



WODÓR W REAKTORZE

PRZECHOWALNIKI WYPALONEGO PALIWA

RENEB





Szanowni Państwo,

Siedemnasty numer EKOATOMu jest kontynuacją założonej przez nas misji pełnej informacji społeczeństwa o wpływie energetyki jądrowej na człowieka i środowisko.

Najważniejszymi wydarzeniami związanymi z energetyką i technikami jądrowymi w których uczestniczyli członkowie redakcji były:

- - zorganizowana w Sejmie 8 kwietnia br. konferencja powiązana z obradami Komisji Nadzwyczajnej na temat oceny aktualnego stanu realizacji Polskiego Programu Energetyki Jądrowej,
- - zorganizowana przez Zespół Doradców Gospodarczych - TOR 15 kwietnia konferencja pt „Budowa pierwszej polskiej elektrowni jądrowej jako wyzwanie i szansa dla krajowych przedsiębiorstw,
- - zorganizowane przez Collegium Civitas 20 maja warsztaty poświęcone energetyce jądrowej.

Jednym z ważniejszych problemów podnoszonych przez przeciwników energetyki jądrowej są zagadnienia związane z możliwą niezawodnością technologii jądrowych. Niezawodności technologii jądrowych zwłaszcza związanych z procesem wydzielania wodoru w trakcie poważnej awarii jądrowej poświęcony jest artykuł dr Z. Zimka

Kontynuując wątek przedstawiany we wcześniejszych artykułach dr S. Sommera omawiamy projekt RENEb będący koordynacyjnym projektem (Coordination Action) 7 ramowego programu Unii Europejskiej w ramach programu EURATOM Fission. „Realizacja projektu rozpoczęła się 1 stycznia 2012 roku a zakończy się 31 grudnia 2015 roku stworzeniem sieci laboratoriów zajmujących się biodozymetrią, grupującej doświadczonych partnerów z całej Unii Europejskiej oraz Norwegii.”

Niezwykle ważnym tematem jest zawsze problem promieniowania i jego wpływ na człowieka, dlatego przedstawiamy w celu przypomnienia problem dawek w artykule naszego stałego współpracownika zajmującego się tematyką pomiarów radiologicznych D. Jankowskiego (Polon – Bydgoszcz).

Zagadnienie przechowywania wypalonego paliwa z bloków energetycznych zostało przystępnie przedstawione w artykule L. Małeckiego.

Zgodnie z sugestiami przekazanymi nam przez międzynarodową bazę indeksową COPERNICUS by czasopismo o takim unikalnym przekroju tematycznym miało szerszy zasięg międzynarodowy zamieszczamy przedruk artykułu Thecla Fabian Systems „Passive cooling systems for spent fuel systems” z Nuclear Engineering International.

Jak już wspomniano w poprzednich numerach postanowiono, by czasopismo było powszechnie dostępne w internecie bez żadnych dodatkowych opłat ze strony czytelników jednakże oszczędności budżetowe powodują spowolnienie programów promocji i trudności w uzyskiwaniu niezbędnych dla wydawania EKOATOM środków finansowych. Może to spowodować zawieszenie lub zakończenie wydawania kwartalnika. Dlatego też zwracamy się ponownie do wszystkich zainteresowanych kontynuacją istnienia czasopisma o pomoc.

Jak zwykle, wszystkich chętnych, a przede wszystkim specjalistów, serdecznie zapraszamy do współpracy i publikowania na naszych łamach. Postaramy się odpowiedzieć również odpowiedzieć na dręczące czytelników pytania.

K. Rzymkowski

ul. Świętokrzyska 14
00-050 Warszawa
tel. 22 336 14 19 fax. 22 336 14 25
www.ekoatom.com.pl
E-mail: redakcja@ekoatom.com.pl
SKŁAD REDAKCJI
Redaktor Naczelny
dr inż. Krzysztof Rzymkowski,
dr inż. Marek Rabiński,
dr inż. Andrzej Mikulski,
dr inż. Piotr Czerski,
Sekretarz Redakcji
mgr Jerzy Szczurowski
Redaktor Techniczny
Jarosław Cyrynger
RADA PROGRAMOWA:
Przewodniczący
prof. dr hab. Maciej Sadowski,
Członkowie
prof. dr hab. Janusz Lewandowski
prof. dr hab. Łukasz Turski
prof. dr hab. Zdzisław Celiński,
prof. dr Andrzej Strupczewski,
prof. dr hab. Natalia Golnik
prof. dr hab. inż. Roman Domański

Redakcja zastrzega sobie prawo dokonywania skrótów, korekty, edycji nadesłanych materiałów, oraz nie zwraca materiałów niezamówionych. Redakcja zastrzega sobie prawo do publikacji materiałów w dogodnym dla redakcji czasie i kolejności oraz niepublikowania materiału bez podania przyczyny. Redakcja nie odpowiada za treść zamieszczonych reklam ogłoszeń i innych płatnych.



Wydawca
Stowarzyszenie Elektryków Polskich
Centralny Ośrodek Szkolenia i Wydawnictwo
Ul. Świętokrzyska 14
00-050 Warszawa
tel. 22 336 14 19 fax. 22 336 14 25
www.cosiw.pl
e-mail: handlowy@cosiw.pl



4

Zbigniew Zimek

Strategie i urządzenia przeznaczone do usuwania z obszaru obudowy bezpieczeństwa wodoru emitowanego w trakcie poważnej awarii reaktora jądrowego

20

Daniel Jankowski

Promieniowanie jonizujące podstawowe definicje

28

Sylwester Sommer

RENEB (Realizing the European Network in Biodosimetry) w stronę Europejskiej Sieci Biosozymetrycznej

35

Lech Małecki

Przechowalniki wypalonego paliwa jądrowego

52

Thecla Fabian

Is a path opening on US used fuel management?

Fukushima powraca do życia
zobacz ostatnie wiadomości z terenu elektrowni i prefektury



Strategie i urządzenia przeznaczone do usuwania z obszaru obudowy bezpiecznego emitowanego w trakcie poważnej awarii reaktora

Zbigniew Zimek

Instytut Chemii i Techniki Jądrowej

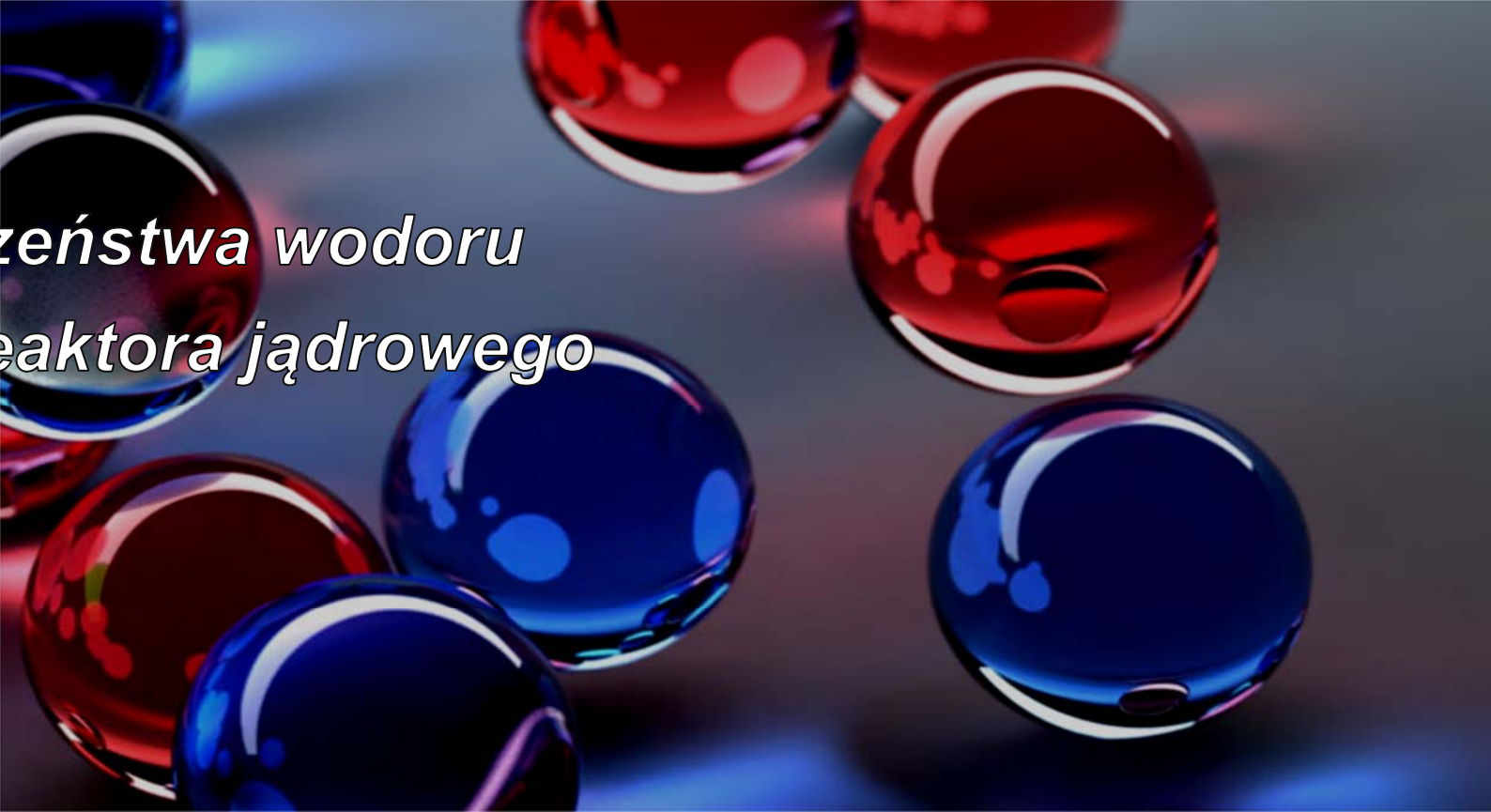
Technologie wspomagające rozwój bezpiecznej energetyki jądrowej podnoszą niezawodność poszczególnych urządzeń i instalacji wchodzących w skład elektrowni jądrowej, eliminują niekorzystny wpływ t.zw. czynnika ludzkiego na proces rutynowej eksploatacji oraz postępowania w sytuacjach awaryjnych a także dotyczą zagadnień związanych z zapobieganiem i ograniczaniem skutków sytuacji awaryjnych. Bardzo istotne zagrożenie jest związane z procesem wydzielania wodoru w trakcie poważnej awarii elektrowni jądrowej. Wykazały to dobitnie awarie w EJ Three Mile Island, U.S.A., EJ w Czarnobylu, Z.S.R.R. i EJ Fukushima w Japonii. Skutki eksplozji wodoru w EJ w Fukushima przedstawia rys. 1, przy czym pierwotną przyczyną awarii były zniszczenia wywołane falą tsunami, która pojawiła się 11 marca 2011 r. Poszczególne bloki elektrowni ulegały zniszczeniu w wyniku kolejnych eksplozji wodoru: blok 1 – 12 marca; blok 3 – 13 marca 13; blok 2 – 15 marca 2011 r. Zadaniem podejmo-



Rys. 1. Awaria elektrowni jądrowej w Fokushimie, Japonia po ataku fali tsunami 11 marca 2011:

A – Eksplozje wodoru widziane od strony morza;

B – widok bloków 2 i 3 elektrowni po eksplozjach wodoru



bezpieczeństwa wodoru reaktora jądrowego

wanych działań zapobiegawczych jest niedopuszczenie do detonacji wodoru w obudowie bezpieczeństwa oraz w miejscach i pomieszczeniach gdzie mogą zaistnieć warunki do wystąpienia tego zjawiska. Podstawowym źródłem wodoru podczas awarii charakteryzującej się przegrzaniem rdzenia, jest reakcja pary wodnej z cyrkonem, który wchodzi w skład stopu z którego wykonane są koszulki prętów paliwowych. Ponadto wodór wydzielany się może w wyniku zachodzących procesów radiacyjnych (radioliza wody), reakcji stopionego rdzenia z betonem, procesów korozji (reakcje cynku i aluminium), utleniania stali czy też utleniania absorbera B_4C . Podczas awarii reaktora jądrowego wodór wydzielony w wyniku z reakcji cyrkonu z parą wodną przedostaje się do obudowy bezpieczeństwa, gdzie miesza się z powietrzem, parą wodną i innymi gazowymi składnikami atmosfery wewnątrz obudowy. W efekcie powstaje mieszanina zawierająca wodór, która w określonych warunkach może ulec zapłonowi a w konsekwencji detonacji.

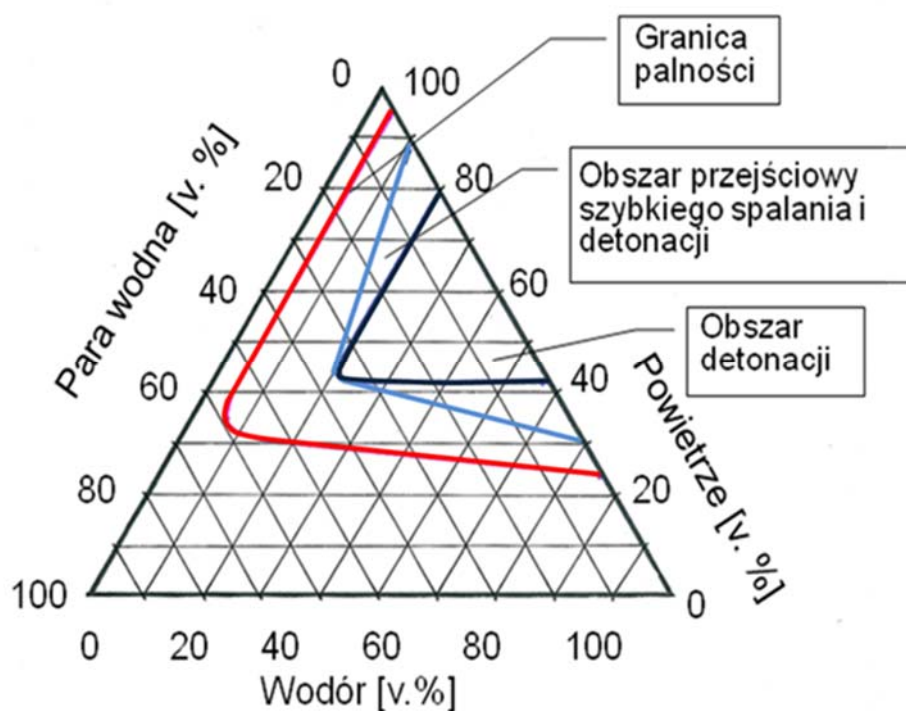
Analizy prowadzone dla poważnych sytuacji awaryjnych reaktora jądrowego wykazują, że generacja wodoru jest procesem szybkim i o znacznej wydajności. Jak wynika z przeprowadzonych szacunków w trakcie awarii EJ Three Mile Island łączna emisja wodoru wyniosła ok. 500 kg. Przebieg zdarzeń w elektrowniach jądrowych w Czarnobylu i Fukushima dowiódł realności zagrożenia eksplozją wodoru. Główne źródła wodoru emitowanego w wyniku poważnej awarii reaktora jądrowego są wymienione w tabeli 1 [1]. Dane przedstawione w tabeli 1 mają charakter szacunkowy. Jednocześnie nie wszystkie źródła emisji wodoru są w pełni rozpoznane, jak dla przykładu reakcje pary wodnej z uranem czy B_4C .

