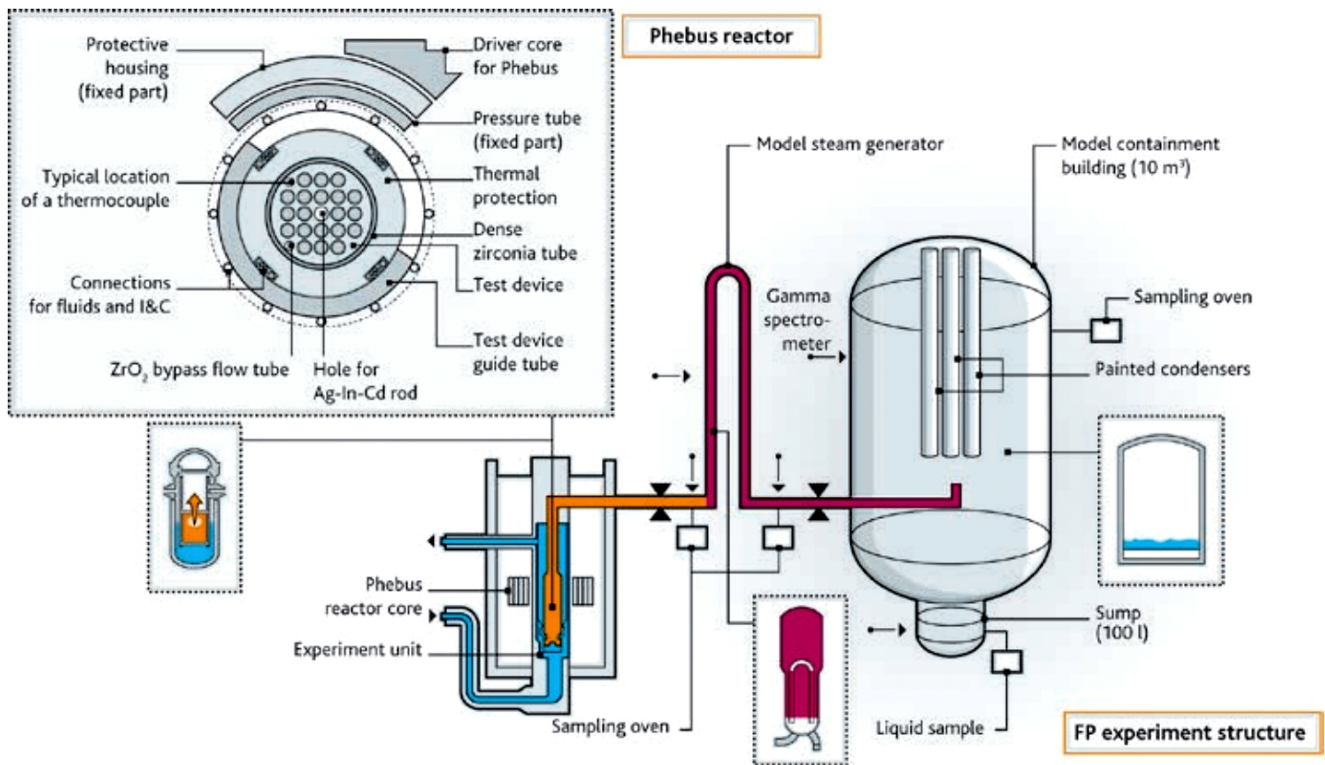
## Eksperyment Phebus

Program Phebus FP obejmował pięć zintegrowanych eksperymentów symulujących ciężką awarię reaktora PWR, z których drugim w kolejności był eksperyment FPT-1. Uwzględniały one m.in. degradację paliwa, produkcję wodoru, uwolnienia produktów rozszczepienia oraz transport i zachowanie ich w obudowie bezpieczeństwa. Eksperyment przeprowadzony był przez francuski Instytut Ochrony Radiologicznej i Bezpieczeństwa Jądrowego (IRSN) w ścisłej współpracy z Komisją Europejską, korzystając z eksperymentalnych obiektów Commissariat à l’Energie Atomique (CEA) w Centrum Badawczym w Cadarache (Francja). Test FPT-1 przeprowadzono 26 lipca 1996 roku. Rysunek 1 przedstawia poglądowy schemat instalacji.

<sup>1</sup> MELCOR 2.2 – systemowy kod obliczeniowy przeznaczony do analiz awarii ciężkich stworzony dla Komisji dozoru jądrowego Stanów Zjednoczonych – US NRC.

<sup>2</sup> Rozporządzenie o analizach – pozycja nr 1 w bibliografii.





Rys. 1. Uproszczony schemat instalacji Phebus [2].

Ogólnym celem programu Phebus FP było zbadanie kluczowych zjawisk związanych z ciężkimi awariami reaktorów lekkowodnych, poprzez serię zintegrowanych eksperymentów w reaktorze Phebus. Wyróżniono kilka głównych celów projektu, w tym m.in.:

- użycie globalnych eksperymentów do sprawdzania założeń dokonanych w kodach obliczeniowych,
- uzyskiwanie danych eksperymentalnych w celu zwalidowania kodów systemowych używanych w analizie bezpieczeństwa do oceny ilości i składu substancji promieniotwórczych uwolnionych z bloku jądrowego,
- lepsze zrozumienie ciężkich awarii oraz udostępnienia technicznej i naukowej bazy danych w celu m.in. lepszej oceny ryzyka uwolnienia izotopów promieniotwórczych.

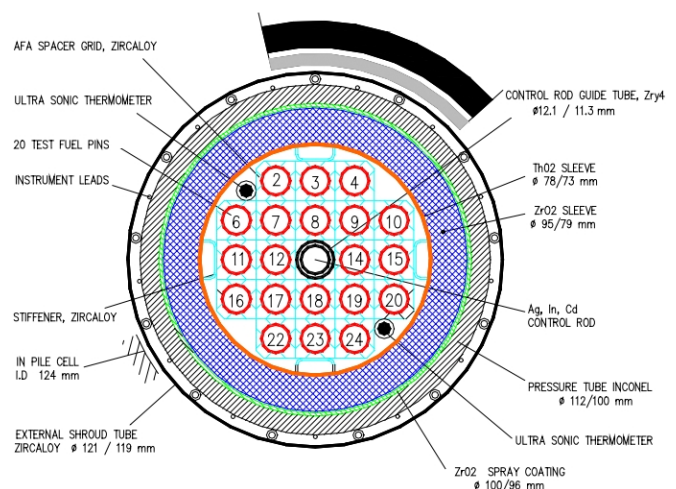
Instalacja zapewnia warunki, które umożliwiają badanie podstawowych zjawisk dotyczących uwalniania, transportu, osadzania i zatrzymywania produktów rozszczepienia. Należy zauważyć, że eksperymenty nie symulują okresu od pojawienia się zdarzenia inicjującego do fazy rozgrzewania się paliwa jądrowego, z udziałem przepływu dwufazowego w rdzeniu i obiegu pierwotnym. Uwzględnia się jedynie podgrzewanie, degradację i uwalnianie substancji promieniotwórczych w środowisku jednofazowej pary wodnej.

### Kaseta Paliwowa FPT-1

Prototypowa kaseta (wiązka) paliwowa eksperymentu Phebus FPT-1 tworzy rdzeń prototypowego reaktora. Struktura kasety paliwowej i jej otoczenia przedstawiona jest na rysunku 2. Rdzeń składa się z pojedynczego centralnego pręta kontrolnego oraz 20 prętów paliwowych.

W wewnętrznej części rdzenia znajduje się 8 wypalonych prętów paliwowych. Zewnętrzny pierścień rdzenia składa się z 10 wypalonych prętów paliwowych oraz 2 świeżych prętów. Aktywna część rdzenia ma wysokość 1000 mm.

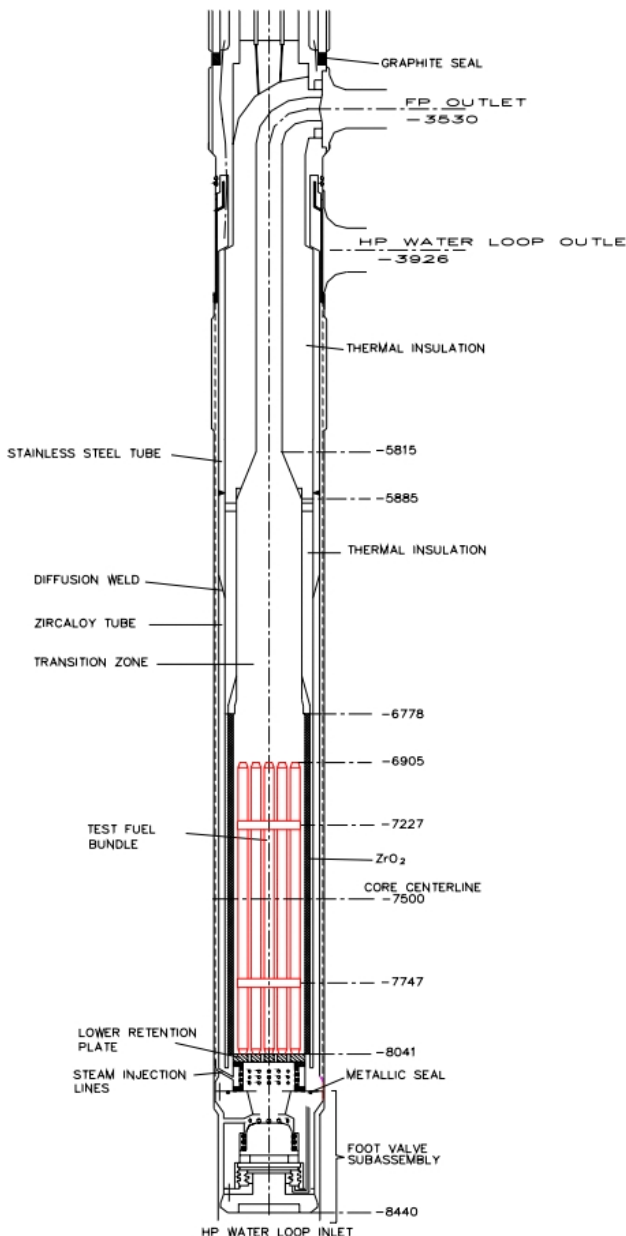
Pomiary w wiązce obejmują głównie temperatury: paliwa w jego osi i koszulce paliwowej (dla świeżych prętów paliwowych), pręta kontrolnego, usztywniaczy (ang. *Stiffener*), osłony kasety i chłodziwa. Po uszkodzeniu termopar (TC) umieszczonych na prętach paliwowych temperatura kasety paliwowej jest kontrolowana przez termopary umieszczone wewnątrz koszulki i na zewnętrznej powierzchni zewnętrznej warstwy izolacyjnej  $ZrO_2$ . Dwa termometry ultradźwiękowe (ang. *Ultrasonic Thermometer*)