Wydzielanie wodoru w dużych ilościach i koncentracjach narzuca konieczność stosowania wydajnych metod jego usuwania. Jednym ze skutecznych sposobów jest spalanie wodoru. Czynniki wpływające na wartość progową palności wodoru to ciśnienie, temperatura, kierunek propagacji oraz koncentracja tlenu i pary wodnej, przy czym mieszanina zawierająca więcej niż 55% pary wodnej jest niepalna. Na rys. 2 przedstawiono schematycznie granice palności i obszary detonacji mieszaniny wodór-para-powietrze [2]. Egzotermiczna reakcja wodoru z tlenem przebiega w

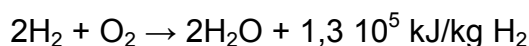
Tabela 1. Główne źródła wodoru emitowanego w wyniku poważnej awarii reaktora jądrowego (E. Bachel-
lerie i inni, 2003)

Rodzaj reakcji	H ₂ [kg/s]	H ₂ [kg] 900 MW PWR	Czas
Radioliza wody	0,001 – 0,05	10 – 1000	Tydzień
Korozja metali (Al, Fe, Zn)	0,0001 – 0,05	0 – 2000	Godzina
Zr – para wodna	0,1 – 5,0	500 – 1000	Godzina
Stal – para wodna	0,1 – 1,0	20 – 100	Minuta
Zalanie	1,0 – 5,0	50 – 300	Minuta
Stopiony rdzeń – beton	0,001-0,01	200 - 2000	Tydzień

procesie spalania, spalania wybuchowego (deflagracji) a w krańcowym przypadku przybiera po-
stać detonacji. W jej wyniku powstaje woda oraz wydzielane są znaczne ilości ciepła:



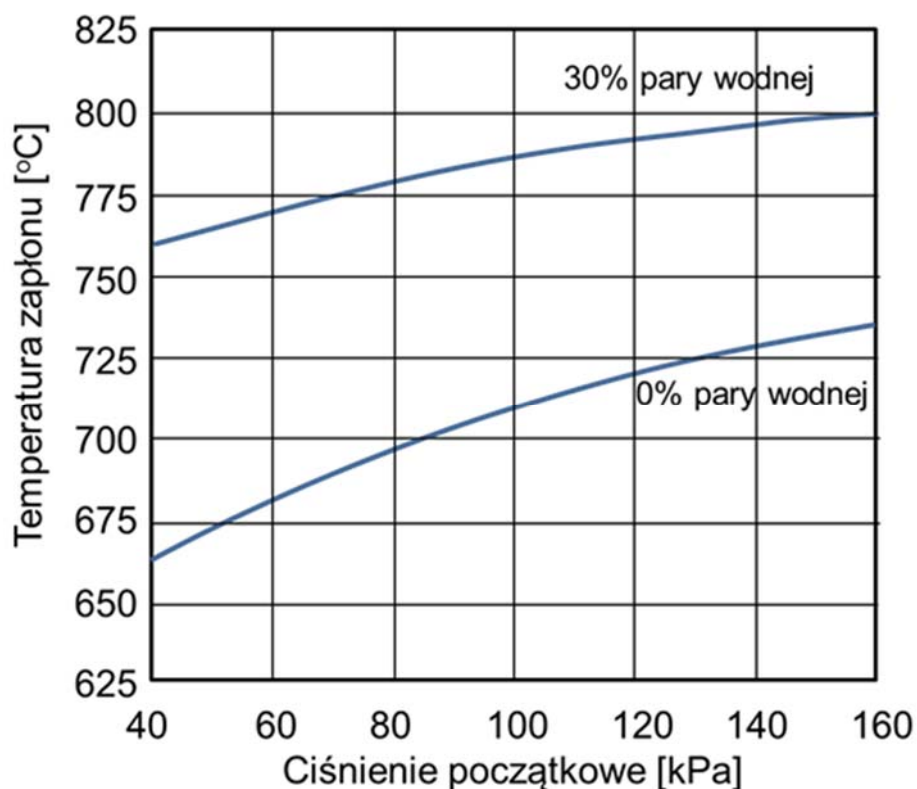
Rys. 2. Granice palności i obszar detonacji mieszanki wodoru i pary wodnej w powietrzu



W trakcie spalania laminarnego wodoru płomień rozprzestrzenia się stosunkowo wolno prędkością rzędu 1 m/s, powodując względnie wolny wzrost ciśnienia w obudowie bezpieczeństwa. Na prędkość procesu spalania wpływa zjawisko bezwładności związane z zawartością pary i kropeł wody w otoczeniu. Prędkość rozprzestrzeniania się płomienia przy szybkim turbulentnym spalaniu wodoru (deflagracja) może osiągnąć 300 m/s. Detonacja jako wynik procesu spalania może

wystąpić na skutek wzrostu ciśnienia, a efektem eksplozji jest przyspieszenie płomienia nawet do prędkości 1500 m/s. Pojawia się przestrzenna niejednorodność ciśnienia m.in. jako wynik kolizji strumienia gazów z elementami obudowy. Zjawisko detonacji może wystąpić pod wpływem gorących powierzchni lub wyładowania elektrycznego. Kryteria bezpieczeństwa odnośnie ogólnej i lokalnej koncentracji wodoru oraz ciśnienia w obudowie bezpieczeństwa mają istotne znaczenie przy doborze ilości i lokalizacji zapłonników i rekombinatorów. Jak wykazały badania zapłon wodoru może być wywołany także poprzez niepożądane działanie rekombinatora.

Warunki krytyczne odnoszą się do parametrów środowiska. Dla zainicjowania procesu spalania wymagana jest koncentracja tlenu na poziomie 4%, natomiast detonacja wodoru może wystąpić przy koncentracji tlenu na poziomie 9%. Jednocześnie krople wody tłumią zapłon, redukują ci-



Rys. 3. Wpływ ciśnienia i zawartości pary wodnej na temperaturę zapłonu wodoru

śnienie, i przyrost temperatury podczas spalania. Na rys. 3 przedstawiono zakres zmian temperatury zapłonu wodoru w zależności od ciśnienia początkowego przy różnych koncentracjach pary wodnej [3, 4]. Spalanie wodoru jest niepełne i w obudowie bezpieczeństwa pozostaje kilka procent tego gazu. Spalanie wodoru w dużej objętości przy koncentracji H_2 4-9% zwiększa ciśnienie blisko dziesięciokrotnie. Wzrost ciśnienia przy detonacji jest znacząco większy. Prawdopodobna sekwencja zdarzeń przy spalaniu wodoru jest przedstawiona na rys. 4.

Jednym z możliwych sposobów zmierzających do ograniczenia zjawiska zapłonu wodoru w obudowie bezpieczeństwa jest wprowadzanie gazu obojętnego (halon, azot, CO_2). Azot jest skuteczny w zapobieganiu wyładowania ale redukuje ilość pary wodnej, która jest bardziej wydajna w zapobieganiu niekorzystnych zjawisk związanych z obecnością wodoru. Dla odmiany wymagana jest 20% koncentracja halonu dla redukcji zawartości tlenu <4 %. Wstępne działania (pre-innerting) wprowadza ograniczenia serwisowanie, co efekcie zwiększa przestoje elektrowni jądrowej. Istnieje możliwość wprowadzania gazu obojętnego po wystąpieniu awarii (post-innerting). W krańcowych warunkach można wprowadzić obojętny gaz w postaci ciekłej, ale prowadzi to do

szoku termicznego. Bardziej praktyczne jest odparowanie CO_2 . Jak widać decyzja o wyborze określonej strategii postępowania musi uwzględniać wiele parametrów i powinna być podejmowana w oparciu kompleksową strategię bezpieczeństwa



Rys. 4. Prawdopodobna sekwencja zdarzeń przy spalaniu wodoru

Zapłonniki wodoru

Zapłonniki wodoru są wykorzystywane w reaktorach jądrowych, jako efektywne urządzenia służące ograniczeniu koncentracji wodoru w obudowie bezpieczeństwa. Wykorzystanie tych urządzeń zakłada celowe, możliwe wczesne inicjowanie procesu spalania wodoru, gdy tylko taka możliwość się pojawi, dla uniknięcia akumulacji i związanej z tym wzrostem koncentracji wodoru. Zakłada się przy tym, że inicjowany proces spalania polega na stopniowym usuwaniu wodoru, uwalniając energię w otaczającej przestrzeni w określonym czasie. Wprowadzając sterowany zapłon unika się jednocześnie skutków wystąpienia niekontrolowanego samozapłonu, który może doprowadzić do znacznych szkód powodując wzrost temperatury, ciśnienia i w konsekwencji inicjując detonację wodoru.

Do chwili obecnej opracowano szereg konstrukcji urządzeń przeznaczonych do inicjowania kontrolowanego spalania wodoru. Należą do nich takie urządzenia jak: zapłonniki jarzeniowe, autonomiczne zapłonniki iskrowe czy też zapłonniki katalityczne. Zapłonniki jarzeniowe to urządzenia elektryczne nagrzewające czołową powierzchnię elementu wykonawczego do temperatury $800-900^{\circ}\text{C}$. Urządzenia tego typu są w stanie zainicjować zapłon w warunkach bliskich do absolutnego poziomu palności. Zapotrzebowanie na energię elektryczną tych urządzeń jest zwykle na poziomie $150-200\text{ W}$. Wymaga to stosowanie odrębnego zasilania, co stanowi istotną wadę zapłonników jarzeniowych. Mimo to z uwagi na prostotę i niezawodność urządzenia tego typu zostały zainstalowane w wielu elektrowniach jądrowych.

Przykładem innego rozwiązania są zapłonniki iskrowe. Konstrukcja tych urządzeń zapewnia generowanie wyładowania elektrycznego. Pojawienie się iskry powoduje zapłon wodoru, który charakteryzuje się najniższą energią zapłonu ze wszystkich dostępnych paliw. Dzięki temu moż-

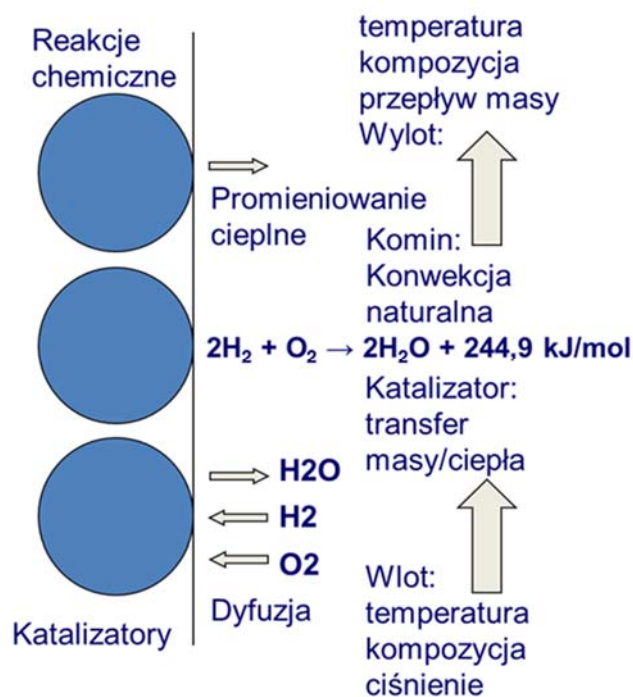
na uzyskać zbliżone parametry inicjacji zapłonu wodoru podobne jak w zapłonnikach jarzeniowych. Istotną zaletą tego rozwiązania jest małe zapotrzebowanie na energię elektryczną, co pozwala zastosować zasilanie bateryjne. Typowy zapłonnik iskrowy jest wyposażony w czujniki uruchamiające wyładowanie elektryczne na drodze termicznej lub poprzez wzrost ciśnienia. Warto zaznaczyć, że urządzenie to działa pasywnie t.j. nie wymaga akcji ze strony operatora. Zapłonniki iskrowe były powszechnie instalowane w reaktorach kanadyjskich.

Zapłonniki katalityczne działają w oparciu o ciepło generowane w reakcji H_2-O_2 . Element z katalizatorem nagrzewa się do temperatur wystarczająco wysokich dla zainicjowania zapłonu wodoru. Urządzenie tego typu dysponuje unikalnymi właściwościami gdyż uruchamiane jest samoczynnie, nie potrzebuje zasilania i zawsze jest przygotowane do podjęcia działania. Zasadnicze problemy związane z wykorzystaniem zapłonników katalitycznych są związane parametrami mieszanki odpowiedniej do zainicjowania procesu spalania, zwłoki w zadziałaniu oraz niezawodności limitowanej zatruciem, zanieczyszczeniem czy też uszkodzeniami mechanicznymi. Z uwagi na stosunkowo wąski przedział między palnością a wybuchowością mieszanki zawierającej tlen i wodór zapłonniki tego typu nie znalazły do tej pory zastosowania w elektrowniach jądrowych.

Celowość wykorzystania zapłonników wodoru instalowanych w obudowie bezpieczeństwa była szeroko dyskutowana szczególnie w krajach europejskich. Przeprowadzono szczegółowe badania eksperymentalne oraz symulacje komputerowe dla określenia ilości i ich optymalnej lokalizacji w obudowie bezpieczeństwa. Określono także na drodze symulacji komputerowych warunki spalania i przemieszczania gazów w wyniku procesów spalania. Jak wynika z przeprowadzonych badań zapłonniki nie są efektywne w przy wysokiej koncentracji pary wodnej czy lokalnym deficycie tlenu. Na podstawie przeprowadzonych analiz obecnie nie zaleca się obecnie instalowania zapłonników wodoru w elektrowniach jądrowych.

Pasywne autokatalityczne rekombinatory wodoru

Katalityczna reakcja utleniania wodoru przebiega niezależnie od progu palności mieszanki zawierającej tlen i wodór. W ostatnim okresie opracowano pasywne autokatalityczne rekombinatory wodoru (PAR – passive auto catalytic recombiners) dostępne na zasadach komercyjnych. Urządzenia te charakteryzują się prostą budową i wysoką wydajnością procesu wiązania wodoru. Elementem czynnym jest katalizator rozmieszczony na odpowiednio dobranej konstrukcji wsporczej, umieszczonej w obudowie o charakterystyce kominowej, zapewniającej intensywny przepływ mieszanki gazów zawierających tlen i wodór. Reakcja katalityczna występuje spontanicznie i jej bezpośrednim efektem jest ograniczenie koncentracji wodoru, woda oraz energia termiczna. Na podkreślenie zasługuje fakt samoczynnego działania omawianego urządzenia, bez zewnętrznego zasilania oraz akcji operatora. Na rys. 5 przedstawiono model pasywnego rekombinatora wodoru.

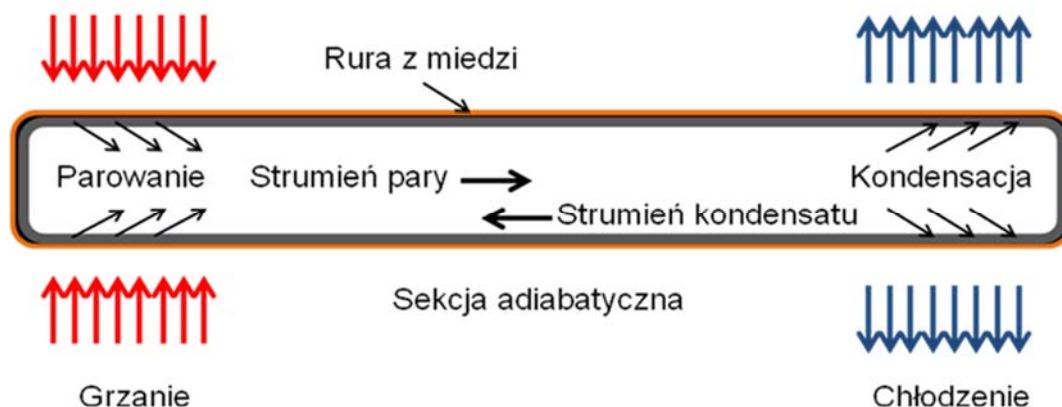


Rys. 5. Model pasywnego katalizatora wodoru

Istnieje duża różnorodność kompozycji materiałów wykorzystywanych jako katalizatory. Większość z nich jest oparta o związki z platyną lub palladem. Kinetyka reakcji chemicznej w fazie gazowej obejmuje szereg reakcji odnoszących się do wzajemnych relacji produktów gazowych oraz reakcje na powierzchni katalizatora. Gęstość powierzchniowa katalizatora jest określana gęstością platyny w ilościach rzędu 10^{-9} mol/cm² lub masą platyny na jednostkę powierzchni katalizatora (np. 5,0 g/m²). Mechanizmy reakcji chemicznych zostały pozytywnie zweryfikowane umożliwiając komputerową analizę zjawisk zachodzących w trakcie funkcjonowania rekombinatora wodoru. Istotną cechą pasywnych autokatalitycznych rekombinatorów wodoru w początkowej fazie ich rozwoju był wzrost wydajności procesu konwersji wraz ze wzrostem koncentracji wodoru, któremu towarzyszył jednocześnie wzrost temperatury rekombinatora. Przy określonej koncentracji wodoru prowadzi to do przekroczenia temperatury jego zapłonu, co w niekorzystnych warunkach może spowodować detonację. Jednym z ważnych cech nowoczesnych rekombinatorów jest ograniczenie wzrostu temperatury rekombinatora przy wyższych koncentracjach wodoru.

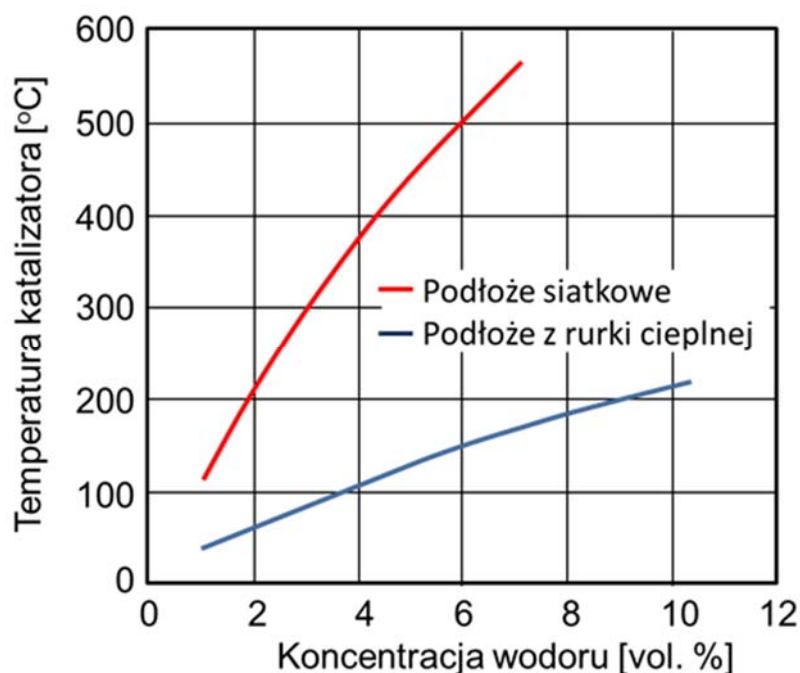
Można to osiągnąć poprzez poprawę jego właściwości termicznych np. intensyfikując pasywne chłodzenie elementów katalizatora lub lokalnie ograniczając reakcje katalityczne co prowadzi do ograniczenia wydzielanego ciepła. Poprawę warunków chłodzenia można uzyskać stosując elementy wsporcze o rozwiniętej powierzchni. Wprowadzenie katalizatora siatkowego, charakteryzującego się w stosunku do katalizatora płytowego znacznie bardziej rozwiniętą powierzchnią umożliwia bardziej intensywne chłodzenie, co efektywnie prowadzi do istotnego obniżenia temperatury katalizatora dla danej koncentracji wodoru. Interesujące wyniki można uzyskać stosując lokalne ograniczenie reakcji katalitycznych poprzez kontrolowany system nanoszenia katalizatora oparty o metodę galwaniczną. Zmiana gęstości pokrycia katalizatorem prowadzi do różnych poziomów wydajności procesu konwersji [5] a tym samym ogranicza uwalnianie ciepła w procesie katalizy, gdyż nie wszystkie molekuly wodoru i tlenu dyfundujące na powierzchni znajdują aktywne centra do reakcji.

Efektywnym sposobem ograniczenia wzrostu temperatury jest wykorzystanie pasywnych układów chłodzenia katalizatora, powodujących znaczną poprawę warunków chłodzenia a tym samym istotne obniżenie temperatury powierzchni katalizatora. Z powodzeniem testowano konstrukcje, w których katalizator był nanoszony na powierzchnie rurki cieplnej wypełnionej czynnikiem chłodzącym. Układ rurki cieplnej zapewnia efektywny przepływ dużych ilości energii cieplnej między elementami o wyższej i niższej temperaturze nawet gdy różnica temperatur jest stosunkowo niewielka. Odpowietrzone połączenie rurowe jest wypełnione niewielką ilością płynu przeznaczonego do transportu ciepła. Istnieje możliwość doboru płynu i materiału rurki w szerokim zakresie temperatur. Rurki cieplne pracują niezależnie od ich kształtu i zjawiska grawitacji. Różnica w entalpii dwóch faz transferu ciepła (pary i kondensatu) jest podstawą działania dla uzyskania efektu chłodzenia. Na rys. 6 przedstawiono zasadę działania rurki cieplnej.



Rys. 6. Zasada działania rurki cieplnej

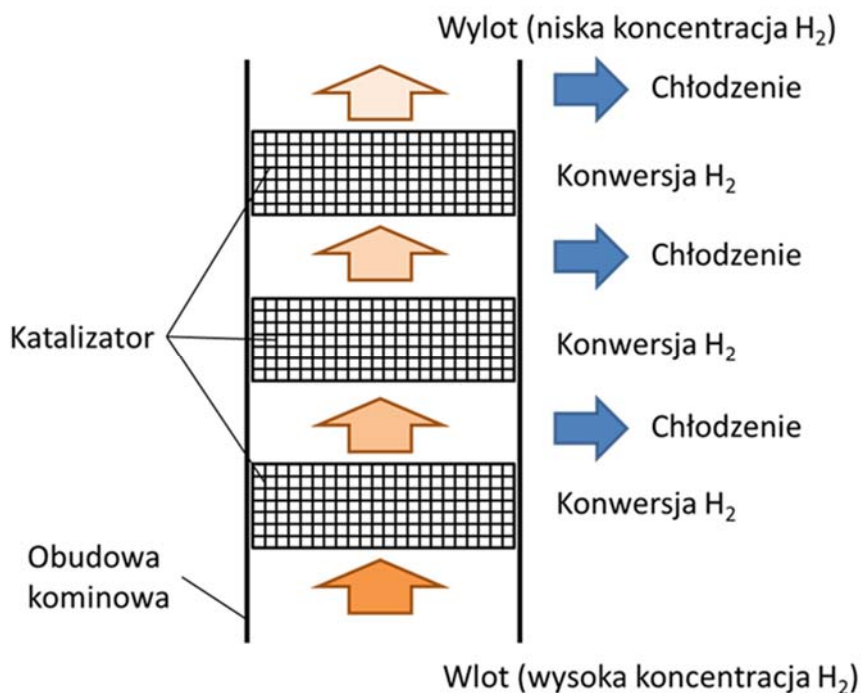
Możliwe są różne rozwiązania konstrukcyjne układu chłodzenia przy wykorzystaniu rurek cieplnych. Zwykle katalizator jest umieszczony na płytach chłodzonych przez rurki cieplnej, których drugi koniec jest mocowany do radiatora zwiększającego wymianę ciepła z otoczeniem [6]. Jako płyn roboczy wykorzystuje się wodę lub skroplony amoniak, aceton, eter, freony. Rurka jest zazwyczaj pokryta wewnątrz substancją porowatą pełniącą rolę knota. Para przenosi się do chłodzonego końca rurki gdzie ulega skropleniu. Skroplona ciecz przepływa do części grzanej w wyniku przesiąkania w materiale porowatym pokrywającym wnętrze rurki cieplnej. Ważną cechą przedstawionego rozwiązania jest jego niezależność od dodatkowych źródeł zasilania. Intensywne chłodzenie zapewnia utrzymanie temperatury rekombinatora wodoru znacznie poniżej temperatury zapłonu co ilustruje rys. 7 [7]. Sukcesywnie wprowadzone są modyfikacje konstrukcji re-



Rys.7. Zależność temperatury katalizatora od koncentracji wodoru przy zastosowaniu katalizatora o dużej wydajności oraz analogicznego układu z chłodzeniem przy wykorzystaniu rurek cieplnych

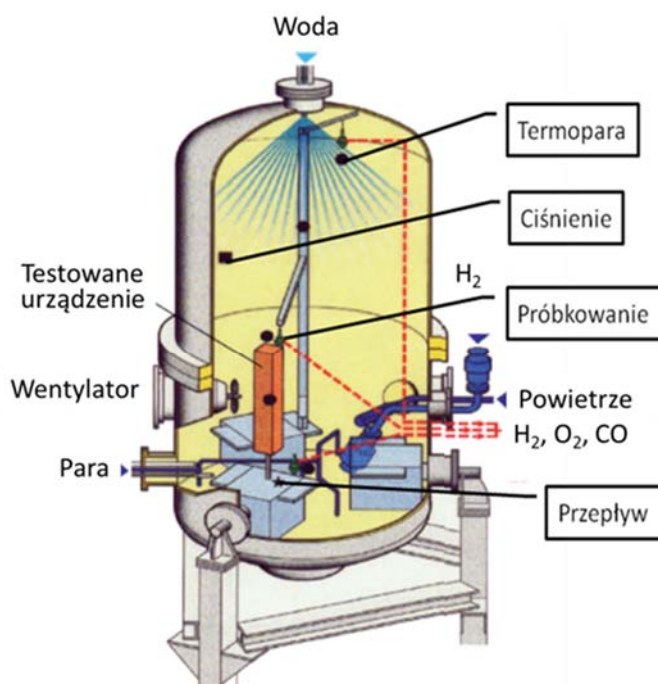
kombinatorów wodoru zmierzające do skutecznego ograniczenia temperatury powierzchni katalizatora. Działaniem idącym w tym kierunku jest propozycja polegająca na wprowadzenia modułowej struktury katalizatora [5, 8]. W tym przypadku stosowane są pojedyncze moduły katalizatora o ograniczonej aktywności katalitycznej. Rys. 8 przedstawia zasadę konstrukcji modułowego rekombinatora wodoru wyposażonego w elementy o dużej powierzchni pokryte katalizatorem o założonej gęstości. Każdy z modułów posiada niezależny dopływ strumienia powietrza wraz z wodorem oraz niezależny system odprowadzenia ciepła.

Testy kwalifikacyjne katalitycznych rekombinatorów wodoru są prowadzone dla różnych ciśnień, temperatur, koncentracji tlenu, pary wodnej i wodoru. Dokonywana jest ocena funkcjonowania w warunkach deficytu tlenu oraz określanie potencjalnych warunków zapłonu. Jednym z ważnych wyników prowadzonych pomiarów jest określenie wpływu obecności substancji zatrzymujących działanie katalizatorów takich jak: I_2 , CO, H_3BO_2 , CH_3I na wydajność procesu katalitycznego. Testy prowadzone są w trakcie spalania wodoru w warunkach zraszania wodą (ważne dla francuskich reaktorów PWR), olejami oraz produktami gazowymi wydzielającymi się podczas palenia się kabli i przewodów elektrycznych. Powstało szereg laboratoriów dysponujących komorami o zróżnicowanej wielkości, pozwalających na ogólną ocenę działania rekombinatorów.



Rys. 8. Zasada działania modułowego katalizatora wodoru

Dla przykładu instalacja testowa rekombinatorów wodoru typu H₂-KALI została zbudowana w Centrum Badawczym Cadarache w ramach programu realizowanego przez CEA (francuską Komisję Energii Atomowej) w okresie 1993-1995 [9]. Na rys. 9 przedstawiono podstawowy element instalacji – zbiornik o objętości 15,6 m³ (wysokość 4,6 m, średnica wewnętrzna 2,1 m). Warto zaznaczyć, że w reaktorach typu PWR system zraszania jest stosowany w sytuacjach awaryjnych, aby uniknąć nadmiernego wzrostu ciśnienia w obudowie bezpieczeństwa, dla wzmożenia mieszania atmosfery w sytuacji pojawiającego się wodoru, oraz skierowania ku dołowi produkty rozpadu. Analiza tych zjawisk metodami numerycznymi oraz eksperymenty prowadzone na instalacjach typu KALI-H₂ dają możliwość doskonalenia rekombinatorów oraz potwierdzić przydatność technik komputerowych w procesie analizy ryzyka związanego z emisją wodoru. Obecnie prowadzone są testy kwalifikacyjne urządzeń komercyjnych.



Rys. 9. Instalacja testowa EDF typu KALI-H₂

Działania zmierzające do podniesienia poziomu bezpieczeństwa związanego z emisją wodoru podczas awarii reaktora

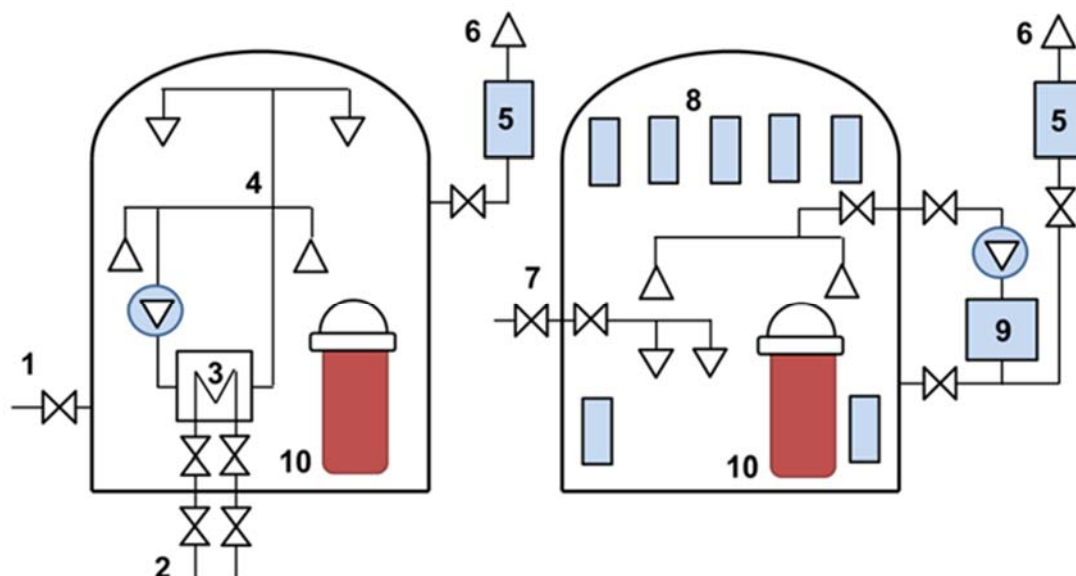
Pierwsze katalityczne rekombinatory wodoru wdrożono w elektrowni jądrowej 1995r. Zwykle instaluje się 30-60 tego typu urządzeń. Pasywne katalizatory przeznaczone do rekombinacji wodoru są budowane przez poszczególnych producentów reaktorów oraz są oferowane przez szereg firm takich jak: Candu Energy Inc. Kanada, Areva Francja, NIS. Tabela 2 ilustruje różnorodne rozwiązania zmierzające do ograniczania koncentracji wodoru, jakie wdrożono w wielu EJ w okresie poprzedzającym rok 2000 [10]. W różnych elektrowniach przyjęto szereg określonych strategii i sposobów działania zapewniających ograniczenie skutków emisji wodoru w sytuacjach awaryjnych. Zasady bezpieczeństwa w przypadku nieprzewidzianej emisji wodoru obejmują określone działania uwzględniające m.in., że rozprzestrzenianie się wodoru zależy w głównej mierze od: konfiguracji obudowy bezpieczeństwa, położenia źródła emisji wodoru, warunków panujących w obudowie bezpieczeństwa w chwili emisji wodoru (np. rozkład temperatury i ciśnienia), szybkość emisji wodoru w relacji do obecności innych gazów i pary wodnej. Zalecane działania korekcyjne odnośnie istniejących i budowanych reaktorów jądrowych:

Tabela 2. Strategie zapobiegania skutkom poważnych sytuacji awaryjnych reaktorów jądrowych związanych z emisją wodoru (E. Studer et al., 2000)

Kraj	Typ reaktora	Przyjęta strategia
Niemcy	6 BWR 13 PWR	Rozcieńczanie, mieszanie przez rozpylanie Rekombinatory
Kanada	21 CANDU 9 CANDU ek.	Zapłonnik, mieszanie Mieszanie, zapłonnik, rekombinatory
USA	37 BWR 73 PWR	Rozcieńczanie, zapłonnik Zapłonnik, mieszanie
Finlandia	2 BWR 2 PWR	Rozcieńczanie azotem Wentylacja, zapłonnik, rekombinatory
Japonia	27 BWR 23 PWR	Rozcieńczanie Zapłonnik
Szwecja	9 BWR 3 PWR	Rozcieńczanie azotem Brak decyzji
Szwajcaria	1 BWR 3 PWR	Rozcieńczanie azotem Brak decyzji

- Wentylacja obudowy bezpieczeństwa powinna być prowadzona przy wykorzystaniu rur o odpowiedniej średnicy doprowadzonych bezpośrednio do komina. Efekt wentylacji powinien być uzyskany bez potrzeby zasilania elektrycznego;
- Więcej pasywnych katalizatorów i zapłonników powinno być wykorzystane dla usuwania niskich emisji wodoru, zainstalowanych w wyższych partiach budynku reaktora, w których może się gromadzić wódór;
- Zaleca się zastosowanie pasywnych urządzeń autokatalitycznych w instalacjach wentylacyjnych i w obudowie bezpieczeństwa;
- Należy rozważyć wykorzystanie flar wodorowych w gazach usuwanych z obudowy bezpieczeństwa przez system wentylacyjny;
- Pożądane jest wykorzystanie innych materiałów na koszulki paliwa jądrowego, dla których emisja wodoru w obecności pary wodnej będzie znacznie ograniczona (ceramika, SiC).

W poszczególnych krajach opracowano różne strategie ograniczania koncentracji wodoru w obudowie bezpieczeństwa. Dla przykładu strategia zmniejszenia koncentracji wodoru w reaktorach rosyjskich, zakładała zastosowanie rekombinatorów wodoru, spalania wodoru i zastosowanie azotu pod wysokim ciśnieniem [11], co ilustruje rys. 10. Strategia modernizacji programu bezpieczeństwa reaktorów jądrowych pracujących w Finlandii (EJ Loviisa) została oparta o procesy mieszania i usu-



Rys. 10. Schemat blokowy ilustrujący dwie propozycje strategii ograniczenia stężenia wodoru w obudowie bezpieczeństwa: 1 – wentylacja nawiewna; 2 – chłodzenie wodne; 3 – wymiennik ciepła; 4 – instalacja recyrkulacji chłodzonego powietrza; 5 – filtr; 6 – instalacja wyciągowa; 7 – instalacja azotu pod wysokim ciśnieniem; 8 – pasywne rekombinatory wodoru; 9 – instalacja spalania wodoru; 10 – reaktor (N. Fil, 2004)

wania wodoru. W 1989 zainstalowano system pomp, oddzielny dla każdego z reaktorów, uruchamiany ręcznie gdy ciśnienie w obudowie bezpieczeństwa przekracza 1,7 bara. W dolnych obszarach obudowy bezpieczeństwa zainstalowano w 1981 r. (zmodyfikowane w 2002 r.) 20 zapłonników wodoru a w 2004 r. 154 rekombinatorów wodoru [12]. Dla odmiany w wodno-ciśnieniowym reaktorze typu APR-1400 opracowanym w Korei program kontroli wodoru przewiduje zainstalowanie 10 zapłonników jarzeniowych oraz 26 pasywnych autokatalitycznych rekombinatorów wodoru.