Rys. 2. Promieniowa struktura kasety paliwowej (lub rdzenia) eksperymentu Phebus FPT-1. Świeże pręty paliwowe mają numery 10 i 16 [3].

umożliwiają lepszą kontrolę i pomiar temperatur w rdzeniu na różnych poziomach. Doświadczenia z napromienionymi prętami paliwowymi (FPT1, FPT2, FPT3) obejmują 18 prętów ze średnim wypalaniem (23.4 GWd/tU; bez termopar) i 2 świeże pręty paliwowe w celu umożliwienia zastosowania termopar dla bezpośredniego pomiaru temperatury paliwa. Natężenia przepływu chłodziwa, produkcja wodoru i produktów rozszczepienia są mierzone w obiegu. W szczególności, urządzenie On-line Aerosol Monitor (OLAM) umożliwia wykrywanie poważnych zdarzeń związanych z degradacją rdzenia. System pomiarowy mocy rdzenia, w tym tzw. komór rozszczepieniowych (ang. *fission chamber*) rozmieszczonych wokół rdzenia, może również wykrywać istotne zdarzenia relokacji materiału.

Umieszczenie rdzenia reaktora względem pionowej gorącej gałęzi obiegu pierwotnego przedstawione jest na rysunku 3.



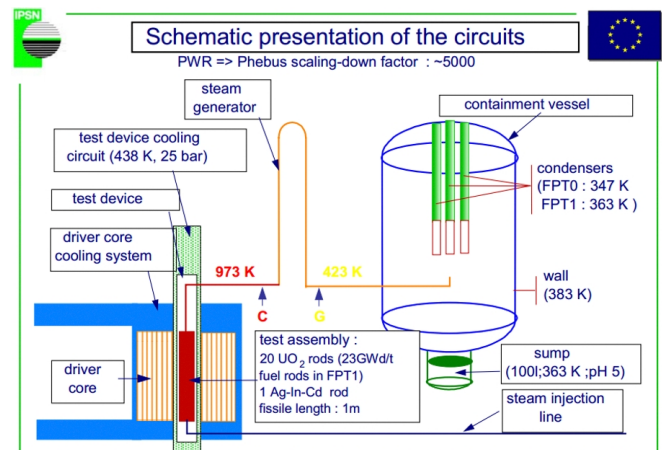
Rys. 3. Rdzeń reaktora testu Phebus oraz pionowa gałąź obiegu pierwotnego [3].

### Obieg chłodzenia FPT-1

Część instalacji, która odpowiadała za symulację obiegu pierwotnego, przedstawiona jest schematycznie na rysunku 4. Rurociąg między górną powierzchnią rdzenia a wejściem do zbiornika obudowy bezpieczeństwa składa się z następujących elementów:

- górna część sekcji testowej (gałąź pionowa, wysokość ~3 m, średnica wewnętrzna 0,073 m, stopniowo zmniejszająca się do 0,048 m, a następnie 0,03 m), gdzie temperatura gazu spada. Ściana powyżej ~20 cm nad rdzeniem utrzymywana jest w stałej temperaturze ~970K. Sekcja przedstawiona jest na rysunku 3,
- pozioma gałąź izotermiczna (970K), gorąca gałąź obiegu pierwotnego (długość ~9 m przy średnicy wewnętrznej 0,03 m) z urządzeniami do pobierania próbek wewnątrz specjalnego pieca,
- pionowa U-rura wytwornicy pary (~4 m wysokości i średnica wewnętrzna 0,02 m, łączna długość 8,3 m), przy temperaturze ścianek rur utrzymywanej na poziomie 420K,
- pozioma gałąź izotermiczna, zimna gałąź obiegu pierwotnego (420K) (~4 m długości z wewnętrzną średnicą 0,03 m), z urządzeniami do pobierania próbek wewnątrz pieca i połączeniem z naczyniem przechowawczym.

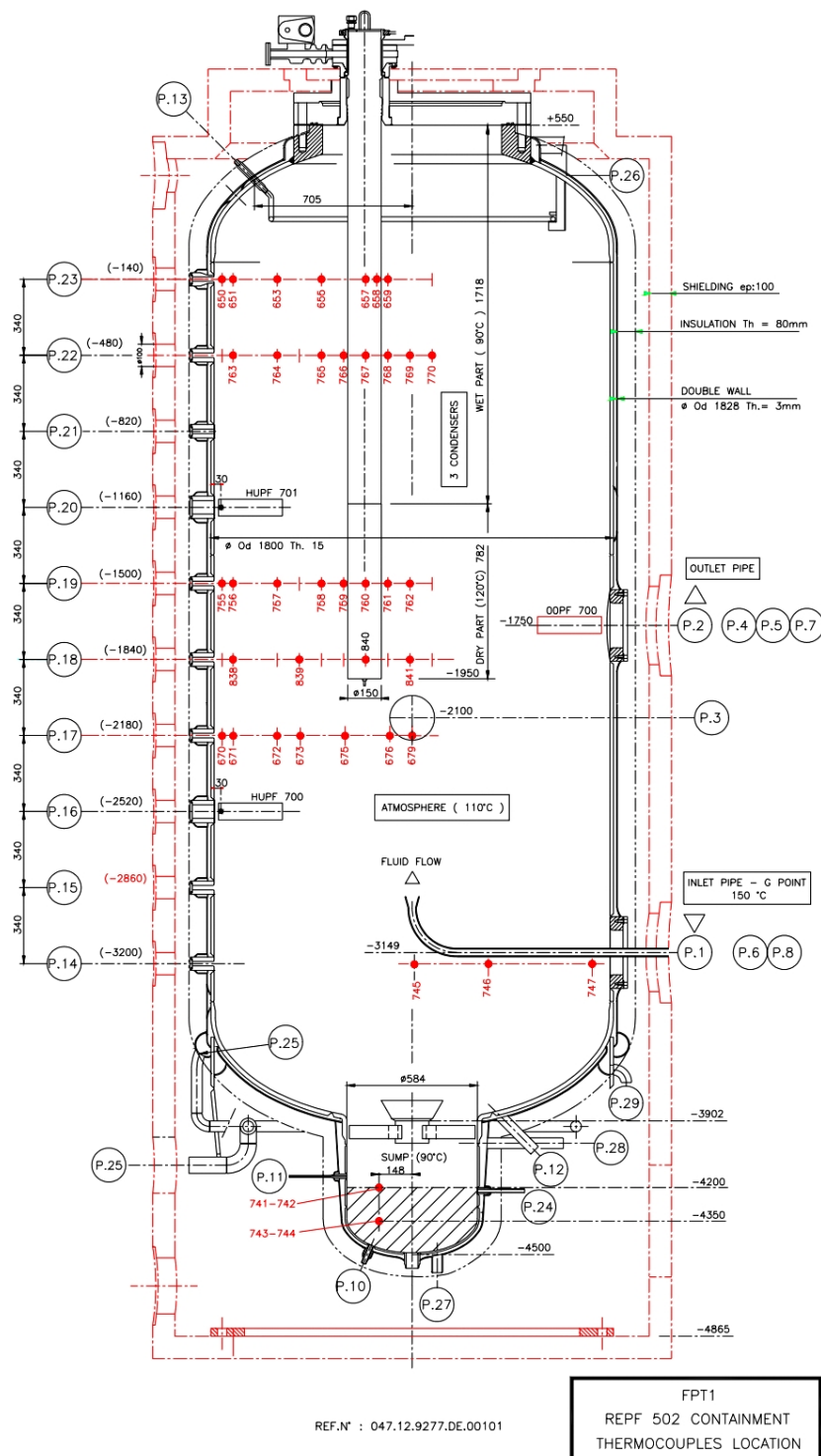
Pionowa i pierwsza pozioma gałąź razem symulują gorącą gałąź obiegu pierwotnego reaktora PWR, podczas gdy druga pozioma linia symuluje zimną gałąź.



Rys. 4. Schematyczny obraz obiegu eksperymentu FPT-1 [3].