Rys. 11 ilustruje założenia strategii pasywnego chłodzenia obudowy bezpieczeństwa reaktora AP-1000 [13]. W ogromnej skali realizowana jest zasada rurki cieplnej, która w procesie chłodzenia wykorzystuje procesy parowania (w dolnej części obudowy bezpieczeństwa) oraz skraplania (chłodzony wodą płaszcz zewnętrzny obudowy bezpieczeństwa). Proces ten jest znacznie bardziej skuteczny od układu chłodzenia opartego jedynie na przewodnictwie cieplnym. Dodatkową zaletą układu jest jego pasywne działanie nie wymagające zewnętrznego zasilania energią elektryczną. Ponadto obudowa bezpieczeństwa reaktora AP1000 jest wyposażona w układ zapobiegający detonacji wodoru, który zapewnia:

Monitorowanie stężenia wodoru,

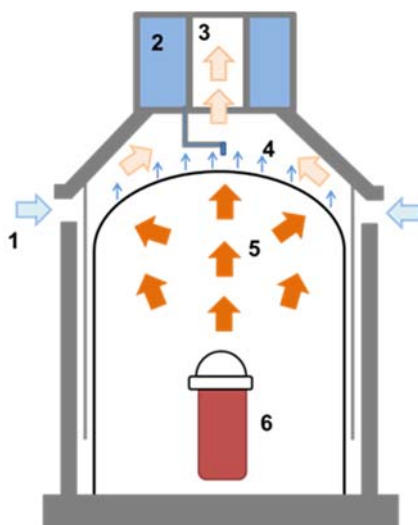
Mieszanie atmosfery obudowy bezpieczeństwa w konwekcji naturalnej dla zapobieżenia lokalnie niebezpiecznych stężeń wodoru,

Usuwanie wodoru za pomocą pasywnych autokatalitycznych rekombinatorów,

Kontrolowane spalanie wodoru, którego zapłon inicjowany jest przez zapłonniki umieszczone w różnych miejscach obudowy,

Przy usuwaniu wodoru nie są wykorzystywane układy aktywne.

Prace eksperymentalne udowadniają, że istnieje ryzyko zapłonu wodoru w wyniku lokalnego przegrzania katalizatora z uwagi na silny efekt termiczny reakcji katalitycznej w rekombinatoro-



Rys. 11. Przykład pasywnego bezpieczeństwa eliminującego potrzebę stosowania pomp i związanego z tym zasilania zastosowany w reaktorze AP 1000: 1 – wlot powietrza; 2 – zbiorniki z wodą; 3 – kanał wentylacyjny; 4 – parujący film wodny; 5 – naturalna cyrkulacja i kondensacja; 6 - reaktor

rach wodoru starego typu. Jak wynika z przeprowadzonych analiz wcześniej zainstalowane rekombinatory nie gwarantują eliminacji zjawiska nadmiernego przyrostu temperatury. Warto zaznaczyć, że w dalszym ciągu następuje udoskonalanie pracy tych urządzeń dzięki stosowaniu symulacji komputerowej, jak też testów kwalifikacyjnych prowadzonych w instalacjach eksperymentalnych symulujących sytuacje awaryjne.

Zagadnienie emisji wodoru w obudowie bezpieczeństwa wymaga całościowego podejścia obejmującego analizę ryzyka związanego z emisją wodoru a następnie skuteczność zmniejszenia zagrożenia w wyniku zastosowania niezbędnych rozwiązań. Analiza i ocena ryzyka zakłada definicję systemu i identyfikację zagrożeń a w szczególności: wybór kryteriów bezpieczeństwa; wyznaczenie temperatury, ciśnienia i koncentracji wodoru, określenie uwolnionej masy i energii, zagrożenia zewnętrzne, zagrożenia wewnętrzne, kwalifikację rekombinatorów oraz określenie ich ilości i położenia. Schematy postępowania przy analizie ryzyka przedstawia rys. 12. Kluczowym elementem analizy jest określenie i oszacowanie ryzyka. Brak zadowalających rezultatów wymaga wprowadzenia zmian, co generuje określone koszty ale prowadzi drogą kolejnych przybliżeń do spełnienia kryteriów bezpieczeństwa.



Rys. 12. Schemat postępowania przy analizie ryzyka

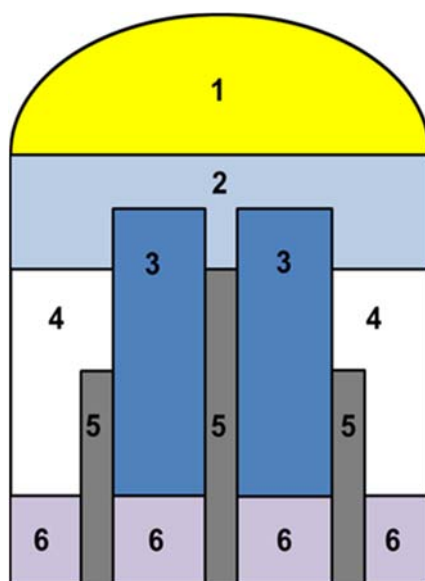
Analizy bezpieczeństwa jądrowego w zakresie zapobiegania detonacji wodoru oparte o wykorzystanie metod komputerowych

Skuteczność wykorzystywanych metod i urządzeń służących do poprawy bezpieczeństwa jądrowego jest obecnie szczegółowo analizowana i oceniana przez producentów reaktorów jądrowych dla konkretnych rozwiązań tych urządzeń oraz konstrukcji obudowy bezpieczeństwa przy wykorzystaniu metod komputerowych. Jednym z kluczowych elementów analizy jest rozprzestrzenianie się wodoru zależne w głównej mierze od następujących czynników:

- Konfiguracja obudowy bezpieczeństwa,
- Położenie źródła emisji wodoru,
- Warunki panujące w obudowie bezpieczeństwa w chwili uwolnienia emisji wodoru (np. rozkład temperatur, ciśnienie),
- Szybkość emisji wodoru w relacji do obecności innych gazów i pary wodnej.

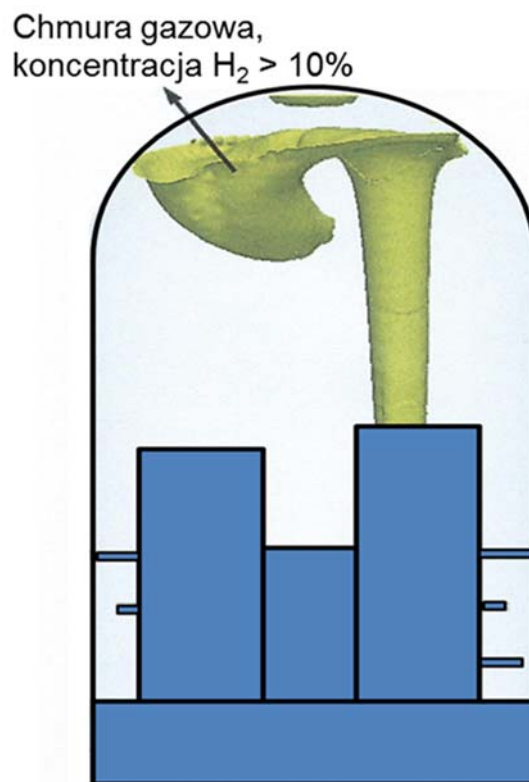
Przy czym przedmiotem analizy jest kontrola atmosfery w obecności układów mieszania i wentylacji w obszarze obudowy bezpieczeństwa oraz aktywnych i pasywnych układów przeznaczonych do usuwania wodoru. W ramach analizy skuteczności pasywnych układów rekombinacji wodoru ocenia się w pierwszym rzędzie rozmieszczenie tych urządzeń uwzględniające emisję i rozprzestrzenianie się wodoru w obudowie bezpieczeństwa.

W oparciu o modele termiczno-hydrauliczne procesów zachodzących podczas awarii prowadzone są analizy w celu określenia temperatury paliwa, wody, wydajności wodoru oraz przepływu wodoru wykorzystując rozbudowane programy komputerowe (kody) modeluje się rozkład wodoru w przestrzeni trójwymiarowej 3-D. Warto zaznaczyć, że obecnie nie wystarcza tu określenie wartości średniej a wymaga się określenia maksymalnych koncentracji lokalnych. W trakcie spalania laminarnego płomienia rozprzestrzenianie się stosunkowo wolno, przy zachowaniu jednorodnego ciśnienia w obudowie bezpieczeństwa, przy względnie wolno rosnącym ciśnieniu. Rozprzestrzenianie płomienia zależy od: rodzaju przepływu (turbulentny, laminarny), bezwładności, zawartości pary i kropeł wody. Istotne jest, że podczas spalania wodoru detonację może wywołać wzrost ciśnienia. Symulacje komputerowe prowadzone są na różnych poziomach. Prace te obejmowały funkcjonowanie rekombinatorów odnośnie przebiegu wydajności procesu jak też warunków termicznych. Kolejnym etapem była symulacja komputerowa funkcjonowania rekombinatora w pomieszczeniu o zadanej kubaturze [14]. W takich warunkach badano wpływ ilości i rozmieszczenia rekombinatorów na procesy związane z obecnością wodoru (koncentracja, ciśnienie, tem-



Rys. 13. Model obudowy bezpieczeństwa: 1 – kopuła obudowy bezpieczeństwa; 2 – wymiana ciepła; 3 – pomieszczenia urządzeń załadunku paliwa; 4 – pomieszczenia załadunku paliwa; 5 – klatka schodowa; 6 – pomieszczenia solnego poziomu

peratura). Dane te były konfrontowane z wynikami eksperymentalnymi otrzymanymi w wielu instalacji testowych, takich jak wspomniana wcześniej instalacja KALI-H2. Aktualnie istniejące programy operują modelami 3-D dla konkretnych konfiguracji obudowy bezpieczeństwa. Na rys. 13 przedstawiono przykładowy model obudowy bezpieczeństwa składający się z szeregu pomieszczeń wyróżnionych z uwagi na pełnioną funkcję i zainstalowane urządzenia. Przy uwzględnieniu wzajemnych relacji poszczególnych pomieszczeń istnieje możliwość uzyskania wyników odpowiadających całej objętości obudowy bezpieczeństwa [15]. Przewidywanie lokalnej koncentracji w układzie pary wodnej i wodoru w geometrii 3D w procesie spalania zakłada przepływy medium poddającego się kompresji, konwekcyjny przepływ ciepła między gazem a strukturą, przepływ ciepła między gazem a strukturą poprzez promieniowanie (przy wysokich temperaturach i w obecności pary), skraplanie i parowanie wody, wymianę ciepła w elementach struktury, turbulentne przepływy a także obecność rekombinatorów i zapłonników. Jednym z istotnych mankamentów prowadzonych obliczeń w oparciu o przyjęte konkretne mechanizmy jest zgodność z wynikami eksperymentalnymi. Tylko nieliczne modele z zaprezentowanych kodów zapewniają niezbędną zgodność z wynikami obliczeń w całym zakresie przebiegu procesu [16]. Przykładem obecnie prowadzonych analiz jest symulacja rozkładu koncentracji pary wodnej i wodoru w całym kompleksie obudowy bezpieczeństwa [17, 18]. Chmura wodoru może się formować w kopule obudowy bezpieczeństwa, co stwarza bezpośrednie zagrożenie naruszenia konstrukcji w przypadku



Rys. 14. Symulacja rozkładu wodoru przy wykorzystaniu programu GASFLOW

eksplozji wodoru. Kluczowe znaczenie dla uniknięcia ryzyka związanego z obecnością wodoru w obudowie bezpieczeństwa ma określenie sposobu transportu i mieszania się komponentów gazowych, a w szczególności zjawiska formowania się obszarów o podwyższonej koncentracji wodoru. Początkowo sądzono w krajach europejskich, że takie podejście ma szczególne znaczenie dla reaktorów typu PWR, charakteryzujących się obudową bezpieczeństwa o znacznych rozmiarach. Jednak doświadczenia związane z reaktorami typu BWR w EJ Fukushima, o stosunkowo niewielkiej objętości obudowy bezpieczeństwa wykazały, że precyzyjne określenie rozkładu mie-

szaniny gazowej dla różnych termicznych uwarunkowań jest szczególnie potrzebne także dla tego typu rozwiązań konstrukcyjnych. Na rys. 14 przedstawiono rezultaty symulacji rozkładu wodoru przy wykorzystaniu programu GASFLOW w wyniku analizy procesu spalania i rozprzestrzeniania się płomienia uwalnianego w wyniku awarii wodoru [19].

Podsumowanie

Zagadnienie emisji wodoru w obudowie bezpieczeństwa wymaga całościowego podejścia obejmującego w pierwszym rzędzie analizę ryzyka związanego z emisją wodoru a następnie skuteczności zmniejszenia zagrożenia poprzez zastosowanie odpowiednich systemów wentylacyjnych oraz pasywnych katalitycznych rekombinatorów wodoru. W tabeli 3 przedstawiono podstawowe metody zmniejszania ryzyka detonacji wodoru w obudowie bezpieczeństwa reaktora jądrowego oraz ich istotne ograniczenia.

Rekomendacje sformułowane w ostatnim czasie przez The Natural Resources Defense Council (NRDC) mające na celu ograniczenie ryzyka eksplozji wodoru emitowanego w wyniku poważnej awarii jądrowej obejmują następujące zagadnienia [18]:

- Opracowanie i eksperymentalne potwierdzenie komputerowego modelu bezpieczeństwa zapewniającego określenie poziomu emisji wodoru w wyniku poważnej awarii,
- Ocenę poziomu bezpieczeństwa stosowanych obecnie rekombinatorów wodoru, przy jednoczesnym zaprzestaniu ich stosowania do czasu wprowadzenia niezbędnych modyfikacji,
- Znacząca poprawa istniejącego wyposażenia do monitorowania poziomu wodoru i tlenu,
- Zmodyfikowanie diagnostyki rdzenia w celu dostarczenia niezbędnych informacji
- nakazujących przejście od zarządzania stanem awaryjnym do zarządzania zgodnego z procedurami dotyczącymi poważnej awarii,
- Określenie dla wszystkich elektrowni jądrowych ogólnej ilości wodoru emitowanego podczas poważnej awarii,
- Doprowadzenie do wykorzystania danych z testów uwalniania radionuklidów do prognozowania poziomu uwalniania wodoru z obudowy bezpieczeństwa dla różnych scenariuszy poważnej awarii reaktora jądrowego.