### Obudowa bezpieczeństwa

Zbiornik symulujący obudowę ma objętość 10 m<sup>3</sup> oraz 5 m wysokości przy średnicy wewnętrznej 1,8 m. Współczynnik skalowania, 1:5000, odpowiada stosunkowi masy rdzenia reaktora PWR o mocy 900 MW do masy doświadczalnej wiązki paliwa Phebus FP. Uwzględniając obieg i rdzeń, reprezentatywne koncentracje produktów rozszczepienia są zachowane. Schemat zbiornika przedstawiono na rysunku 5.



Rys. 5. Schemat zbiornika obudowy bezpieczeństwa. Przekrój podłużny [3].

Przenikanie ciepła i zjawisko kondensacji pary wodnej w obudowie reaktora są symulowane przez trzy pionowe skraplacze. Ich schłodzone powierzchnie pokryte są farbą epoksydową jako możliwe źródło wychwytywania jodu cząsteczkowego i tworzenia organicznego jodu. Malowane, suche kondensatory przymocowane są do trzech mokrych kondensatorów. Zewnętrzne ścianki zbiornika obudowy są przegrzane względem warunków wewnątrz obudowy, aby zapobiec kondensacji pary wodnej i zminimalizować osadzanie się aerozoli.

Dolna część zbiornika jest zamknięta przez zakrzywioną konstrukcję dna zawierającą zbiornik ściekowy o objętości 0,1 m<sup>3</sup>. Misa ma średnicę 0,584 m w celu odtworzenia reprezentatywnej powierzchni wymiany atmosfera-woda dla reaktora PWR. Woda w zbiorniku ściekowym jest recyrkulowana przez dodatkową pętlę. W fazie zmywania na konstrukcję dna zbiornika obudowy bezpieczeństwa natryskiwana jest woda, w ten sposób zmywa osadzone aerozole do zbiornika ściekowego.



## International Standard Problem ISP-46

Eksperyment Phebus FPT-1 został wybrany jako podstawa dla International Standard Problem 46 (ISP-46). Głównym celem ISP-46 była ocena zdolności kodów komputerowych do modelowania w sposób zintegrowany fizycznych procesów zachodzących podczas ciężkiej awarii w reaktorze PWR. Rozpatrywano symulacje zintegrowane na poziomie całego systemu, obejmujące degradację rdzenia do fazy późnej (tworzenie się stopionych basenów), produkcję wodoru, uwalnianie produktów rozszczepienia i ich transport, zachowanie obiegu pierwotnego i obudowy bezpieczeństwa oraz chemii jodu. Porównywano również możliwości wyspecjalizowanych kodów obejmujących jeden aspekt postępu awarii, na przykład degradację rdzenia, z kodami systemowymi. Dostarczyło to możliwości przetestowania różnych poziomów modelowania matematycznego. ISP-46 przeprowadzono jako ćwiczenie otwarte, a wszystkie wyniki eksperymentalne były dostępne dla uczestników. Program zakończono w 2004 roku.

Program ISP-46 pomógł w ocenie niepewności związanych z obliczeniami ilości i składu substancji radioaktywnych uwolnionych z bloku jądrowego i stanu końcowego rdzenia oraz w identyfikacji pozostałych potrzeb związanych z modelowaniem.

Problem standardowy obejmował wszystkie fazy eksperymentu, oprócz wstępnej:

- Faza kasyety – degradacja paliwa, produkcja wodoru, uwalnianie produktów rozszczepienia, paliwa i materiałów konstrukcyjnych.
- Faza obiegu – produkty rozszczepienia i transport aerozoli w obiegu chłodzenia.
- Faza obudowy – zagadnienia ciepłno-przepływowe i fizyka aerozoli w szczelnej obudowie bezpieczeństwa.
- Faza chemii – chemia jodu w obudowie bezpieczeństwa.

Uczestnicy byli zachęceni do wykonywania całościowych obliczeń obejmujących wszystkie cztery fazy. Jednakże ISP był zorganizowany w taki sposób, że uczestnicy mogli obliczyć dowolną z powyższych faz w niezależny sposób, wykorzystując dedykowane kody.

Eksperymenty Phebus FP były szczegółowo analizowane za pośrednictwem kół interpretacji zorganizowanych pod auspicjami Komisji Europejskiej i samego projektu Phebus. Działania tych grup były ukierunkowane na szczegółową interpretację wyników eksperymentów i badanie związanych z nimi zjawisk fizycznych. Intencją ISP-46 nie było powielanie tych działań, lecz raczej koncentrowanie się na ogólnej wydajności stosowanych kodów. Wykorzystywano przy tym standardowe modele i opcje, o ile było to możliwe, z reprezentacją obiektu z podobnymi szczegółami, jak w przypadku badania instalacji. Miało to ułatwić ocenę wyciągniętych wniosków dotyczących analizy rzeczywistych jednostek wytwórczych i niepewności w analizie ryzyka. W drugim przypadku sformułowano zalecenia dotyczące dyskretyzowania, które należy zastosować

w analizie, dla dwóch przypadków: podstawowy przypadek z dyskretyzacją podobną do tej, którą można zastosować w badaniu reaktora, oraz opcjonalną, bardziej szczegółową – tryb „najlepszego oszacowania” – bardziej typową dla tych stosowanych w interpretacji eksperymentalnej. Zakładano, że uczestnicy będą mogli wykonać dwa zestawy obliczeń dla każdego kodu, który wybrali, aby można było zbadać wpływ precyzji dyskretyzacji. Zgłoszenie każdego kodu mogło składać się z przypadku bazowego i przypadku najlepszego oszacowania dla wszystkich danych liczbowych, którym towarzyszą badania wrażliwości, aby w ten sposób zgodnie z opinią uczestnika wyjaśnić wyniki. Jednak pierwszy zestaw obliczeń został uznany za ważniejszy.

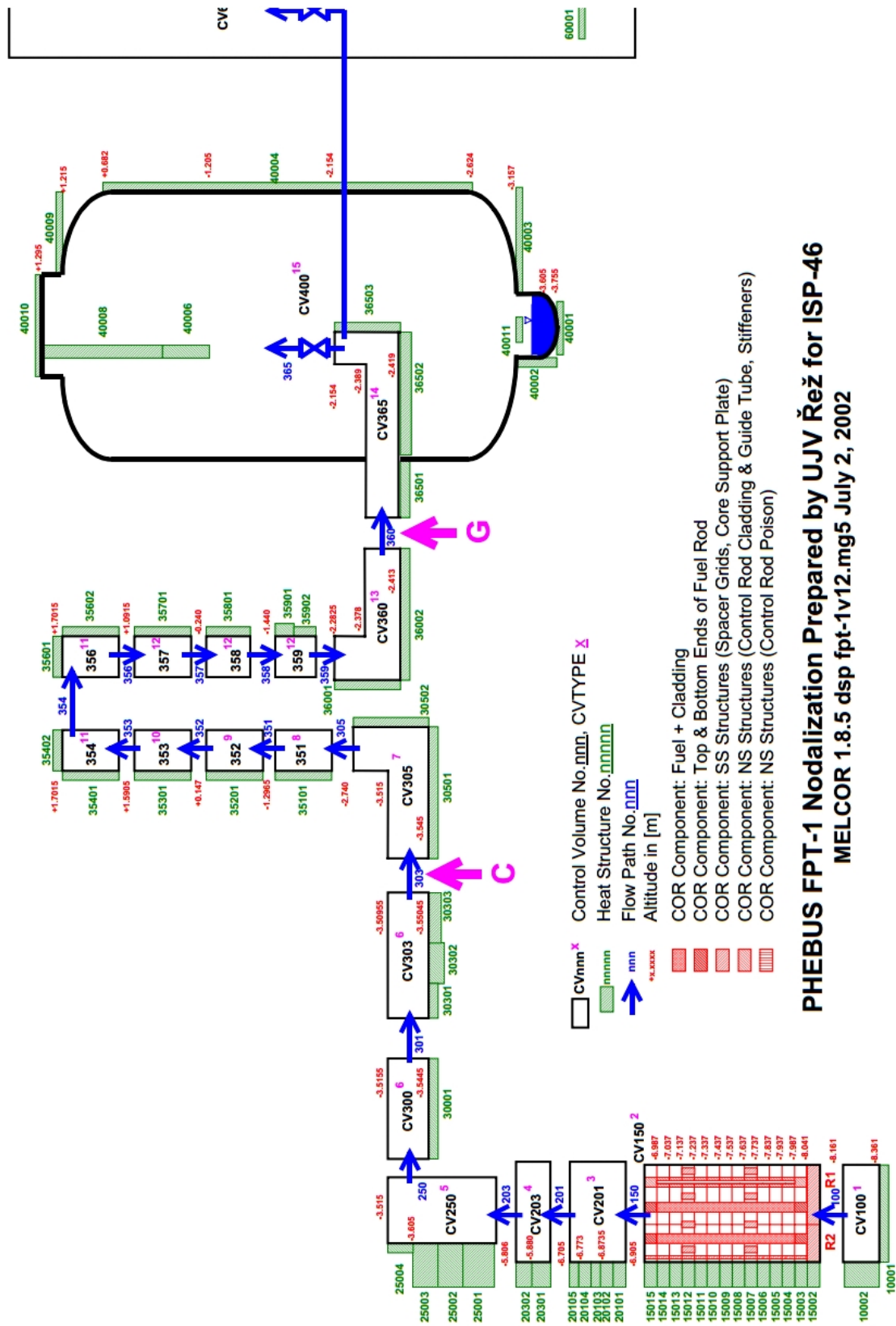
## Model obliczeniowy eksperymentu w kodzie MELCOR 2.2

### Nodalizacja

Jednym z podstawowych aspektów przygotowania modelu w kodzie MELCOR jest zaprojektowanie odpowiedniej nodalizacji (uwęzłowienia) układu dla objętości kontrolnych, ścieżek przepływu, rdzenia oraz struktur cieplnych. Raport ISP-46 [3] przedstawia zalecenia co do nodalizacji. W raporcie znaleźć można również przykładową nodalizację zaproponowaną przez Czeski UJV (rys. 6) – Model MELCOR NR1. Nodalizacja przedstawiona na rysunku 6 została wybrana jako baza dla modelu rozwiniętego w tej pracy. Wykonano przegląd literatury z uwzględnieniem wykorzystania innych nodalizacji. Wyciągnięto wnioski, że nodalizację UJV można wykorzystać i wprowadzić pewne uproszczenia.

W nodalizacji UJV dla pakietu CVH zmieniono model zimnej gałęzi wytwornicy pary, gdzie w modelu UJV znajdują się cztery objętości kontrolne, natomiast w modelu PW MELCOR 2.2 tylko jedna. Pozostały podział na objętości kontrolne jest identyczny. Zmieniono geometrię wytwornicy pary, gałęzi zimnej i obudowy, ponieważ elewacje w modelu UJV (rys. 6) są niezgodne z dokumentacją Phebus FPT-1 dla tych elementów. Geometrię rdzenia, struktur cieplnych dla rdzenia oraz objętości kontrolne dla rdzenia pozostawiono bez zmian. Zmieniono geometrię gorącej gałęzi obiegu pierwotnego tak, aby była zgodna z rysunkami technicznymi. Zmieniono nodalizację CVH wytwornicy, bazując na artykule [4]. Zastosowany model zimnej gałęzi obiegu pierwotnego bazuje na tej samej nodalizacji jak model UJV, aczkolwiek charakteryzuje się nieznacznie zmienioną geometrią.

Wykorzystano najprostszy model obudowy bezpieczeństwa z jedną objętością kontrolną, w zgodzie z zaleceniami ISP-46. Ilość i układ struktur cieplnych pozostał bez zmian w stosunku do modelu UJV. Geometrię obudowy zmieniono, tak aby była zgodna z przygotowanymi rysunkami technicznymi. W modelu PW nie wykorzystano dodatko-



Rys. 6. Wybrana baza nodelizacji układu instalacji FPT-1 [3].

wej objętości kontrolnej, która w modelu UJV służyła do izolacji obudowy – gazy zamiast trafiać do obudowy trafiały do tej objętości. W modelu PW obudowa jest odcinana bez zastosowania dodatkowej objętości. Dodatkowo w modelu PW znajduje się objętość dla poboru próbek gazu z obudowy.

## Rdzeń reaktora

Skład rdzenia wykorzystany w modelu obliczeniowym bazuje na składzie rdzenia dla modelu eksperymentu FPT-1, który jest opisany w MELCOR Manual Vol 3. Code Assessment [5], a który został rozwinięty przez twórców kodu MELCOR. Skład rdzenia zgadza się z dodatkiem do Raportu [3]. Kod MELCOR w pakiecie RN wykorzystuje domyślnie 15 klas i dwie dodatkowe, łącznie 17 klas radionuklidów. Dodano dodatkowe klasy dla materiałów konstrukcyjnych prętów kontrolnych AG-CR, IN-CR, CD-CR, wykorzystując kartę współczynników wrażliwości dla klas pakietu RN1. W modelu dodano i wykorzystano klasę jodku cezu (CSI) oraz klasę molibdenianu cezu (klasa CSM, odpowiadająca  $Cs_2MoO_4$ ). Obliczenia z wykorzystaniem tych klas są podejściem do modelowania zgodnym z praktykami najlepszego oszacowania w kodzie MELCOR [6].

W raporcie najlepszych praktyk kodu MELCOR [6], na bazie NUREG-1465, przyjmuje się, że w szczelinie gazowej umieszczone jest 5% gazów szlachetnych (klasa 1), 5% całej masy cezu (klasa 2) w rdzeniu (100% masy wodorotlenku cezu, CsOH), 1% baru (klasa 3), 5% telluru (klasa 5) oraz 5% jodku cezu (klasa 16). W modelu PW zastosowano to podejście oraz wykorzystano modyfikacje dla klas I2, CS, MO, CSM oraz CSI. Przeliczono masy klas radionuklidów i przeprowadzono specjacje, uwzględniając szczelinę gazową.

Zastosowane podejście dla jodu jest inne niż zalecenia SOARCA. Model PW dla jodu bazuje na nowym raporcie SOARCA UA [8]. W tym raporcie znajduje się 5 wariantów podziału jodu i cezu, wybrano nr 5, który uważa się za najbardziej prawdopodobny. Wariant #5 zakłada obecność jodu cząsteczkowego w paliwie. W konsekwencji jod nie wiąże się całkowicie z cezem do jodku cezu, ponieważ (założone) 2,77% jodu z początkowej masy rdzenia pozostaje w paliwie w formie cząsteczkowej, a pozostałe 97,23% łączy się z cezem. Zgodnie z SOARCA i NUREG-1465, jod cząsteczkowy nie trafia do szczeliny gazowej.

Eksperyment Phebus pokazał rolę uwolnienia materiałów konstrukcyjnych w rdzeniu. Dla Phebus FPT-1 szczególnie istotne jest uwalnianie srebra-indu-kadmu (stopu Ag-In-Cd lub AIC) z prętów kontrolnych. Model tego zjawiska nie jest domyślnie aktywny w kodzie MELCOR. Konieczne było dodanie odpowiednich korelacji na parametry uwalniania Ag, In oraz Cd. W ramach pakietu RN1 kodu MELCOR dodano korelacje oraz nowe klasy radionuklidów AG-CR, CG-CR oraz IN-CR, czyli klasy 18, 19, 20. Dane dla tego problemu zawiera raport naj-

lepszych praktyk kodu MELCOR [6]. Warto również wspomnieć, że istotną substancją uwalnianą z materiałów konstrukcyjnych jest cyna (Sn). Znajduje się ona w koszulkach elementów paliwowych i jest uwalniana podczas ich degradacji. Problem ten opisany jest w przewodniku najlepszych praktyk kodu MELCOR [6] i nie jest domyślnie modelowany przez MELCOR.

Model rdzenia PW dla instalacji Phebus dla pakietu COR kodu MELCOR składa się z 2 pierścieni (Ring) oraz 14 poziomów osiowych (Axial Level). Model rdzenia dla pakietu COR skonstruowany jest z dwuwymiarowej siatki węzłów obliczeniowych, która w ostatecznym modelu tworzy osiowosymetryczny trójwymiarowy model rdzenia (można określić, że jest to model kwazi-3D). W nomenklaturze kodu MELCOR węzły nazywa się komórkami (Core Cells). W modelu PW elewacje dla kolejnych poziomów bazują na modelu MELCOR NR1 z raportu ISP-46 [3]. Wewnętrzny pierścień ma promień 21,33 mm, a zewnętrzny promień ma 36,5 mm [5].

Cieplno-przepływowy model rdzenia reaktora Phebus rozwinięty w ramach niniejszej pracy składa się z jednej objętości kontrolnej dla pakietu CVH oraz dwóch ścieżek przepływu. Ponadto, zawiera jedną objętość wlotu do rdzenia.

Rdzeń instalacji Phebus otoczony jest osłoną termiczną wykonaną z różnych materiałów, w tym z tlenku cyrkonu oraz tlenku toru. Osłona termiczna symulowana jest przez zestaw struktur cieplnych. Schemat taki zaczerpnięto z opisu modelu MELCOR NR1 z raportu ISP-46 [2] oraz opisu modelu MELCOR SNL [5]. Każdy poziom rdzenia ma odpowiadającą mu strukturę cieplną o jednakowej wysokości. W modelu MELCOR, należy również wykorzystać struktury cieplne nad rdzeniem dla każdego oddzielnego pierścienia rdzenia. Szczególną częścią struktur cieplnych dla rdzenia są dwie szczeliny gazowe wypełnione parą wodną. Szczeliny w wyniku nagrzewania się struktur podczas testu domykają się. W modelu PW zjawisko domknięcia się szczeliny zamodelowano jako zmianę przewodności cieplnej materiału szczeliny w funkcji temperatury. Modele tego typu opisane są zarówno w raporcie SNL nt. oceny kodu MELCOR [5], jak również w dodatku do raportu ISP-46 [3].

## Obieg chłodzenia

Objętość rdzenia podłączona jest do objętości wlotowej oraz pionowej gałęzi obiegu pierwotnego. Pionowa gałąź składa się z trzech objętości kontrolnych (UP1, UP2, RISER-BEND) i łączy się z gorącą gałęzią obiegu chłodzenia (HL1, HL2, SG-IN). Ostatnia objętość kontrolna łączy się bezpośrednio z wytwornicą pary. Wytwornica pary składa się z 4 objętości dla części gorącej i jednej objętości dla części zimnej. Dalej obieg chłodzenia łączy się z zimną gałęzią obiegu pierwotnego, która składa się z dwóch objętości kontrolnych (SG-CL1 i CL2-CONT).



Lokalne straty hydrauliczne ścieżek przepływowych zostały oszacowane dla odcinków z nagłą ekspansją lub kontrakcją, dysz i kolan pojawiających się w przepływie.