Tabela 3. Podstawowe metody ograniczania ryzyka detonacji wodoru w obudowie bezpieczeństwa reaktora jądrowego

Metoda	Istotne ograniczenia metody
Rekombinatory katalityczne	Możliwość wywołania zapłonu wodoru przy koncentracji powyżej 7% (samozapłon), transfer masy ograniczony wydajnością danego urządzenia
Rekombinatory	System wymagający zewnętrznego zasilania, niska wydajność usuwania
Zapłonniki	Może wywołać lokalną detonację wodoru, brak działania w neutralnych wa-
Rozcieńczanie	Ważny eksploatacyjny warunek normalnej pracy
Rozcieńczanie	Metoda aktywna i złożona technicznie, ograniczony czas na podjęcie decy-
Mieszanie	Metoda aktywna, możliwy statyczny zapłon spalania
Absorpcja wodoru	Wysoki koszt i znaczące ilości pochłaniacza, brak pełnej informacji
Usuwanie tlenu	Zastosowanie zraszania i znaczących ilości pochłaniacza, brak pełnej in-

Literatura

1. Bachellerie E., F. Arnould, M. Auglaire, B. de Boeck, O. Brillard, B. Eckardt, F. Ferroni, R. Moffett, "Generic approach for designing and implementing a passive autocatalytic recombiner PAR-system in nuclear power plant containments Nuclear Engineering and Design", 221 (2003) 151–165
2. Deng J., X.W. Cao, "A study on evaluating a passive autocatalytic recombiner PAR-system in the PWR large-dry containment", Nuclear Engineering and Design 238 (2008) 2554–2560
3. Kumar R.K., Koroll G.W., Nuclear Safety, 36(1) 1995
4. Krause M., Hydrogen Program at AECL, Atomic Energy of Canada Ltd. (AECL), 2nd ERMSAR'07, Karlsruhe, Germany, 12-14 June 2007
5. Reinecke E.-A., I. M. Tragsdorf, K. Gierling, "Studies on innovative hydrogen recombiners as safety devices in the containment of light water reactors", Nuclear Engineering and Design, 49-59, 2004
6. Granzow Ch., T. Nohner, T. Zimmermann, "Studies On Heat Pipe Cooled Autocatalytic Hydrogen Recombination" International Conference Nuclear Energy for New Europe 2009, Bled Slovenia, 14-17 September 2009
7. Reinecke E.-A., S. Kelm, S. Struth, Ch. Granzow, U. Schwarz, "Design of catalytic recombiners for safe removal of hydrogen from flammable gas mixtures", 2nd International Conference on Hydrogen Safety San Sebastian, September 11-13, 2007
8. Katalizatora modułowy: US 2009/0143223 A1 Patent Application
9. Mimouni S., N. Mechitoua, M. Ouraou, "CDF recombiner model ling and validation on the H2-PAR and Kali-H2 experiments", Science and Technology of Nuclear Installations, v. 2011, p. 13
10. Studer E., M. Durin, M. Petit, P. Rongier, J. Vendel, D. Leteinturier, S. Dorofeev, Assessment of hydrogen risk in PWR, www.eurosafe_forum.org/files/b4.pdf
11. Fila N., Status in development of EOP and SAMG for Russian NPPs, 2004
12. Laaksonen J., Safety upgrades at NPP's in Finland, based on lessons learned from foreign Operating Experience, RIC 2009 W12 Regulatory Applications of International operating experience, March 11, 2009
13. Cummins W.E., M.M. Corletti, T.L. Schulz, Westinghouse AP1000 Advanced Passive Plant, Proceedings of ICAPP '03, Spain, May 4-7, 2003
14. Gera B., P.K. Sharma, R.K. Singh, K.K. Vaze, A.K. Ghosh, "CFD Analysis of Passive Autocatalytic Recombiner and its Interaction with Containment Atmosphere", BARC Newsletter, 167-171, October 2011
15. Huang G., L. Fang, "Analysis of hydrogen control in severe accident of CANDU 6", Annals of Nuclear Energy, 60, 301–307, 2013
16. Fischer K., T. Kanzleiter, "Large experiments on gas distribution in the containment", TOPSAFE, Dubrownik, Croatia, 30 09 – 3 10, 2008
17. Breitung W., et al., 2000, Flame acceleration and deflagration to detonation transition in nuclear safety, State-of-the-Art Report, OECD Nuclear Energy Agency, NEA/CSNI/R/2000/7
18. Xiao J., J.R. Travis, How critical is turbulence modeling in gas distribution simulations of large-scale complex nuclear reactor containment?, Annals Nucl. Energy 56, 227-242, 2013
19. Hong S.-W., J. Kim, H.-S. Kang, Y.-S. Na, J. Song, Research efforts for the resolution of hydrogen risk, Nucl. Eng. Technol., 47, 33-46, 2015
20. Leyse M., Preventing hydrogen explosions in severe nuclear accidents: unresolved safety issues involving hydrogen generation and mitigation, NRDC Report, R.14-02.B, March 2014

Artykuł „Strategie i urządzenia przeznaczone do usuwania z obszaru obudowy bezpieczeństwa wodoru emitowanego w trakcie poważnej awarii reaktora jądrowego” powstał w ramach badań finansowanych ze środków Narodowego Centrum Badań i Rozwoju przy realizacji części zadania badawczego Nr 7 pt. „Analiza procesów generacji wodoru w reaktorze jądrowym w trakcie normalnej eksploatacji i w sytuacjach awaryjnych z propozycjami działań na rzecz podniesienia poziomu bezpieczeństwa jądrowego w ramach strategicznego projektu badawczego pt. „Technologie wspomagające rozwój bezpiecznej energetyki jądrowej”(SP/J/7/170071/12).

Promieniowanie jonizujące podstawowe definicje

Daniel Jankowski
Polon-Alfa

Abstract

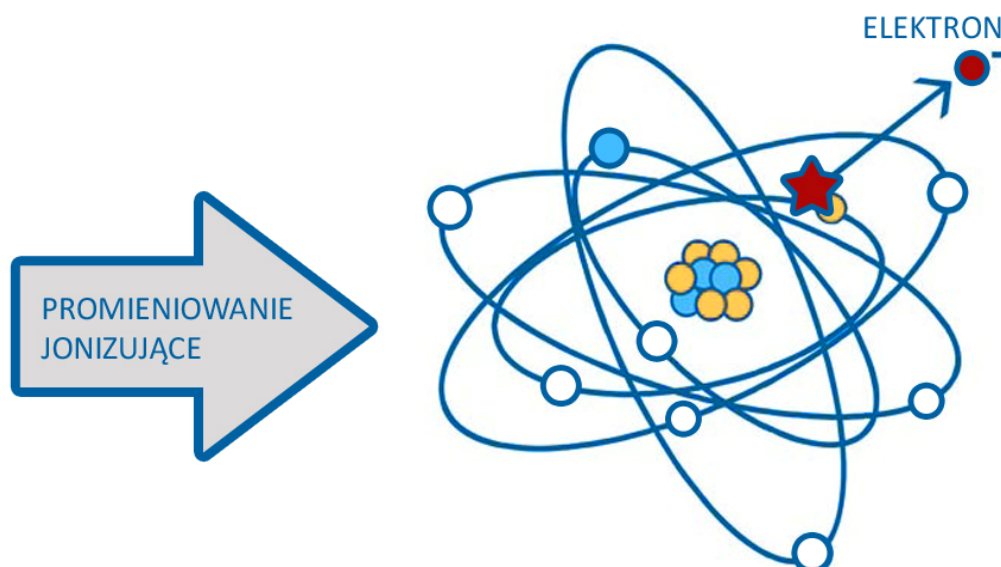
In this paper author has presented the fundamental definitions related to ionization and radioactivity. There is also the description of each type of ionizing radiation ionization and typical physical units which are used nowadays and in the past.

W mowie potocznej, a także coraz częściej w systemie prawnym pod pojęciem „promieniowania jonizującego” rozumie się wszelkie niewidoczne nieuzbrojonym okiem strumienie przenikliwych cząstek pochodzących od reakcji wewnątrz jądra atomowego. Przy czym nieopatrznie wrzuca się do jednego worka zarówno te oddziaływania, które doprowadzają do jonizacji w sposób bezpośredni jak i te, które do jonizacji bezpośrednio nie prowadzą.

Co zatem najczęściej rozumiane jest pod pojęciem promieniowania jonizującego?

W ramach podstawowej wiedzy należy wyróżnić cztery rodzaje promieniowania:

- promieniowanie alfa, będące strumieniem jąder helu, oznaczane grecką literą α ,
- promieniowanie beta, będące strumieniem elektronów, oznaczane grecką literą β ,
- promieniowanie fotonowe (światło), oznaczane w zależności od sposobu jego wytworzenia jako promieniowanie gamma (greckie γ), promieniowanie X lub promieniowanie rentgenowskie (Rtg),
- promieniowanie neutronowe, oznaczane literą n.



Rys.1 Rysunek poglądowy przedstawiający jonizację atomu.



Sposób oddziaływania z materią trzech pierwszych (α, β, γ) jest bardzo zbliżony – cząsteczka wnika w materię i w pewnym momencie zderzając się z atomami wyrwa zeń elektrony doprowadzając do jonizacji materii. Proces jonizacji to proces w wyniku którego w materiale pojawiają się wolne elektrony i zjonizowane atomy. Przy czym uwolnione w procesie zderzenia elektrony uzyskują dość dużą prędkość i mogą inicjować kolejne jonizacje.

Z punktu widzenia szkodliwości promieniowania tego rodzaju istotne są trzy efekty:

- bezpośrednie przekazanie energii kinetycznej, a więc lokalny wzrost temperatury i idące za tym zniszczenia,
- zaburzenia równowagi jonowej w komórce przez wprowadzenie dodatkowych jonów,
- silna aktywność chemiczna zjonizowanych atomów.

Czwarty rodzaj promieniowania (n) oddziałuje z materią na inny sposób. Po pierwsze neutron nie wyrwa z atomów elektronów. Zamiast tego jest w stanie uderzyć w atom tak silnie, że ten jako całość zostaje wprowadzony w ruch. Tak wprowadzony w ruch atom może z kolei powodować jonizację lub wprost mechaniczne zniszczenia w materiale. Po drugie natomiast neutron może, zamiast uderzyć w atom, wniknąć do jądra atomu i zmienić je w jądro innego, cięższego pierwiastka. Zwykle tak powstały atom:

- rozpada się po krótkim czasie emitując promieniowanie jonizujące;
- ma inne właściwości chemiczne niż atom pierwotny.

Stąd mechanizm szkodliwości neutronów jest dużo bardziej złożony i w efekcie uznany za dużo bardziej niebezpieczny.

Należy podkreślić, że tylko promieniowanie neutronowe jest w stanie uczynić materiał radioaktywnym (mówi się o dokonaniu „aktywacji” materiału). Promieniowanie α , β i γ nie są w stanie sprawić by materiał napromieniony stał się radioaktywny. To właśnie z tego powodu elementy konstrukcyjne, np. śruby i osłony pracujące w reaktorach atomowych traktuje się jako odpad radioaktywny a jednocześnie używa olbrzymich mocy promieniowania β i γ do sterylizacji sprzętu medycznego i żywności bez ujemnych skutków.

Zatem przedmioty „napromieniane” promieniowaniem α , β i γ , np. w aparacie rentgenowskim nie promieniają.

Przenikliwość promieniowania

Przenikliwość promieniowania, a więc zdolność do penetrowania osłon i ludzkiego ciała, zależy od dwóch czynników:

rodzaju promieniowania,
energii promieniowania.

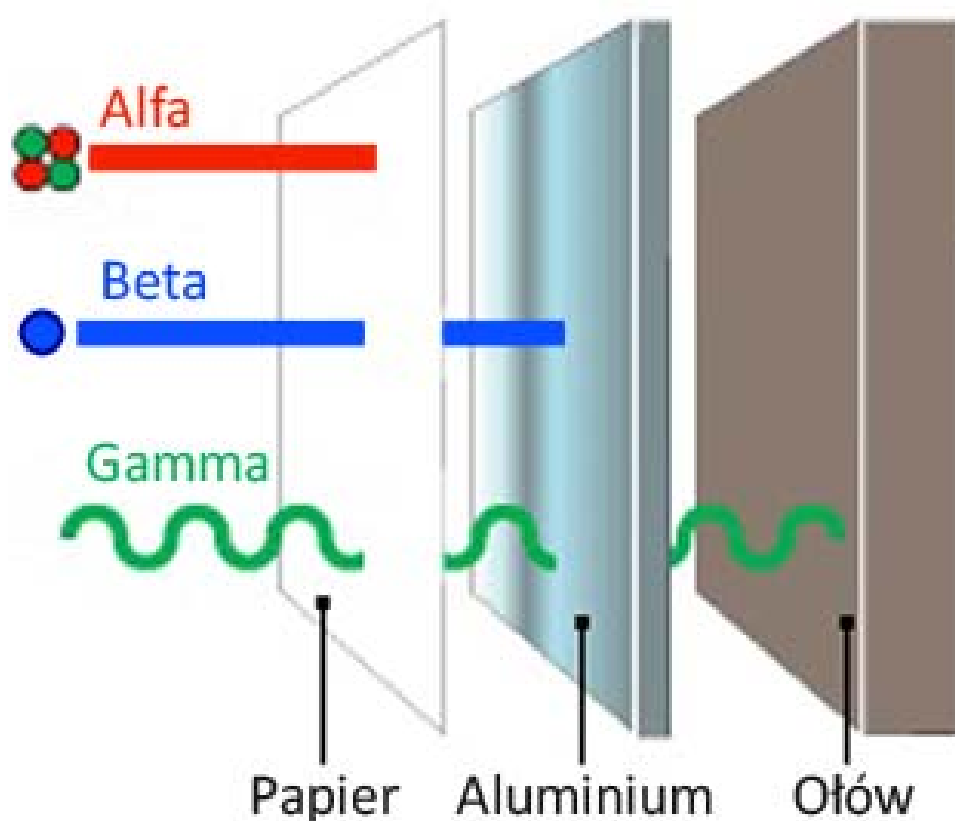
Generalnie promieniowanie można uszeregować według rodzaju kolejno od najmniej przenikliwego do najbardziej:

α , zatrzymywane grubszą kartką papieru;

β , zatrzymywane płytką z plastiku, centymetrową warstwą wody, milimetrową blaszką aluminium itp.;

γ , które w zależności od energii występuje w wariantach od zatrzymywanego przez cienką blaszkę miedzaną aż do promieniowania swobodnie przenikającego przez kilku centymetrowe ołowiane osłony;

n, przenikające swobodnie przez większość materiałów za wyjątkiem znacznych ilości wody lub substancji zawierających dużo wodoru, kadmu oraz pewnych szczególnych izotopów. Szczęśliwie czas życia neutronu poza jądrem atomowym jest ograniczony, więc mimo wielkiej przenikliwości nie ma ich zbyt dużo w naturalnych warunkach.



Rys. 2 Przenikliwość promieniowania jonizującego.

Energia promieniowania

Energia promieniowania może być rozumiana jako jego „barwa” albo jako miara przenikliwości w ramach jednego rodzaju promieniowania.

Energię promieniowania wyraża się w eV, czyli elektronowoltach, gdzie jeden elektronowolt to energia jaką otrzyma pojedynczy elektron przyspieszony między elektrodami między którymi napięcie wynosi 1 volt. Jeden elektronowolt to $1,609 \times 10^{-19}$ J (dżula). Jest to więc bardzo mała jednostka energii. Zwykła żarówka o mocy sześćdziesięciu watów (60 W) zużywa przecież 60 dżuli energii w każdej sekundzie, czyli mniej więcej 374'000'000'000'000'000'000 elektronowoltów w każdej sekundzie !

Najczęściej energię promieniowania wyraża się w krotnościach elektronowolta, a więc w keV,

czyli kiloelektronowoltach ($1\text{keV} = 1000\text{ eV}$) oraz w MeV czyli megaelektronowoltach ($1\text{ MeV} = 1000\text{ keV} = 1000000\text{ eV}$).

Typowe energie promieniowania to:

- α rzędu zwykle kilku MeV,
- β od kilkuset keV do kilku MeV,
- γ , od pojedynczych keV do kilku MeV,
- n od ułamków eV do dziesiątek MeV.

W tym kontekście na uwagę zasługuje promieniowanie kosmiczne składające się z wielu różnych rodzajów promieniowania i wielu różnych rozprzeczonych jąder atomowych, których energia może przekraczać nawet 1000 MeV.

Im wyższa energia cząsteczki tym większa jej przenikliwość. Przy czym należy mieć na uwadze to, że stwierdzenie to jest prawdziwe tylko w ramach jednego rodzaju promieniowania. Kwant γ o energii 1 MeV penetruje bez problemu blachę stalową o grubości kilku milimetrów podczas gdy kwant α o energii 1 MeV zostanie zatrzymany kartką papieru, której to kartki kwant γ nawet nie zauważy.

Energia i przenikliwość a szkodliwość promieniowania

Relacje między tymi wartościami nie są jednoznaczne. Generalnie należy przyjąć zasadę, że im mniej przenikliwe promieniowanie i im wyższa jego energia tym bardziej będzie ono szkodliwe.

Cząsteczka promieniowania bardzo mało przenikliwego o bardzo dużej energii musi bowiem zatrzymać się prawie w miejscu w serii zderzeń. W efekcie bardzo niewielki obszar materii (np. ludzkiego ciała) otrzyma bardzo dużą dawkę energii, a więc zostanie potencjalnie bardzo mocno uszkodzony.

Z kolei cząsteczka promieniowania wysoko-przenikliwego także oddaje energię w serii zderzeń, ale zderzenia te są rozłożone na dłuższej drodze. Zatem zniszczenia w organizmie są mniej skłonne i łatwiejsze do naprawy. W tym miejscu warto zaznaczyć, że opisane powyżej własności różnych rodzajów promieniowania charakteryzowane są przez tzw. funkcje LET (ang. Linear Energy Transfer), które opisują ilość energii E przekazywanej (i absorbowanej) na jednostkę drogi pokonanej przez promieniowanie, $LET = dE/dx$.

Z drugiej jednak strony, im mniej przenikliwe promieniowanie tym łatwiej się przed nim chronić. Promieniowanie α padające na skórę o odpowiednio niskiej energii wniknie i zniszczy jedynie naskórek, który i tak w ciągu kilku dni uległby złuszczeniu. Zwykła odzież może więc być skuteczną ochroną. Najmniej pożądaną sytuacją jest oczywiście dostanie się materiału alfa promieniotwórczego drogą wziewną bądź pokarmową do wnętrza ludzkiego ciała – narządy wewnętrzne są wtedy praktycznie spustoszone przez promieniowanie i nie ma możliwości uratowania życia (vide przykra historia Pana Aleksandra Litwinienki otrutego nota bene Polonem-210)

Natomiast przed promieniowaniem γ o energiach rzędu MeV nie ma praktycznie czym w normalnych warunkach się osłonić. Jedynie wkopane w grunt betonowe pomieszczenia są w miarę bezpieczne pod warunkiem posiadania odpowiednio grubego stropu.