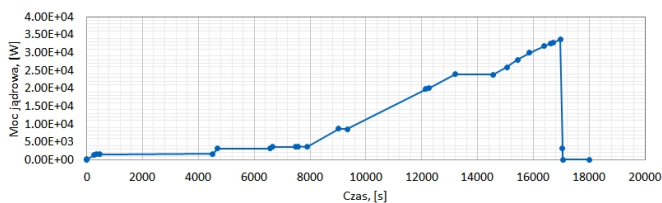
W modelu obiegu chłodzenia zastosowano 29 struktur cieplnych, w tym 5 struktur dla rurociągu obiegu nad reaktorem symulowanego przez objętość kontrolną UP1, następnie 2 struktury dla kolejnej części rurociągu z objętością UP2. Trzecia objętość RISER-BEND połączona jest z 4 strukturami cieplnymi. Wszystkie struktury ciepłe w obiegu pierwotnym są cylindryczne. Pionowa gorąca gałąź obiegu zawiera 4 struktury ciepłe, wytwornica pary symulowana jest przez 7 struktur. Model zimnej gałęzi obiegu pierwotnego zawiera 5 struktur cieplnych.

## Obudowa bezpieczeństwa

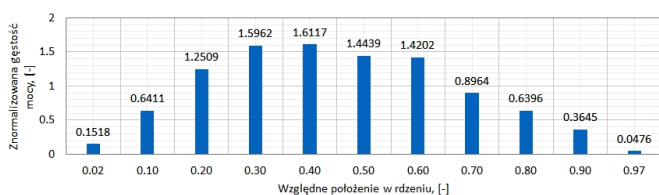
Model obudowy składa się z jednej objętości kontrolnej połączonej z obiegiem pierwotnym jedną ścieżką kontrolną. Obudowa komunikuje się łącznie z 10 strukturami cieplnymi. Dwie z nich modelują rurociąg zimnej gałęzi obiegu pierwotnego wchodzący do obudowy. Studzienka obudowy zawiera jedną półsferyczną strukturę ciepłą symulującą dennicę na dnie studzienki oraz cylindryczną objętość symulującą ścianę studzienki. Dwie struktury ciepłe symulują trzy suche oraz mokre cylindryczne kondensatory.

## Warunki początkowe i brzegowe

Początek eksperymentu odpowiada czasowi 0 sekund w obliczeniach modelem PW. W tym momencie rozpoczyna się faza przepływu pary przez instalację oraz rośnie moc jądrowa reaktora Phebus. Faza pierwsza i druga (faza kasy i faza obiegu) trwają do 18 660 sekund. W 18 660 sekundzie od rozpoczęcia eksperymentu obudowa bezpieczeństwa zostaje odcięta od pozostałej części obiegu, kończąc fazę pierwszą i drugą. Trzecia faza eksperymentu, faza obudowy (aerozoli), kończy się po 30 000 sekund od rozpoczęcia eksperymentu. Obliczenia kodem MELCOR



Rys. 7. Przebieg mocy jądrowej w rdzeniu.



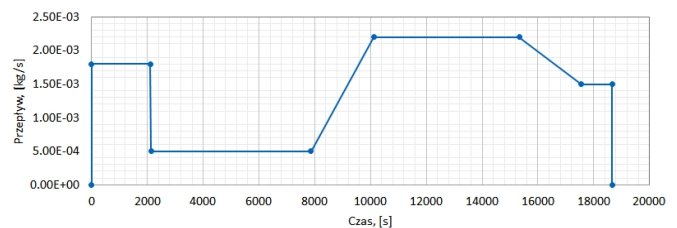
Rys. 8. Osiowy rozkład mocy w rdzeniu.

obejmują 30 000 sekund eksperymentu oraz 10 000 sekund stanu ustalonego. Faza chemii (>30 000 s) nie była rozważana w niniejszej pracy.

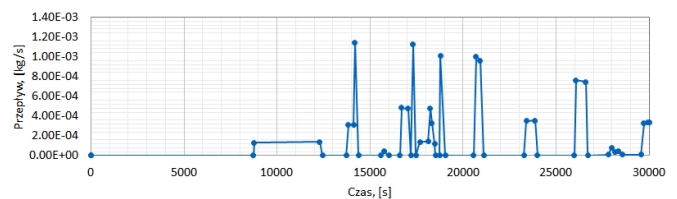
Przebieg mocy generowanej w kasecie eksperymentalnej przedstawiony jest na rysunku 7. Dobrana krzywa mocy bazuje na modelu eksperymentu FPT-1 dla kodu MELCOR 2.1, który jest opisany w raporcie oceny kodu MELCOR przygotowanym przez SNL [5]. Moc została zredukowana w wyniku obserwacji większości uczestników ISP-46, że pierwotnie zadana moc była zbyt duża w stosunku do rzeczywistej odpowiedzi kasy paliwowej. Raport [3] przypisuje to zjawisku samoprzesłaniania w rdzeniu i efektem powstającym w wyniku degradacji rdzenia.

Osiowy znormalizowany rozkład mocy przedstawiony jest na rysunku 8 i odpowiada danym z raportu ISP-46 [2]. Rozkład radialny nie został określony w raporcie ISP-46 [2]. Zaczepnięto go z publicznie dostępnych raportów. Ostatecznie w obliczeniach wykorzystano rozkład mocy podzielony na dwa pierścienie z przyjętymi wartościami 0,927 oraz 1,073.

W raporcie ISP-46 [2] brak jest jednoznacznych i dokładnych danych nt. temperatur początkowych w całej instalacji. Co więcej, w wielu dostępnych publikacjach podane są rozbieżne dane nt. warunków początkowych w układzie – szczególnie w przypadku obudowy bezpieczeństwa. Punktem wyjścia były dane dotyczące temperatur ścian w obiegu pierwotnym oraz obudowie. Temperatura zewnętrznej powierzchni osłony rdzenia wynosiła 438K, co odpowiada temperaturze zewnętrznego obiegu chłodzącego. Temperatura była stała podczas całego eksperymentu. Pierwsza objętość kontrolna nad rdzeniem UP1 oraz odpowiadające jej struktury ciepłe również miały tę temperaturę na zewnętrznej powierzchni. Inne izotermiczne warunki brzegowe/początkowe obejmują: Temperatura pionowej gorącej nitki wychodzącej z rdzenia równa 973K. Następnie cała pozioma gałąź gorąca, aż do wejścia do wytwornicy pary miała temperaturę 973K. Temperatura zewnątrz ścianek rurek wytwornicy pary wynosiła 423K. Temperatura gałęzi zimnej, aż do zbiornika obudowy bez-



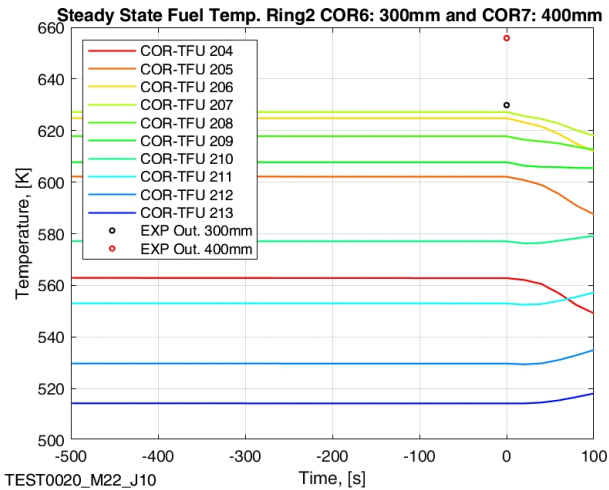
Rys. 9. Przepływ pary wodnej.



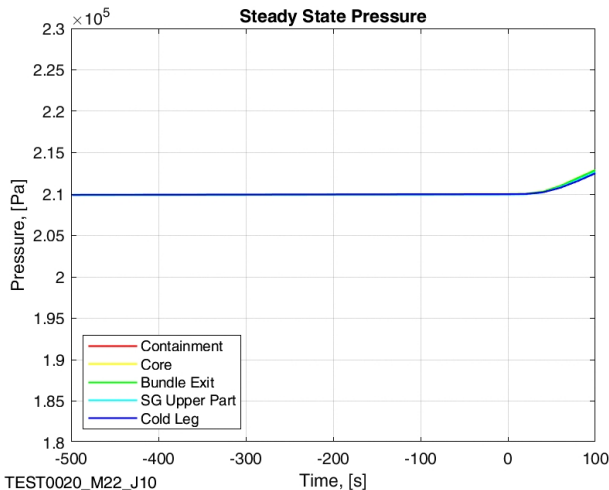
Rys. 10. Wydatek masowy czynnika gazu dla układu poboru próbek.

pieczeństwa wynosiła 423K. Temperatura ścian studzienki wynosiła 363,15K, ściany obudowy miały temperaturę 383,45K. Ściana wewnętrzna suchego kondensatora miała temperaturę 393,15K. Temperatury bazują na artykule [8]. Wewnętrzna ściana mokrego kondensatora miała temperaturę zmienną w czasie ze średnią wartością ~366,5K. Przebieg zmian tej temperatury został zadany w modelu przez odpowiednią funkcję kontrolną, ponieważ w eksperymencie była ona kontrolowana. Przebieg zmian temperatury zaczerpnięto z raportu CIEMAT [9].

Podobna sytuacja jak dla temperatur panuje dla ciśnienia w układzie i w obudowie, gdzie w wielu publikacjach są różne dane od 1,95 do 2,2 bara. Najpopularniejsza wartość ciśnienia przyjmowana jako ciśnienie początkowe w układzie to 2,088 bar. Ta wartość została przyjęta jako ciśnienie początkowe w układzie. Podczas dojścia do stanu ustalonego model doszedł do stabilnego stanu ustalonego przy ciśnieniu ok. 2,1 bar. Proces ten pokazany jest w następnym podrozdziale. Przepływ pary wodnej zastosowany w obliczeniach przedstawiony jest na rysunku 9.



Rys. 11. Temperatury paliwa dla zewnętrznego pierścienia rdzenia w stanie ustalonym.



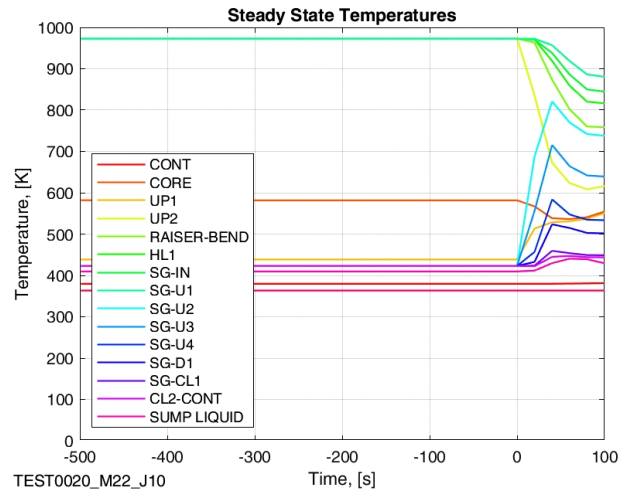
Rys. 12. Ciśnienie w wybranych punktach instalacji w stanie ustalonym.

W celu odpowiedniego odwzorowania przebiegu ciśnienia w obudowie konieczne było wprowadzenie poboru próbek gazowych z obudowy. Wynika to z faktu, że strumień masy poboru próbek jest relatywnie duży w stosunku do strumienia czynnika dostarczanego do obudowy. Strumień przedstawiony jest na rysunku 10. Przebieg wydatku masowego bazuje na raporcie hiszpańskiego CIEMAT nt. obudowy FPT-1 [9].

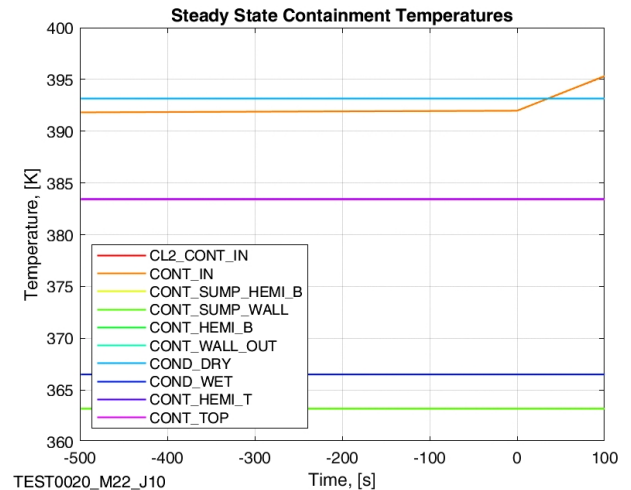
W modelu wykorzystano znaczącą ilość funkcji tabelarycznych. Zawierają one dane materiałowe wykorzystane w obliczeniach, warunki brzegowe oraz inne dane. Funkcje tabelaryczne definiujące materiały są połączone bezpośrednio z pakietem danych materiałowych.

### Kwalifikacja stanu ustalonego

W toku prac założono, że instalacja eksperymentalna przed rozpoczęciem fazy grzania jądrowego i przepływu pary wodnej została doprowadzona do stanu ustalonego. W modelu PW w symulacjach przed fazą grzania dpro-



Rys. 13. Temperatury gazu (CVH-TVAP) we wszystkich objętościach kontrolnych w modelu oraz temperatura wody w studzience obudowy (SUMP-LIQUID).



Rys. 14. Temperatury pierwszego węzła struktura ciepłych w obudowie w stanie ustalonym.

wadzono model do termodynamicznego stanu ustalonego. Obliczenia rozpoczynały się 10 000 sekund przed początkiem testu. Przez około 6000–7000 sekund trwało ustalanie temperatur w instalacji. Po tym okresie ciśnienie i temperatury w systemie miały stabilne wartości. Dostępne dane eksperymentalne [3] pozwoliły określić, że powierzchnie izotermiczne w teście były w stanie ustalonym przez co najmniej 2000 sekund przed testem. Dotyczy to szczególnie temperatur ścian gorącej gałęzi, zimnej gałęzi obiegu pierwotnego.

W dostępnych publicznie dokumentach (szczególnie [2]) brak dokładnych informacji nt. ciepła powyłączeniowego, jakie było wydzielane w kasecie przed testem. Na bazie dostępnej dokumentacji zaobserwowano, że na poziomie 300 mm dla zewnętrznego pierścienia paliwa temperatura wynosiła ok. 630K. W modelu pakietu COR odpowiada to poziomowi szóstemu (węzeł 206). W celu otrzymania tej temperatury oszacowano moc powyłączeniową rdzenia na 360 W.

Temperatury paliwa w zewnętrznym pierścieniu rdzenia przedstawione są na rysunku 11. Analogiczne wyniki dla ciśnień i temperatur czynnika w instalacji eksperymentalnej zaprezentowano na rysunkach 12 i 13. Rysunek 14 przedstawia temperatury wewnętrznego węzła struktur cieplnych w obudowie. Zamieszczone wykresy potwierdzają uzyskanie stabilnego stanu ustalonego przez wystarczająco długi czas przed zainicjowaniem scenariusza eksperymentalnego.

## Podsumowanie

W niniejszym artykule opisano instalację eksperymentalną Phebus FPT-1 oraz przedstawiono model matematyczny rozwinięty przez Politechnikę Warszawską we współpracy z Państwową Agencją Atomistyki przy wykorzystaniu kodu obliczeniowego MELCOR 2.2. Model stworzony jest na potrzeby zintegrowanych symulacji testu FPT-1 oraz oceny przydatności kodu MELCOR w symulacjach ciężkich awarii i oceny członu źródłowego radionuklidów.

Zaprezentowano wyniki symulacji i kwalifikacji stanu ustalonego modelu najlepszego oszacowania dla testu zinte-

growanego. Otrzymane wyniki są zgodne z danymi eksperymentalnymi w zakresie typowych wyników zintegrowanych kodów obliczeniowych dla ciężkich awarii oraz w zakresie dostępnych danych. Dla fazy przed testem model MELCOR 2.2 przewiduje stabilny stan ustalony, który pozwala na przeprowadzenie dalszych symulacji testu FPT-1.

Wyniki symulacji testu FPT-1 oraz ich dyskusja zostaną zaprezentowane w kolejnym numerze Biuletynu.

## Notka o autorach

**Mgr. inż. Piotr Darnowski** – doktorant w Instytucie Techniki Ciepłej Wydziału Mechanicznego Energetyki i Lotnictwa Politechniki Warszawskiej.

**Mgr. inż. Mateusz Włostowski** – starszy specjalista w Wydziale Analiz Obiektów Jądrowych i Technologii Reaktorowych, Departament Bezpieczeństwa Jądrowego i Programów Międzynarodowych Państwowej Agencji Atomistyki.

## Literatura

1. Rozporządzenie Rady Ministrów w sprawie zakresu i sposobu przeprowadzania analiz bezpieczeństwa przeprowadzonych przed wystąpieniem z wnioskiem o wydanie zezwolenia na budowę obiektu jądrowego, oraz zakresu wstępnego raportu bezpieczeństwa dla obiektu jądrowego (Dz. U. z 2012 r. poz. 1043).
2. IRSN, *Nuclear Power Reactor Core Melt Accidents*, EDP Sciences, 2015.
3. Clement B., Haste T., *Thematic Network for a Phebus FPT-1 International Standard Problem – Comparison Report on International Standard Problem ISP-46*, 2003.
4. Leskovar M., *Simulation of the Phebus FPT1 Experiment with MELCOR 1.8.5*, in: Int. Conf. Nucl. Energy New Eur. 2002, 2002: pp. 1–8.
5. SNL, *MELCOR 2.1 Computer Code Manual – Volume 3 – Code Assessment*, 2015.
6. SNL, NUREG/CR-7008: MELCOR Best Practices as Applied in the State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Project, NUREG/CR-7008. (2014).
7. U.S. NRC, NUREG/CR-7155: State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project – Uncertainty Analysis of the Unmitigated Long-Term Station Blackout of the Peach Bottom Atomic Power Station, 2018.
8. Kontautas A., Urbonavičius E., *Analysis of aerosol deposition in PHEBUS containment during FPT-1 experiment*, Nucl. Eng. Des. 239 (2009) 1267–1274. doi:10.1016/j.nucengdes.2009.03.012.
9. Claudia H., Del Pr L., Rinc A.M., *Informes Técnicos Ciemat CIEMAT Contribution to the Interpretation of the PHEBUS-FPT1 Experiment*, (2003).