A przed neutronami oczywiście chowamy się w basenie;)

Dawka

Kolokwialnie mówiąc pod pojęciem „dawki” rozumie się liczbowe określenie ilości promieniowania jakie otrzymał obiekt napromieniowany. W szczególności dawkę wyraża się w dwóch kategoriach jednostek:

- ⇒ **Gy** (czytamy „grejach”), zdefiniowanych jako J / kg („dżul na kilogram”) opisujące ilość energii jaką zostawi promieniowanie w jednostce masy napromieniowanego obiektu;
- ⇒ **Sv** (czytamy „siwertach”), zdefiniowanych w identyczny sposób jak Gy, z tym, że dodatkowo pomnożonych przez tak zwany „współczynnik wagowy” określający jak bardzo promieniowanie jest szkodliwe dla organizmów żywych. Przy czym współczynnik wagowy zależy zarówno od rodzaju promieniowania jak i od rodzaju tkanki (części ciała) dla jakiej określana jest szkodliwość.

Zatem w ochronie radiologicznej używa się Sv natomiast Gy są zarezerwowane raczej do pomiarów fizycznych, technicznych oraz środowiskowych. Generalnie rzecz biorąc, z punktu widzenia użytkownika, jednostki te są bardzo zbliżone. Z punktu widzenia pomiarów jednak dawka zdefiniowana w Gy jest jednoznaczna i łatwa do zmierzenia podczas gdy wyznaczenie dawki w Sv wymaga wykonania wielu obliczeń i posiadania dostępu do wielu różnych informacji. Stąd często dokumenty i rozporządzenia posługują się jednostką Gy zamiast Sv.

Należy zwrócić szczególną uwagę na fakt, że dawka może pochodzić tak od promieniowania zewnętrznego, jak i od spożytych lub w inny sposób (np. z pyłem) wprowadzonych do wnętrza ciała materiałów radioaktywnych. Stąd bardzo istotnym elementem ochrony radiologicznej w sytuacji, gdy zachodzi podejrzenie obecności skażenia promieniotwórczego jest monitoring nie tylko mocy dawki w otoczeniu, ale przede wszystkim kontrola spożywanych pokarmów. Ponieważ większość skażeń ma formę pyłów to zachowanie podstawowych zasad higieny znacznie zmniejsza narażenie na promieniowanie przy obecności skażeń radioaktywnych w środowisku.

Moc dawki

Moc dawki, wyrażana w Gy/h (greyach na godzinę), Sv/h (siwertach na godzinę), Gy/s (greyach na sekundę) i dalej, określa wielkość dawki jaką otrzyma się przebywając przez podany czas w polu promieniowania o podanej mocy dawki.

I tak moc dawki 100 nSv/h oznacza, że po 1 godzinie otrzyma się dawkę 100 nSv, po 10 godzinach 1000 nSv (czyli 1 μ Sv).

Jednostki Sv*, Sv Hp(10), Sv Hp(0,07)...

Jednostka Sv może być uzupełniona różnymi przyrostkami określającymi bardziej szczegółowo sposób jej stosowania i wyznaczania.

Jak wspomniano w poprzednim punkcie „współczynnik wagowy” określający szkodliwość promieniowania zależy od rodzaju promieniowania i rodzaju tkanki, a w zasadzie rodzaju otoczenia w jakim rozpatruje się efekt promieniowania.

Stąd w obiegu znajdują się przynajmniej trzy różne rodzaje „siwertów”, wszystkie określające szkodliwość promieniowania ale każdy w innych warunkach:

- ⇒ Przestrzenny równoważnik dawki - dotyczy sytuacji, gdy dawkomierz jest umieszczany w powietrzu, powieszony na ścianie itp. Podana w nawiasach liczba, np. $H^*(10)$ określa głębokość w milimetrach w materii, na której określa się dawkę;
- ⇒ Indywidualny równoważnik dawki np. $Hp(10)$ dotyczy sytuacji, gdy dawkomierz jest noszony na ciele użytkownika i określa jego własne narażenie na promieniowanie. Podana w nawia-

sach liczba ma identyczne znaczenie jak wyżej.

W typowych warunkach różnice między poszczególnymi jednostkami są minimalne i dotyczą głównie promieniowania o bardzo niskich energiach. Generalnie obowiązuje zasada:

- ⇒ jeżeli dawkomierz ma być umieszczony w pomieszczeniu i kontrolować stan bezpieczeństwa pomieszczenia powinien on mierzyć w jednostce $H^*(10)$
- ⇒ jeżeli dawkomierz ma być noszony na ciele powinien on mierzyć w jednostkach $H_p(10)$;
- ⇒ jeżeli dawkomierz ma mierzyć promieniowanie „miękkie”, słabo przenikliwe, (20keV i niżej) i ma być stosowany do oceny narażenia skóry, dłoni i kończyn wówczas powinien on mierzyć w jednostkach (0,07) czyli w sposób równoważny głębokości 0,07mm pod powierzchnią skóry. W przeciwnym razie powinien on mierzyć w jednostkach (10);

Szczegółowe sposoby przeliczeń określają dokumenty ICRU oraz normy ISO 4037.

Energia promieniowania w keV	współczynnik $Sv \cdot H(10)/$ Gy	współczynnik $Sv H_p(10)/$ Gy	współczynnik $Sv H_p$ (0,07)/Gy
10	0,008	0,01	0,95
20	0,61	0,61	1,01
40	1,47	1,49	1,09
80	1,72	1,90	1,16
150	1,49	1,61	1,16
300	1,31	1,37	1,14
600	1,21	1,23	powyżej tej energii jednostki nie stosuje się.
1000	1,17	1,17	powyżej tej energii jednostki nie stosuje się.

Współczynniki wagowe dla wybranych energii promieniowania umożliwiające przeliczenie między jednostkami i zorientowanie się w zależnościach między nimi podaje poniższa tabela (za ISO 4037):

Wnikliwy czytelnik zapewne zauważył, że do prawidłowego wyboru współczynnika niezbędna jest znajomość energii promieniowania. Szczęśliwie fizyka zjawisk jest taka, że konstruktorzy urządzeń mogą zagwarantować zgodność (z określoną dokładnością) wskazań przyrządu bez konieczności poznania energii promieniowania.

Jednostki archaiczne

Oczywiście nic w świecie nie jest stałe i wszystko się zmienia. Dotyczy to także jednostek stosowanych w pomiarach promieniotwórczości. Stosowanie różnych jednostek zależy też od Państwa w którym się znajdujemy.

W Europie podstawowe jednostki to wspomniane wcześniej Gy (greje) i Sv (siwerty).

Jednostki do dzisiaj stosowane w USA to:

rem(czyt. rem), gdzie $1\text{Sv} = 100\text{ rem}$,

rad(czy. rad), gdzie $1\text{Gy} = 100\text{ rad}$,

R(czyt. rentgen), gdzie $1\text{R} = 0,0087\text{Gy}$.

Podane przeliczenia są przybliżone i używane w praktyce, ale nie odzwierciedlają prawidłowo różnic w definicjach jednostek w każdych warunkach. Szczególnie dotyczy to przeliczeń Sv – rem i R-Gy.

Aktywność

Inną miarą promieniotwórczości jest podawanie aktywności. Miara ta jest o tyle trudna do oceny dla zwykłego użytkownika, że po pierwsze nie istnieje bezpośredni, uniwersalny związek między aktywnością a szkodliwością. Dla każdego rodzaju materiału radioaktywnego prawdą jest, że im większa aktywność tym większa szkodliwość, lecz różnica między poszczególnymi materiałami może wynosić kilka rzędów wielkości. Przykładowo dla typowych dla techniki materiałów takich jak Co-60 i Am-241 stosunek przelicznika z aktywności na moc dawki ma się jak jeden do stu. Po drugie zaś miara ta nadaje się wyłącznie do oceny źródeł promieniowania opartych na materiałach radioaktywnych – nie można na przykład podać aktywności dla lampy rentgenowskiej.

Obecnie podstawową jednostką aktywności jest Bq (bekerel) który oznacza ilość rozpadów (ale już niekoniecznie ilość emitowanych cząstek) na sekundę. Zatem w materiale radioaktywnym o aktywności 1000 Bq rozpada się tysiąc atomów w każdej sekundzie.

Znowu, podobnie jak w wypadku dawek i mocy dawek rozpiętość aktywności spotykanych w środowisku i technice jest olbrzymia. Na przykład komunikat Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki na I-szy kwartał roku 2007 podaje aktywność Cs-137 w mleku jako średnio 0,48 Bq/litr. Natomiast w powietrzu na średnio 1,4 $\mu\text{Bq/litr}$.

Z kolei typowa „jonizacyjna czujka dymu” produkcji bydgoskiej firmy Polon-Alfa używana jeszcze dość często w ochronie przeciwpożarowej zawiera wewnątrz źródło o aktywności 7,4 kBq. W przeszłości natomiast używane były znacznie większe źródła dochodzące nawet do 1 Mbq (Pu-238, Pu-239, Kr-85, Ra-226).

Natomiast w radioterapii onkologicznej pacjentom wstrzykuje się dawki radioaktywnego jodu o aktywnościach od około 4GBq do około 11GBq.

Należy zwrócić uwagę, że aktywność nie jest miarą ilości materiału radioaktywnego. Różne materiały radioaktywne mają różne tempo rozpadu i kilogram jednego materiału może być znacznie mniej aktywny niż gram innego materiału. Nie należy więc oceniać niebezpieczeństwa źródła promieniowania po jego masie.

Czas połowicznego rozpadu

Skoro atomy materiału radioaktywnego się rozpadają to z czasem jest ich coraz mniej. Nie każdy rodzaj atomu rozpada się z równym prawdopodobieństwem – niektóre rozpadają się mniej chętnie, niektóre bardziej chętnie.

Łącznie proces ten składa się na tak zwany czas połowicznego rozpadu.

Przez czas połowicznego rozpadu rozumie się czas, po którego upływie aktywność materiału spada dwukrotnie. Tak więc, jeżeli mamy do czynienia ze źródłem promieniowania o aktywności A i czasie połowicznego rozpadu T to po upływie czasu T aktywność źródła wyniesie A/2. Po upływie kolejnego czasu T aktywność wyniesie A/4. I tak dalej, i tak dalej.

Czasy połowicznego rozpadu mają, w zależności od rodzaju materiału radioaktywnego, jeszcze

większą rozpiętość niż aktywności – od ułamków sekund do milionów lat. Na przykład Cs-137, którego aktywność w mleku podlega w Polsce okresowej ocenie, ma czas połowicznego rozpadu 11050 dni. Taki na przykład jod I-131 stosowany w medycynie ma czas połowicznego rozpadu 8,02dnia. Z kolei technet Tc-99m stosowany jako radioznacznik w technice i medycynie ma dwa czasy połowicznego rozpadu: 211'100 lat i 6,01 godziny – z praktycznego punktu widzenia więc za promieniotwórczość odpowiada tylko ta część, która rozpada się bardzo chętnie i szybko.

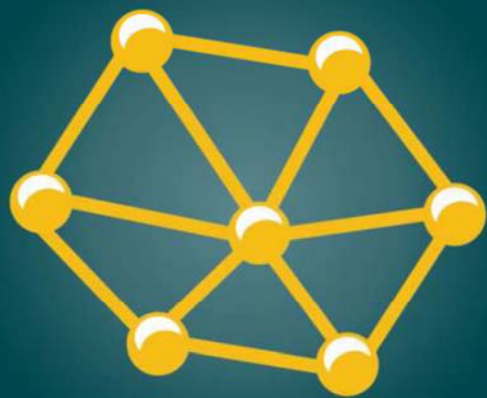
A zatem im większa aktywność materiału tym bardziej jest on niebezpieczny. Zazwyczaj też im krótszy czas połowicznego rozpadu tym większa aktywność właściwa, a więc mniejsza masa źródła przy tej samej aktywności.

Z drugiej strony im krótszy czas połowicznego rozpadu tym szybciej spada zagrożenie jakie sprawia materiał radioaktywny.

Temat oczywiście nie jest wyczerpany do końca, natomiast może posłużyć jako wprowadzanie w tematykę promieniowania jonizującego bądź przypomnienie pewnych podstawowych informacji.

Literatura

1. Oczywiście jak zawsze są wyjątki od reguły – w pewnych konfiguracjach promieniowanie α i γ jest w stanie wytworzyć neutrony, które z kolei są w stanie dokonać aktywacji materiałów. Warunki te są jednak bardzo rzadko występujące a proces bardzo mało sprawny.
2. 881.5 ± 1.5 s (około 15 minut) za <http://en.wikipedia.org/wiki/Neutron>
3. IAEA „Nuclear Medicine Resources Manual” 2006 ISBN 92-0-107504-9
4. ISO 4037-1



RENEB

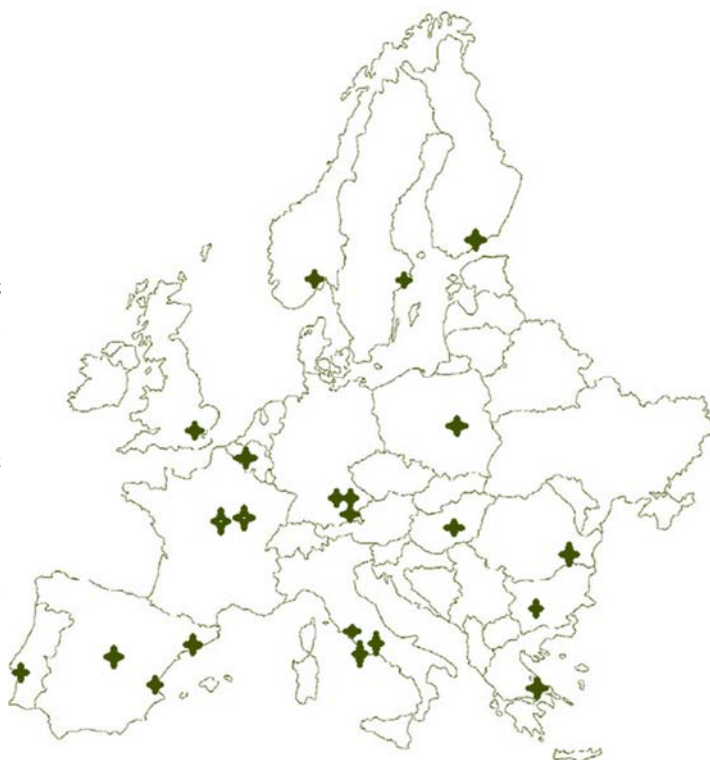
Realising the European
Network of Biodosimetry

Sylwester Sommer - IChTJ

RENEB (Realizing the European Network in Biodosimetry) w stronę Europejskiej Sieci Biodozymetrycznej

Co to jest RENEb?

RENEb jest koordynacyjnym projektem (Coordination Action) 7 ramowego programu Unii Europejskiej w ramach programu EURATOM Fission. Realizacja projektu rozpoczęła się 1 stycznia 2012 roku a zakończy się 31 grudnia 2015 roku stworzeniem sieci laboratoriów zajmujących się biodozymetrią, grupującej doświadczonych partnerów z całej Unii Europejskiej oraz Norwegii. Sieć RENEb pozwoli na skuteczne reagowanie w sytuacji zagrożeń i zdarzeń radiacyjnych o szerokim zasięgu na terenie Europy. Szybka i wiarygodna ocena dawki pochłoniętej przy użyciu technik dozymetrii biologicznej, w sytuacji masowego narażenia na promieniowanie jest możliwa tylko przy sprawnej, dobrze zorganizowanej współpracy wielu laboratoriów europejskich. Na początku, do konsorcjum RENEb zaproszono 23 partnerów z 16 krajów, wytypowanych na podstawie wyników ankiety TENEB (Towards a European Network of Excellence in Biological Dosimetry), jednak w trakcie trwania projektu jeden partner zrezygnował. Tak więc w chwili obecnej mamy 22 partnerów z Belgii, Bułgarii, Finlandii, Francji, Grecji, Hiszpanii, Niemiec, Norwegii, Polski, Portugalii, Rumunii, Szwecji, Węgier, Wielkiej Brytanii i Włoch (**Ryc.1**). Sieć jest otwarta dla nowych partnerów z Unii Europejskiej i aktywnie ich poszukuje. Powstanie sieci biodozymetrycznej w ramach projektu RENEb gwarantuje najwyższą efektywność postępowania z próbkami biologicznymi oraz szybkie i wiarygodne odtworzenie dawki, a także sprawną współpracę z centrami kryzysowymi, bądź ośrodkami odpowiedzialnymi za zarządzanie kryzysowe w poszczególnych państwach europejskich.