# Szkolenie w zakresie innowacyjnych zastosowań i produktów technik radiacyjnych

Wojciech Głuszewski  
*Instytut Chemii i Techniki Jądrowej*

Pod hasłem „Innowacje dla energii i nie tylko” 18 października ub. r. w Instytucie Chemii i Techniki Jądrowej (IChTJ) odbyła się konferencja szkoleniowa na temat zaawansowanych materiałów polimerowych otrzymywanych i modyfikowanych za pomocą promieniowania jonizującego. Szkolenie współorganizowało Ministerstwo Energii, a patronat nad wydarzeniem objęła Polska Izba Przemysłu Chemicznego. Wiodącym tematem było zastosowanie wiązek elektronów do **poprawy właściwości tworzyw sztucznych** wykorzystywanych w energetyce, a w szczególności przy produkcji kabli i przewodów elektrycznych o specjalnym przeznaczeniu. Do obróbki radiacyjnej stosuje się również promieniowanie gamma (dotychczas prawie wyłącznie z tzw. źródeł kobaltowych –  $^{60}\text{Co}$ ), a od niedawna na skalę przemysłową stosunkowo kosztowne<sup>1</sup> promieniowanie hamowania. W naszym kraju postawiono na wiązki elektronów przyspieszane w akceleratorach, które mają znacznie lepszą społeczną opinię niż promieniowanie z radioizotopów. Po wyłączeniu akcelerator, jako w pewnym sensie zwykłe urządzenie elektryczne, nie stanowi zagrożenia radiologicznego. Warto dodać, że w Warszawie komercyjnie działają dwie instalacje radiacyjne, wykorzystywane głównie do **sterylizacji wyrobów medycznych**, farmaceutycznych, przeszczepów i implantów chirurgicznych oraz **konserwacji żywności i obiektów o znaczeniu historycznym**. Na ogół oddzielnie napromieniowuje się sprzęt medyczny i produkty spożywcze ze względu na zasadnicze różnice w wymaganym stopniu dekontaminacji. Źródła promieniowań jonizujących są również udostępniane do **badania radiolizy** różnych materiałów (w większości tworzyw polimerowych) pracow-

nikom ośrodków naukowych w kraju i za granicą. IChTJ od wielu lat współpracuje między innymi z Międzynarodową Agencją Energi Atomowej (MAEA/IAEA). Jest jedną z nielicznych na świecie instytucji mających status IAEA's Collaborating Centre w zakresie radiacyjnych technologii i pomiarów dawek promieniowania jonizującego (RAPID – *Radiation Processing and Industrial Dosimetry*).

W trakcie szkolenia mówiono również o wspomnianych wyrobach medycznych, materiałach komórkowych (piankach), opakowaniach, oponach samochodowych, uszczelnkach, membranach, kompozytach, hydrożelach, utwardzaniu powierzchniowym, nowoczesnych metodach druku, materiałach dla elektroniki i innych możliwościach obróbki radiacyjnej polimerów. W konferencji wzięło udział ponad 50 przedstawicieli przemysłu, ośrodków naukowych i akademickich (w tym liczne grono doktorantów) oraz innych instytucji, w których odporność radiacyjna polimerów ma istotne znaczenie (składowiska odpadów promieniotwórczych, sterylizacja wyrobów medycznych, produkcja opakowań i folii antyradonowych). Warto podkreślić, że polskie ośrodki naukowe (IChTJ i MITR<sup>2</sup>) mają duże tradycje zarówno w badaniach radiolizy polimerów, jak i wdrażaniu wyników prac eksperymentalnych do przemysłu. W tej dziedzinie Polska znajduje się w czołówce światowej.

Jest jednak kilka dziedzin (poza modyfikacją polietyleny), które mimo sukcesów badawczych nie zostały wykorzystane w praktyce. Do nich zaliczyć można **radiacyjne sieciowanie elastomerów i materiałów komórkowych (pianek)**. Jak wiadomo, polietylen (PE) szybko zdobył dominującą pozycję wśród grupy polimerów

<sup>1</sup> Tylko stosunkowo niewielki procent energii przyspieszonych w akceleratorze elektronów wykorzystywany jest w postaci wiązki promieniowania fotonowego X (promieniowania hamowania), reszta energii wiązki elektronów tracona jest w postaci ciepła. Przy optymalnej grubości targetu tantalowego wydajność przekształcania wiązki elektronów w promieniowanie hamowania (emitowanego w kierunku padającego strumienia elektronów) wzrasta proporcjonalnie do energii elektronów. Jest to około 8% przy energii elektronów 5,0 MeV, 12% przy 7,5 MeV i 16% przy 10 MeV.

<sup>2</sup> Międzyresortowy Instytut Techniki Radiacyjnej (MITR) – jeden z instytutów Wydziału Chemicznego Politechniki Łódzkiej, funkcjonujący pod obecną nazwą od roku 1970.



modyfikowanych radiacyjnie i już w latach pięćdziesiątych ub. wieku był z powodzeniem komercyjnie napromieniony (najczęściej wiązkami elektronów). Zjawisko sieciowania PE zostało odkryte przypadkowo w okresie, kiedy uważano, że promieniowanie jonizujące powoduje wyłącznie degradację materiałów. Z olbrzymim zdziwieniem stwierdzano, że stosunkowo duże dawki promieniowania nie tylko nie pogarszały właściwości PE, lecz przeciwnie powodowały znaczne ich polepszenie. Jednak znanych było znacznie więcej polimerów, w szczególności elastomery, które mogły być sieciowane na skalę przemysłową. Dlaczego właśnie PE zrobił karierę? Po prostu nie ma innej wygodniejszej metody tworzenia w PE wiązań poprzecznych. Naturalny kauczuk w latach pięćdziesiątych ub. wieku z powodzeniem sieciowano siarką w podwyższonej temperaturze. Nie było potrzeby uciekania się do stosunkowo kosztownej obróbki radiacyjnej. Prowadzono więc działania komercyjne związane z sieciowaniem polietylenu, a elastomery wciąż pozostawały w sferze badań. Obecnie jednak jest wiele zaawansowanych elastomerów, dla których radiacyjne sieciowanie jest atrakcyjnym i ekonomicznie uzasadnionym rozwiązaniem. Jeszcze nie tak dawno uważano, że promieniowanie elektronowe jest zbyt kosztowne, aby mogło sprostać wymogom masowej produkcji. Tymczasem nowe akceleratory dużej mocy są zamawiane np. przez przemysł oponiarski. Oficjalnie podano, że w Japonii pracuje ponad 300 akceleratorów w prywatnych wytwórniach, a rynek oceniany obrotami i wartością produkcji dla przemysłowych zastosowań obróbki radiacyjnej jest większy od produkcji energii elektrycznej z reaktorów jądrowych (przed tsunami w Fukushima). Ocenia się, że 5 na 6 wyprodukowanych opon samochodów osobowych w ciągu produkcyjnym wykorzystuje częściowo usieciowane radiacyjnie elementy składowe. Instalacje akceleratorowe stosuje również w naszym kraju znana firma oponiarska Bridgestone. Ze względu na tajemnicę produkcyjną nie są bliżej znane szczegóły technologiczne. Pozostaje nam opierać się na wynikach własnych badań. Takie prace rozpoznawcze były przeprowadzone z wykorzystaniem uwodornionego kauczuku akrylonitrylo-butadienowego i kauczuków etylenowo-oktenowych typu Engage.

Zupełnie nowym zagadnieniem jest **modyfikacja** coraz bardziej popularnych **tworzyw biodegradowalnych**. Organizatorzy przy wsparciu Ministerstwa Energetyki starają się przekonać polski przemysł, że warto inwestować w innowacyjne rozwiązania radiacyjne tym bardziej, że mamy bardzo dobrze wyposażone zaplecze badawcze i świetnych specjalistów w tej dziedzinie. W zakresie technologii radiacyjnych możemy z powodzeniem konkurować z najlepszymi na świecie.

Osobnym niejako tematem jest **sterylizacja wyrobów medycznych** jednorazowego użytku oraz **implantów chirurgicznych**. Poszukiwania odpornych na działanie promieniowania jonizującego tworzyw sztucznych dały, jak

wiadomo, początki chemii radiacyjnej polimerów i stymulowały przez wiele lat rozwój tej dziedziny wiedzy. Obecnie przeszło 50% utensyliów medycznych jest rutynowo wyjawianych radiacyjnie. Prowadzone są oczywiście również prace badawcze w związku z pojawianiem się w zastosowaniach medycznych nowych tworzyw polimerowych, w tym materiałów biodegradowalnych. Główny postęp związany jest jednak z doskonaleniem sposobów przyspieszania elektronów. Dzięki bardziej wydajnym akceleratorom zaczęło się opłacać do obróbki radiacyjnej stosować na skalę przemysłową promieniowanie hamowania. Obecnie wchodzi do użytku druga generacja akceleratorów typu Rhodotron. Charakteryzuje się ona zwiększoną sprawnością elektryczną przy niższej mocy średniej wiązki i większą elastycznością w eksploatacji m.in. przez możliwość jednoczesnej pracy dwóch niezależnych linii technologicznych wykorzystujących wiązkę elektronów i strumień promieniowania hamowania. Paradoksalnie więc dopiero w tym wieku zrealizowano pomysł Marii Skłodowskiej-Curie zwalczania patogenów za pomocą promieniowania X [1]. Unikatową cechą technologii radiacyjnych jest możliwość skutecznej eliminacji form wegetatywnych i przetrwalnikowych mikroorganizmów w dowolnej temperaturze w całej objętości materiału w krótkim czasie. Dzięki znacznie większej energii promieniowania hamowania w porównaniu z promieniowaniem gamma można obecnie napromieniowywać wyroby nie tylko w kartonach zbiorczych, ale w całych paletach. Stały postęp obserwuje się również w dziedzinie **modyfikacji opakowań polimerowych**. Stanowią one oczywiście integralną część sterylizowanego produktu. Wyroby wyjaławiane radiacyjnie mają znacznie dłuży okres przydatności do użytku w porównaniu z wyrobami dekontaminowanymi tlenkiem etylenu. W tym drugim przypadku wykorzystywane są półprzepuszczalne opakowania papierowe. Ogólnosiwiatowy trend do tworzyw biodegradowalnych oraz nowe uregulowania dotyczące wielokrotnego wykorzystania opakowań stawiają nowe wyzwania również w zakresie radiacyjnej modyfikacji polimerów.