Co to jest dozymetria biologiczna – dozymetria biologiczna pozwala odczytać dawkę pochłoniętą w organizmie na podstawie markerów biologicznych w limfocytach krwi obwodowej



(Ryc. 2) Tylko pracownicy mający kontakt z promieniowaniem posiadają dawkomierze fizyczne, które w większości przypadków pozwalają odczytać dokładnie dawkę promieniowania. Czasami istnieje potrzeba określenia wielkości dawki awaryjnej u osób nie posiadających dawkomierzy fizycznych, albo gdy dawkomierze nie zadziałają odpowiednio. W takich przypadkach stosuje się potencjalny dozymetr, który każdy z nas nosi w sobie: materiał genetyczny swoich własnych komórek. Odtworzenie wielkości dawki jest niezbędne w procesie leczenia potencjalnej choroby popromiennej. Ponadto stosuje się je do oszacowania

zakresu i wielkości potencjalnych skutków zdrowotnych napromienienia, zaś ze względów prawnych – wysokości odszkodowania. Ocena wysokości dawki potrzebna jest przed dopuszczeniem do pracy z promieniowaniem, czy wreszcie dla uniknięcia negatywnych skutków psychicznych u osób które mogły być, ale nie zostały narażone na napromienienie.

Po co nam dozymetria biologiczna

Znamy co najmniej 3 ważne powody, dla których dozymetria biologiczna jest niezbędna w Europie (w tym w Polsce). Wydaje się, że korzyści posiadania możliwości biologicznego odtworzenia dawki są niedoceniane przez rządy czy odpowiednie urzędy w większości państw europejskich..

Po pierwsze, potrzebę odtworzenia dawki uzasadniają procedury medyczne i względy prawne. Znajomość wielkości dawki pozwala dobrać odpowiednią terapię, zwłaszcza, że choć już możliwe, to leczenie choroby popromiennej jest dosyć ryzykowne. Polega ono na podawaniu koktajlu cytokin i hormonów wzrostu, zaś przy wyższych dawkach - nie zawsze dobrze tolerowany przeszczep szpiku kostnego. W żadnym dokumencie dotyczącym ochrony radiologicznej dozymetria biologiczna nie jest wymieniona wprost. Czytając odpowiednie ustępy European Council Directive 2013/59/EURATOM (artykuły 69_4b, 53_4 i 99) oraz IAEA General Safety Requirements możemy jednak wyciągnąć wniosek, że poszczególne państwa, w razie zagrożenia radiologicznego, mają obowiązek dostarczyć instrumentów do indywidualnego odtworzenia dawki [1].

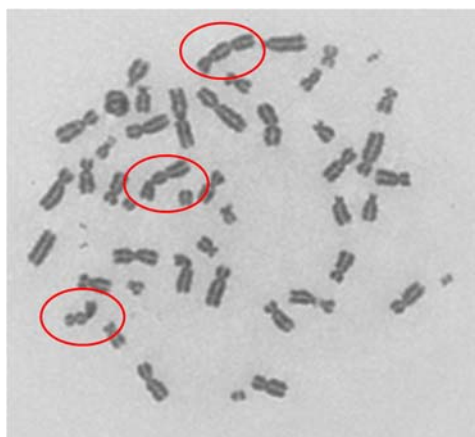
Po drugie, historia zagrożeń radiacyjnych pokazuje, że osoby potencjalnie napromienione oczekują od władz państwowych jakichś działań, m.in. chcą poznać ewentualne dawki, jakie otrzymali. Jak wskazuje doświadczenie, objawy kliniczne choroby popromiennej są niezbyt specyficzne i mogą nawet występować u osób, które nie zostały napromienione. Jest to grupa tzw. *worried well*. Takich osób może być bardzo dużo i dopóki czarno na białym nie wykluczy się u nich otrzymania dawki, to mogą niepotrzebnie blokować system opieki zdrowotnej. Po wypadku w brazylijskiej Goiânii chęć przebadania (skażenie i dozymetria biologiczna) zgłosiło ponad 100 000 osób, większość niepotrzebnie [2]. Okazało się, że kontakt z promieniowaniem miało tylko ok. 1000 osób, a więc 1/10 wszystkich zaniepokojonych. Pokazuje to skalę obawy przed promieniowaniem. Dobry system dozymetrii biologicznej i badania skażeń mogą pozytywnie wpły-

wać na postrzeganie działania państwa i jego służb w takiej sytuacji. Przy tak masowej skali zdarzenia żadne laboratorium nie jest w stanie oszacować dawek (metodami dozymetrii biologicznej) w rozsądnym czasie. Jednym z rozwiązań (oprócz automatyzacji testów) jest tutaj właśnie stworzenie i utrzymywanie funkcjonalnej sieci laboratoriów, które mogą zbadać tysiące próbek w krótkim czasie. Taką siecią jest RENEb.

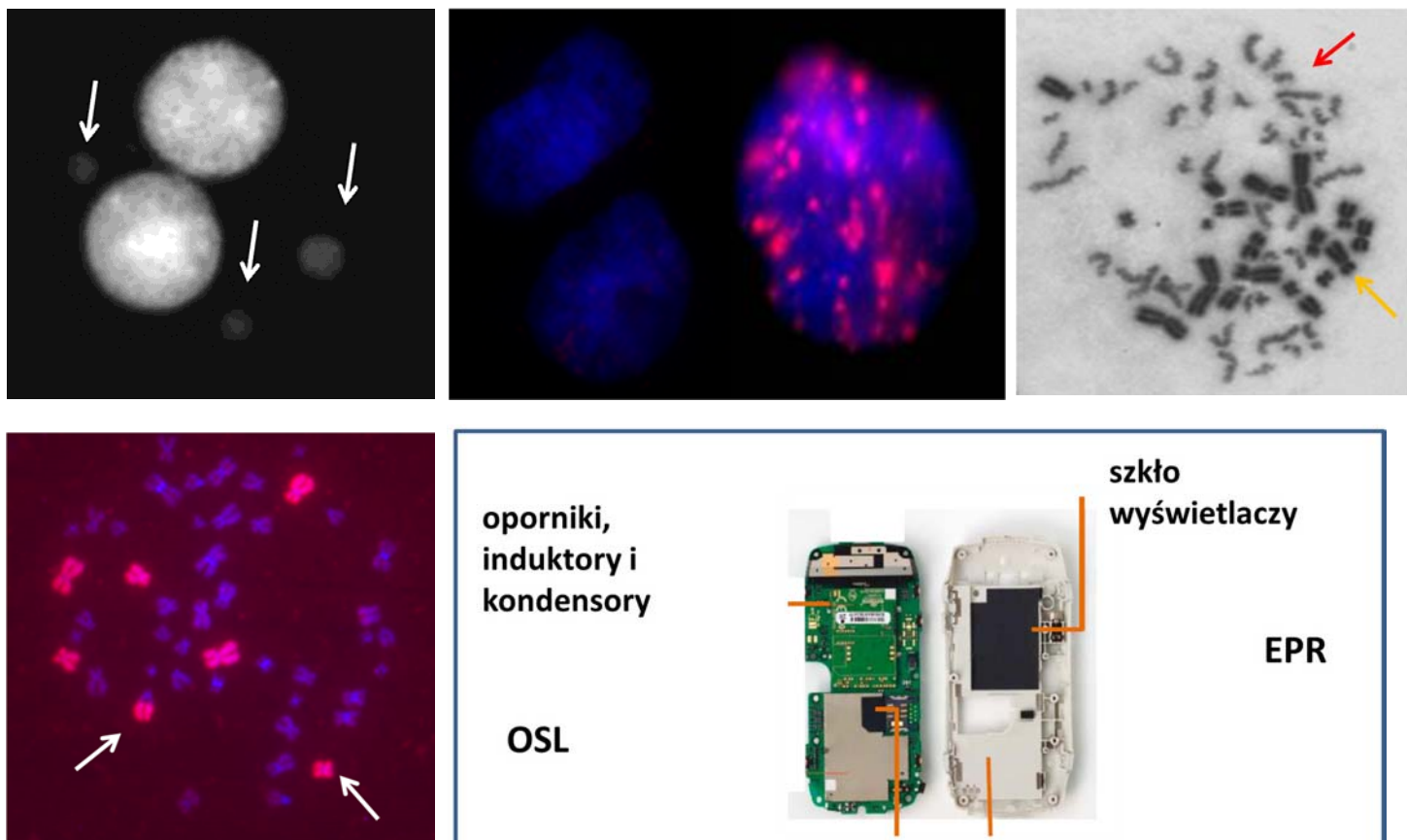
Po trzecie - i ten argument dobrze pasuje do sytuacji w Polsce - czynności podejmowane na rzecz rzetelnej ochrony radiologicznej mają wpływ na postrzeganie promieniowania przez ogół społeczeństwa. Nie jest tak, że społeczeństwo boi się promieniowania bezwarunkowo. Na przykład istnieje przyzwolenie na użycie wysokich dawek promieniowania w diagnostyce i leczeniu nowotworów (lub innych chorób). Natomiast użycie technologii związanych z promieniowaniem w przemyśle i energetyce jest postrzegane w kategorii zagrożenia. Pani profesor Golnik zmodyfikowała nawet zasadę obowiązującą w ochronie radiologicznej dotyczącą wielkości używanych dawek z ALARA (As Low As Reasonable Achievable) do ALASA (As Low As Sociable Acceptable) [3]. Można na to spojrzeć w ten sposób, że ludzie bardziej wierzą lekarzom i pozwalają im używać w leczeniu i diagnozowaniu dawek, jakie lekarze uważają za słuszne, natomiast nie dowierzają państwu (bo ochrona radiologiczna jest gwarantowana przez państwo) i bezpiecznemu wykorzystaniu promieniowania w energetyce i przemyśle. Właściwe podejście do społeczeństwa: rzetelna informacja, współdecydowanie, poważne traktowanie mogą spowodować akceptowanie promieniowania przez większy procent obywateli.

W Polsce realizowany jest program Polskiej Energetyki Jądrowej i państwu powinno zależeć na dobrej prasie i pozytywnej opinii społeczeństwa o promieniowaniu. Bez akceptacji społecznej (i to na dwóch płaszczyznach: lokalnej i krajowej) elektrowni jądrowej nie będzie. Istnieją w Europie przykłady, że społeczeństwo jest zadowolone z ochrony radiologicznej i polityki państwa w tym zakresie. Tak jest we Francji i Czechach (a pewnie i w innych krajach), ale osiągnięto to z dużym nakładem pracy i środków. Jednym z elementów, który mógłby pokazać, że państwo działa dobrze w tym zakresie mogłaby być współpraca z siecią RENEb i jakaś forma wsparcia właśnie dozymetrii biologicznej (takie wsparcie było dotychczas udzielane w postaci projektów naukowych, np. Program Operacyjny Innowacyjna Gospodarka 2007-2013: „Opracowanie wieloparametrowego testu „triage” do oceny narażenia ludności na promieniowanie jonizujące” czy Strategiczny Projekt Badawczy „Technologie wspomagające rozwój bezpiecznej energetyki jądrowej”, jednak w ostatnim czasie jest ono mniejsze). Państwo musi przeznaczyć na ochronę radiologiczną i kształtowanie pozytywnego postrzegania technologii radiacyjnych przez społeczeństwo zdecydowanie więcej środków. Nie można, moim zdaniem, godzić się ze strategią głoszącą, że ewentualne dawki awaryjne w energetyce jądrowej są na tyle niskie, że nie można postrzegać ich jako zagrożenie – takie podejście może spowodować zmniejszenie zaufania do organów dozoru jądrowego.

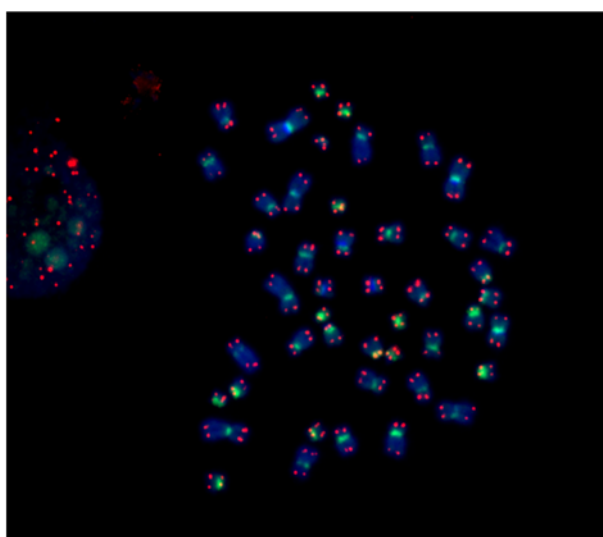
Opis projektu RENEb



Sieć biodozymetrii RENEb wykorzystuje wiele sprawdzonych i uznanych metod odtwarzania dawki, od testu chromosomów dicentrycznych, poprzez test mikrojądrowy, test ognisk histonu gamma-H2AX, przedwczesną kondensację chromosomów, analizę translokacji do fizycznych metod opartych na analizie sygnałów z części przenośnych urządzeń elektronicznych: OSL i EPR (**Ryc. 3, 4, 5, 6, 7 i 8**). W trakcie trwania projektu odbyły się 2 porównania międzylaboratoryjne, które pokazały biegłość uczestników w szacowaniu dawki różnymi metodami. Pozwoliły one ponadto przetestować sposób rozsyłania próbek biologicz-



nych w obrębie Europy i po za nią, różne sposoby utrwalania materiału biologicznego i współpracę pomiędzy laboratoriami.



W trakcie trwania projektu udoskonalono dwie nowe metody dozymetrii biologicznej. W laboratorium z Francji (Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives) opracowano metodę analizy chromosomów dicentrycznych na preparatach barwionych DAPI z dodatkowo wybarwionymi centromerami i telomerami (**Ryc. 9**). Metoda ta wydaje się dawać bardzo powtarzalne wyniki. Drugie ćwiczenia międzylaboratoryjne pokazały, że analiza internetowa zdjęć aberracji uzyskanych tą metodą dała mniejsze różnice w oszacowaniu dawki (odchylenia dawki szacowanej przez poszczególne laboratoria od dawki fizycznej) niż analiza zdjęć klasycznych preparatów - barwionych barwnikiem Giemsa [4].

Drugą metodą rozwijaną w ramach RENE-u jest PCC czyli przedwczesna kondensacja chromosomów (ang. premature chromosome condensation) indukowana fuzją z mitotycznymi komórkami chemicznymi. Metoda po raz pierwszy zastosowana była przez Panteliasa i Maillie w latach 80 XX wieku w Stanach Zjednoczonych, a rozwijana w Europie w dwóch ośrodkach: w Safety National Centre for Scientific Research "Demokritos" Grecja i Leiden University Medical Centre w Holandii. Umożliwia ona badanie częstości tak zwanych pęknięć pierwotnych DNA będących np. skutkiem promieniowania [5]. Okazało się że tę technikę można stosować w dozymetrii biologicznej, najlepiej połączoną z barwieniem centromerowych i telomerowych fragmentów chromosomów.

Sieć RENEb poszukuje nowych partnerów w Europie oraz zupełnie nowych metod, które mogłyby być użyte w dozymetrii biologicznej. W ostatnim czasie (początek roku 2015) zaintere-

sowanie uczestnictwem w pracach sieci zgłosiły laboratoria z Belgii, Hiszpanii, Irlandii, Litwy, Niemiec, Polski, Serbii i Włoch. Na spotkaniu projektu w Rzymie prezentowane były potencjalne nowe metody dozymetrii biologicznej:

- badanie ekspresji genów (Institute of Radiobiology, Uniwersytet Ulm, Niemcy, Forschungszentrum Jülich, Niemcy, Instytut Chemii i Techniki Jądrowej w Warszawie, Belgian Nuclear Research Centre, Mol, Belgia);
- mikromacierze DNA (Institute of Radiobiology, Uniwersytet Ulm, Forschungszentrum Jülich, Niemcy, Belgian Nuclear Research Centre, Mol, Belgia);
- badanie ekspresji egzonów (Belgian Nuclear Research Centre, Mol, Belgia);
- spektroskopia Ramana (Radiation and Environmental Science Centre, Dublin Institute of Technology, Irlandia).

Najbardziej sprawdzoną i wywzorcowaną z wyżej wymienionych metod (dla celów dozymetrii retrospektywnej) jest badanie zmian ekspresji genów. Do tej pory użyteczność tej techniki była weryfikowana przez co najmniej dwa porównania międzylaboratoryjne, które dały bardzo obiecujące rezultaty [6].

Sieć RENEb gwarantuje najwyższą jakość i precyzję uzyskanych wyników. Oprócz badań międzylaboratoryjnych, których rezultaty pozwalają zweryfikować biegłość partnerów w odtwarzaniu dawki przy pomocy poszczególnych metod, opracowano plan QM & QA zapewnienia i zarządzania jakością, który aktualnie jest wdrażany we współpracujących laboratoriach. QM & QA został napisany i przedyskutowany dla każdej metody dozymetrycznej oddzielnie przez najlepszych specjalistów z danej dziedziny.