Technologie radiacyjne dają praktycznie nieograniczone możliwości w zakresie **produkcji materiałów kompozytowych**. Na przykład prowadzone są badania nad tworzywami barierowymi dla promieniowań mikrofalowych i radiowych, w których jako drugą fazę wykorzystuje się szkło metaliczne. Z przeprowadzonych pomiarów i otrzymanych wyników można wnioskować, że kompozyt taki będzie można zastosować przy rozwiązywaniu problemów ze zdolnością danego urządzenia elektrycznego lub elektronicznego do poprawnej pracy w określonym środowisku elektromagnetycznym (EMC, ang. *Electro-Magnetic Compatibility*) i w systemach antenowych. Opracowanie optymalnego kompozytu wymaga dalszych badań. Technologie radiacyjnej polimeryzacji znalazły wiele niszowych zastosowań. Wykorzystuje się je nas przykład do konserwacji obiektów o znaczeniu historycznym. Drewno w bardzo



złym stanie wypełnia się pod obniżonym ciśnieniem roztworem polimeru w monomerze, a następnie promieniowaniem jonizującym inicjuje się zjawisko sieciowania [2].

6 lutego tego roku zaczęła obowiązywać w Unii Europejskiej Dyrektywa BSS (ang. *Basic Safety Standards*). Najważniejsze ze względów praktycznych jest ustalenie **poziomu odniesienia 300 Bq/m<sup>3</sup>** dla średniorocznego stężenia promieniotwórczego radonu w powietrzu w miejscu pracy oraz w pomieszczeniach przeznaczonych na pobyt ludzi. Podstawowymi materiałami stosowanymi do zabezpieczeń przed przenikaniem radonu do pomieszczeń mieszkalnych w budynkach są: folie z tworzyw sztucznych, materiały asfaltowe przeciwwodne i przeciwwilgociowe (lepiki, papy, masy), wyprawy i farby, zaprawy bezskurczowe, ekspansywne masy uszczelniające. Badania w tej dziedzinie otwierają nowe możliwości przed technikami radiacyjnymi również w zakresie **monitoringu stężenia radonu**. Publikowane są wyniki badań na temat barierowości niektórych tworzyw na radon. Brakuje natomiast porównań ich odporności radiacyjnych. Wielkości dawek, jakie otrzymują materiały polimerowe w fundamentach budynków czy też w ziemi (kable, rury, mufy), nie są duże, jednak biorąc pod uwagę długi czas eksploatacji, wnoszą wkład do zjawiska oksydegradacji. Radon i produkty jego rozpadu emitują w praktyce promieniowania  $\alpha$  i  $\beta$ . Badania zjawisk oddziaływania na materiały dwóch pierwszych są eksperymentalnie trudne. Rozwiązaniem tego problemu może być wykorzystanie promieniowania elektronowego. Oddziaływanie szybkich elektronów ma charakter heterogeniczny. Oznacza to, że energia nie jest przekazywana do wszystkich atomów napromieniowywanego materiału, lecz jedynie do stosunkowo nielicznych gniazd jonizacji. Uzyskujemy przy tym całe spektrum odłożonej energii. Paradoksalnie najwolniejsze elektrony (kończące bieg w mate-

riale) przekazują największą ilość energii na jednostkę drogi. Zjawisko takie umownie określane jest gniazdem wielojonizacyjnym. Możemy je porównać do skutków oddziaływania na polimer promieniowania  $\alpha$ . Przyjmuje się że 20% energii przekazywana jest przez gniazda o dużym LET (ang. *linear energy transfer*). Wykorzystując w badaniach przyspieszone w akceleratorze wiązki elektronów, uzyskujemy uszkodzenia materiału charakterystyczne dla wszystkich rodzajów promieniowań. Rozwiązanie to zastosowano w badaniach radiolizy odpadów promieniotwórczych powstających przy produkcji broni jądrowej w składowisku w Nowym Meksyku w USA i może być ono proponowane do badań nowych materiałów barierowych [3, 4].

Znane są na świecie sposoby pomiaru średniorocznego stężenia radonu poprzez zliczanie uszkodzeń radiacyjnych, jakie pozostawia promieniowanie alfa w folii z poliwęglanu (PC). Jest to rodzaj „dozymetru pasywnego”. Materiał z PC przed włożeniem pod mikroskop należy wytrawić. Najbardziej popularnym materiałem stosowanym do tych celów jest poliwęglan allilodiglikolowy, CR-39. Nazwa handlowa pochodzi od programu „Columbia Resin #39”, realizowanego w związku z budową w USA samolotów bombowych B-17 w okresie II wojny światowej. Określenie „dozymetr pasywny” oznacza, że rejestracja promieniowania następuje w sposób bierny, bez użycia wspomagających urządzeń mechanicznych czy zasilania elektrycznego. Podobne efekty powinno się otrzymać również na poliwęglanie stosowanym np. do produkcji płytek CD.

Materiały konferencyjne w formie referatów przygotowanych przez prelegentów zostały opublikowane w postaci monografii na stronie internetowej IChTJ [5]. Wykaz tematów obszernie omówionych podczas konferencji zawarto w tabeli 1.

**Tabela 1.** Tematyka konferencji

Wykładowca	Tematy wykładów
Dr inż. Zbigniew Zimek	Akceleratory elektronów w technologiach radiacyjnych
Prof. dr hab. inż. Andrzej G. Chmielewski	Techniki radiacyjne w nanotechnologiach
Dr hab. Grażyna Przybytniak, prof. nadzw.	Zastosowania akceleratorów elektronów w przetwórstwie polimerów
Dr inż. Wojciech Głuszewski	Zastosowanie technik radiacyjnych do wulkanizacji opon i modyfikacji elastomerów Radiacyjne sieciowanie poliolefin w produkcji pianek
Dr hab. Grażyna Przybytniak, prof. nadzw.	Otrzymywanie rur i taśm termokurczliwych Radiacyjne sieciowanie folii oraz rur przeznaczonych do transportu gorącej wody Poprawa właściwości materiałów izolacyjnych w kablach i przewodach elektrycznych
Dyr. Marek Wajszczyk (Technokabel)	Zastosowania kablowe sieciowania radiacyjnego
Dr hab. Krystyna Cieśla, prof. nadzw.	Zastosowanie promieniowania jonizującego do wytwarzania biodegradowalnych materiałów opakowaniowych
Dr inż. Marta Walo	Szczepienie radiacyjne polimerów: nieograniczone możliwości zastosowań w przemyśle i medycynie
Dr inż. Jarosław Sadło	Tworzywa samonaprawialne Utwardzanie kompozytów polimerowych za pomocą promieniowania jonizującego
Dr inż. Zbigniew Zimek	Aktualne możliwości stosowania obróbki radiacyjnej w Polsce i jej perspektywy Aspekty ekonomiczne wykorzystywania technik radiacyjnych

Warto na koniec dodać, że równoległe ze szkoleniem odbywały się warsztaty MAEA dla kilkunastu zagranicznych i polskich uczestników w ramach programu udoskonalania znormalizowanych technologii radiacyjnych i procedur kontroli, jakości dla zdrowia ludzkiego, bezpieczeństwa, czystszej środowiska i zaawansowanych materiałów. Warsztaty, w których głównie zajmowano się radiacyjną modyfikacją polimerów, uzyskały wsparcie programu EU Horizon 2020 ARIES “*Accelerator Research and Innovation for European Science and Society*”. Cykl wykładów wygłosiła prof. Clelia Dispenza z Uniwersytetu w Palermo. Obecnie na trzymiesięcznym stażu w IChTJ przebywają dwie studentki z tego instytutu.

#### Notka o autorze

**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 dozymetrii promieniowania jonizującego. Członek Zarządu Głównego Polskiego Towarzystwa Nukleonowego.

#### Literatura

1. Głuszewski W., Zagórski Z.P., Tran Q.K., Cortella L., *Maria Skłodowska-Curie – the precursor of radiation sterilization methods*, Analytical and Bioanalytical Chemistry, 2011, 400, s. 1577–1582.
2. IAEA Radiation Technology Series No. 6; *Uses of Ionizing Radiation for Tangible Cultural Heritage Conservation*, International Atomic Energy Agency, Vienna International Centre, 2017, 245 str.
3. Głuszewski W., *Radioliza w składowiskach odpadów promieniotwórczych*, Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna, Biuletyn Informacyjny Państwowej Agencji Atomistyki, 2018, 109, s. 9–15.
4. Głuszewski W., *Polimery i radon*, Tworzywa Sztuczne w Przemśle, 4, 2018, s. 56–57.
5. Praca zbiorowa, *Innowacje dla energii i nie tylko. Zaawansowane materiały polimerowe dla energetyki i innych dziedzin wspomagane technologiami radiacyjnymi*, ME/IChTJ, 2018, 112 str., dostępna w formie elektronicznej.

## Szanowni Czytelnicy

Zachęcamy do współtworzenia biuletynu  
**Bezpieczeństwo Jądrowe i Ochrona Radiologiczna**.  
Zapraszamy do przesyłania na adres [biuletyn@paa.gov.pl](mailto:biuletyn@paa.gov.pl)  
propozycji tematów artykułów, które chcieliby  
Państwo opublikować w biuletynie.

Szczegółowe informacje dla autorów na stronach PAA.

Państwowa Agencja Atomistyki  
ul. Bonifraterska 17, 00-203 Warszawa  
[www.paa.gov.pl](http://www.paa.gov.pl)