W ramach prac w projekcie zidentyfikowano obszary, które mogą mieć wpływ na realne funkcjonowanie sieci, takie jak:

poprawne i aktualizowane dane dotyczące partnerów RENEb;
sposoby porozumiewania się partnerów sieci w razie wypadku radiacyjnego (szybkie aktywowanie sieci) i w okresach pomiędzy wypadkami;
potrzebę ciągłego kształcenia osób zajmujących się biodozymetrią;
problemy związane z transportem próbek biologicznych w Unii Europejskiej i poza nią (uregulowania prawne, rzeczywista weryfikacja, problemy warunków transportu);
zebranie informacji na temat rzeczywistej przepustowości sieci jako całości;
ustanowienie kontaktu z centrami zarządzania kryzysowego w poszczególnych krajach.

Dla zapewnienia struktury operacyjnej sieć RENEb już wkrótce przyjmie jakąś formę osobowości prawnej. Na początek najprawdopodobniej zostanie podpisane tzw. Memorandum of Understanding, jako najmniej wiążąca forma współpracy instytucji.

Bardzo istotną kwestią jest informowanie o osiągnięciach, potrzebach i pracach wewnątrz RENEb-u. Odbywa się to w postaci publikacji, w wystąpieniach na konferencjach oraz wydawaniu biuletynu. Podczas corocznych spotkań projektowych organizowane są dostępne dla publiczności i prasy konferencje, na których przedstawiane są informacje o sieci RENEb i dozymetrii biologicznej. Na listopad 2015 roku planowana jest w Brukseli wspólna sesja partnerów RENEb i przedstawicieli władz, centrów zarządzania kryzysowego czy osób odpowiedzialnych za ochronę radiologiczną z krajów europejskich. Z Polski zostanie zaproszony przedstawiciel Państwowej Agencji Atomistyki.

Sieć RENEb nawiązała współpracę zarówno z organizacjami międzynarodowymi zajmującymi się promieniowaniem, takimi jak IAEA oraz WHO, z Komisją Europejską jak i platformami badawczymi: MELODI, OPERA, NERIS, HERCA czy EURADOS. Aktualnie pisany jest dokument Strategic Research Agenda, w którym opisane zostaną wszystkie dziedziny nauki i bezpieczeń-

stwa, w których RENEB może uczestniczyć i służyć zarówno społeczności naukowej, jak i obywatelom Europy.

Choć na szczęście prawdopodobieństwo masowego zdarzenia radiacyjnego na naszym kontynencie nie jest duże, to Europie potrzebna jest sieć biodozymetrii z prawdziwego zdarzenia. Nie da się bowiem *ad hoc* zorganizować oszacowania dawek promieniowania na szerszą skalę bez uprzedniego przygotowania: zgromadzenia odczynników, zebrania przeszkolonego personelu, przygotowania procedur, zorganizowania dozymetrii biologicznej. Laboratoria biodozymetryczne powinny być utrzymywane jako środek, który może być użyty, choć lepiej, żeby nigdy nie był potrzebny. W okresie pomiędzy zdarzeniami laboratoria powinny utrzymywać metody w gotowości, dbać o kwalifikacje personelu, ale także brać udział w projektach naukowych. Ich potencjał może być wykorzystany w wielu różnych dziedzinach nauki.

Ryciny w artykule.

Ryc. 1

Mapa rozmieszczenia partnerów sieci RENEB. W skład RENEBU wchodzi 22 organizacje z 15 krajów:

1. Universiteit Gent (Belgia),
2. Public Health England (Wielka Brytania),
3. National Center for Radiobiology and Radiation Protection (Bułgaria),
4. Radiation and Nuclear Safety Authority (Finlandia),
5. Commissariat à l'Énergie Atomique (Francja),
6. Institut de Radioprotection et de Sécurité Nucléaire (Francja),
7. National Centre for Scientific Research Demokritos (Grecja),
8. Fundacion para la Investigacion del Hospital Universitario la Fe de la Comunidad Valenciana (Hiszpania),
9. Servicio Madrileño de Salud - Hospital General Universitario Gregorio Marañón (Hiszpania),
10. Universitat Autònoma de Barcelona (Hiszpania),
11. Bundesamt fuer Strahlenschutz (Niemcy),
12. Bundeswehr Institut für Radiobiologie / Universität Ulm (Niemcy),
13. Helmholtz Centre Munich (Niemcy),
14. Norwegian Radiation Protection Authority (Norwegia),
15. Instytut Chemii i Techniki Jądrowej (Polska),
16. Instituto Superior Técnico, Universidade de Lisboa Grupo de Protecção e Segurança Radiológica (Portugalia),
17. Institutul National de Sanatate Publica (Rumunia),
18. Stockholm University (Szwecja),
19. National Research Institute for Radiobiology & Radiohygiene (Węgry),
20. Agenzia Nazionale per le Nuove Tecnologie, L'Energia e lo Sviluppo Economico Sostenibile (Włochy),
21. Istituto Superiore di Sanità (Włochy),
22. University of Tuscia (Włochy).

Ryc. 2

Probówki z pełną krwią z których uzyskiwane są limfocyty krwi obwodowej używane do dozymetrii biologicznej.

Ryc.3

Obraz komórki w czasie mitozy. Widoczne chromosomy dicentryczne w zaznaczono na czerwono oraz liczne fragmenty acentryczne. Chromosomy dicentryczne są bardzo specyficzne indukowane promieniowaniem, a analiza ich częstości jest uznawana za najbardziej wiarygodny test dozymetrii biologicznej.

Ryc. 4

Dwujądrzasta komórka z widocznymi 3 mikrojądrami (strzałki). Promieniowanie jonizujące skutecznie indukuje powstawanie mikrojąder.

Ryc. 5

Jądra komórkowe ludzkich limfocytów barwione DAPI. Po lewej stronie jądra kontrolne, a po prawej jądro w widocznymi, licznymi ogniskami histonu gamma-H2AX, które powstają w miejscach podwójnoniciowych pęknięć DNA, w tym przypadku indukowanych promieniowaniem.

Ryc. 6

PCC (Przedwczesna Kondensacja Chromosomów) w ludzkich limfocytach indukowana fuzją z mitotycznymi komórkami chemicznymi CHO. Fuzję komórek różnych gatunków indukuje się naruszeniem integralności błon komórkowych przez PEG (politlenek etylenu). Kompleksy mitotyczne z będących w trakcie mitozy komórek CHO wywołują przedwczesną kondensację chromosomów limfocytów. Chromosomy komórek CHO o ciemnych dobrze skondensowanych chromatydach zaznaczono strzałką pomarańczową. Mniej skondensowane – jaśniejsze chromosomy limfocytów zaznaczono strzałką czerwoną.

Ryc. 7

Analiza częstości translokacji w dozymetrii retrospektywnej. Żeby móc zobaczyć symetryczne aberracje (białe strzałki wskazują translokację niewzajemną) jakimi są translokacje należy część chromosomów wybarwić sondami DNA sprzężonymi z barwnikami fluorescencyjnymi (wybarwione na czerwono). Pozwala to zobaczyć wymiany strukturalne, zwane translokacjami, niewidoczne kiedy wszystkie chromosomy są zabarwione na jeden kolor.

Ryc. 8

Wnętrze przenośnych urządzeń elektronicznych, które w dzisiejszych czasach ma przy sobie każda osoba, dostarcza dozymetrów: oporników, induktorów i kondensatorów w których promieniowanie wzbudza Optycznie Stymulowany Sygnał (OSL) lub szkła wyświetlaczy gdzie dawka może być odczytana przy pomocy sygnału EPR (Elektronowego Rezonansu Paramagnetycznego).

Ryc. 9

Zdjęcie chromosomów mitotycznych z wybarwionymi centromerami (zielone punkty) i telomerami (czerwone punkty) wykonane przez Radhię Mkaheer z Commissariat à l'Énergie Atomique (Francja). Takie wybarwienie pozwala na analizę częstości chromosomów dicentrycznych i prawdopodobnie jest łatwiejsze i bardziej jednoznaczne niż klasyczna analiza preparatów barwionych Giemsa.



Przechowalniki wypalonego paliwa jądrowego

Lech Małecki

Streszczenie

Referat prezentuje wyniki analiz literaturowych dotyczących dostępnych publikacji poświęconych długoterminowemu przechowywaniu wypalonego paliwa jądrowego. Wypalone paliwo jest przechowywane w przechowalnikach mokrych oraz suchych. Z badań wynika, że większość państw unijnych jeszcze nie zdecydowała o końcowej fazie cyklu paliwowego (obróbka chemiczna czy składowanie bezpośrednie). Długoterminowe przechowywanie wypalonego paliwa jest dla nich rozwiązaniem, w tym dla Polski. Badania nad systemami suchego przechowywania wypalonego paliwa jądrowego i zebrane dane o zachowaniu się podstawowych ich elementów, środowiska i degradacji oraz oceny długoterminowego zachowania się materiałów konstrukcyjnych powinny stać się tematami prac badawczych i wdrożeniowych w Polsce.

Abstract

„Spent Nuclear Fuel Storage Facilities”. This paper presents the results of a review of publicly available literature on research completed to date related to long-term storage of spent nuclear fuel (SNF). Used nuclear fuel has been stored safely in SNF storage facilities: water basins (wet) or dry systems. The majority of EU countries not yet decided upon the back-end of nuclear fuel cycle (reprocessing or direct disposal). Long-term SNF storage is the present solution for these countries, even for Poland. Investigation of the dry storage systems and gather basic fuel behaviour assessment, data on dry storage environment and storage system elements degradation as well as evaluate long-term behaviour materials shall subject of future research and implementation issues.

Przechowalnik wypalonego paliwa jądrowego to obiekt jądrowy przeznaczony do bezpiecznego, stabilnego i chronionego przechowywania tego paliwa po jego wyładunku z reaktora lub basenu przy reaktorze, a przed przekazaniem do przerobu lub składowania w charakterze odpadu promieniotwórczego. Paliwem jądrowym w energetycznych reaktorach jądrowych używanych do wytwarzania energii elektrycznej jest związek chemiczny zawierający określone ilości izotopu rozszczepialnego pierwiastka - najczęściej uranu o liczbie atomowej 235 (U-235). Izotop ten umieszcza się w specjalnej koszulce, wypełnia helem i zamyka. Określa się ją jako pręt (element) paliwowy. Kilkadziesiąt prętów paliwowych, wraz z prętami regulacyjnymi, tworzy zestaw (kasetę) paliwowy. Umieszcza się je w reaktorze jądrowym, gdzie zachodzi samopodtrzymująca się reakcja łańcuchowa rozszczepienia jąder atomowych i wydzielają się duże ilości ciepła znajdującego zastosowanie do wytworzenia ener-

gii elektrycznej. W miarę upływu czasu, w rdzeniu reaktora wzrasta ilość produktów rozszczepienia do poziomu, który uniemożliwia zachodzenie reakcji łańcuchowej z odpowiednią wydajnością. Proces ten jest określany jako „wypalenie” paliwa jądrowego, w rezultacie którego, po osiągnięciu projektowych wartości, paliwo musi ulec wymianie. Wypalone pręty paliwowe, usuwane trwale z rdzenia reaktora, są niezwykle silnie promieniotwórcze. Składa się na to aktywność kilkudziesięciu produktów rozpadu powstałych po rozszczepieniach promieniotwórczych. Przez bardzo długi okres czasu od wyjęcia z reaktora, wydzielają one duże ilości ciepła i promieniowania jonizującego zagrażając środowisku. Dlatego muszą być odpowiednio zabezpieczone. Do tego celu służą przechowalniki wypalonego paliwa jądrowego.

Po upływie półwiecza energetyki jądrowej, podjęto mocniej niż dotychczas problem długotrwałego (od 40 do 120 lat) przechowywania wypalonego paliwa, co wynika z potrzeb składowania lub reprocessingu (obróbki chemicznej mającej na celu wyodrębnienie izotopów plutonu i uranu i wykorzystanie ich do produkcji paliwa tlenkowego *MOX*). Wynika to z różnych przesłanek. Należy do nich nieefektywność recyklingu wypalonego paliwa i znaczne koszty inwestycyjne i finansowe oraz społeczne reprocessingu i składowania, w połączeniu z otwierającymi się szansami na lepsze wykorzystanie potencjału energetycznego wypalonego paliwa. Koszt wyprodukowania świeżego paliwa jądrowego jest istotnie niższy od paliwa zrecykliczowanego - np. *MOX*. Potencjał energetyczny wypalonego paliwa jest wykorzystywany w kilku procentach, co można istotnie korzystnie zmienić stosując reaktory na neutronach prędkich. Jednak ich komercyjne wdrożenie wymaga przynajmniej jeszcze kilkudziesięciu lat prac badawczo-rozwojowych.

MIT w swym studium zaproponował kompleksowe nowe podejście do problemu modelu cyklu paliwowego - zależnie do scenariusza rozwoju energetyki jądrowej, z zastosowaniem reaktorów prędkich, odpowiedniej technologii przechowywania wypalonego paliwa i oceną efektów technicznych (w tym bezpieczeństwa jądrowego), ekonomicznych i nieproliferyacyjnych. Określono scenariusze tempa rozwoju energetyki jądrowej: pesymistyczny 1%, średni 2,5% i optymistyczny 4% rocznie i modele cykli paliwowych reaktorów lekkowodnych *LWR* (*PWR* i *BWR*): 1) aktualnie najbardziej rozpowszechnionego otwartego (*once-through*), 2) częściowo otwartego z recyklingiem uranu i plutonu i bezpośrednim składowaniem recykliczowanego wypalonego paliwa (*partially open*) i 3) zamkniętego - z zastosowaniem reaktorów prędkich wykorzystujących wypalone paliwo *LWR* i mniejsze aktywnowce podlegające reprocessingowi (*two-through closed*).

Analizy modeli cykli paliwowych przeprowadzone w studium *MIT* wskazały w określonym scenariuszu podstawowe zadania reaktorów na neutronach prędkich w zakresie gospodarki wypalonym paliwem - dla pesymistycznego - unieszkodliwianie mniejszych aktywnowców przy współczynniku konwersji reaktorów prędkich (*conversion ratio*) 0,75, dla średniego - zrównoważona gospodarka wypalonym paliwem przy współczynniku konwersji tych reaktorów 1,0 i dla optymistycznego - rozszerzenie dostępności i wielkości zasobów paliwa jądrowego przy współczynniku powielania/konwersji reaktorów prędkich 1,23.

Studium *MIT* zwraca uwagę na to, że czas przejścia od jednego modelu cyklu paliwowego do innego wyniesie 50-100 lat, taki też jest horyzont czasowy długoterminowego przechowywania wypalonego paliwa jądrowego. Nie mogąc określić jaki scenariusz rozwoju energetyki jądrowej będzie za sto lat, nie można wybrać odpowiedniego modelu cyklu paliwowego. Tak czy inaczej, głębokie składowanie długożyciowych składowych wypalonego paliwa będzie potrzebne, jednak jego ilość drastycznie się zmniejszy, tak jak i koszty długoterminowego przechowywania, co w ostatecznym rezultacie przyczyni się do obniżenia cen energii elektrycznej.

Dokument *European Utility Requirement*, zawierający wymagania europejskiego przemysłu jądrowego, określa hierarchię przepisów, wymagań i norm dla energetyki jądrowej w sposób następujący: obligatoryjne - umowy międzynarodowe i przepisy krajowe (także nieobligatoryjne wytyczne dozоровe) oraz *EUR*, konieczne - przepisy i normy „jądrowe” dotyczące procesów technologicznych i wyposażenia elektrowni jądrowych (konstrukcje, urządzenia, układy i systemy) i zalecane - konwencjonalne przepisy i normy. Każde państwo jest suwerenne w zakresie nadzoru działalności związanej z pokojowym wykorzystaniem energii jądrowej, ale może korzystać z międzynarodowych wymagań i standardów bezpieczeństwa MAEA, EWEA EURATOM, WENRA, ISO, IEC i in.

Wspólna Konwencja z 5 września 1997 r. bezpieczeństwa w postępowaniu z wypalonym paliwem jądrowym i bezpieczeństwa w postępowaniu z odpadami promieniotwórczymi - *Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management* - stwarza ramy krajowych gospodarek wypalonym paliwem jądrowym, w tym jego przechowywania. Spośród wielu organizacji międzynarodowych zajmujących się energetyką jądrową największą rolę pełni Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej (MAEA). Zajmuje się w zakresie energetyki jądrowej: podstawowymi zasadami - *Safety Fundamentals*, wymaganiami - *Safety Requirements SR* i wytycznymi - *Safety Guides SG*; od 2010 r. - ogólnymi wymaganiami - *General Safety Requirements GSR* i ogólnymi wytycznymi - *General Safety Guides GSG*, specjalistycznymi wymaganiami - *Specific Safety Requirements SSR* i specjalistycznymi wytycznymi - *Specific Safety Guides SSG* - w obszarach: obiektów jądrowych - *Nuclear Safety NS*, działalności ze źródłami promieniowania jonizującego - *Radiation Safety RS*, transportu materiałów i substancji promieniotwórczych - *Transport Safety TS* i postępowania z odpadami promieniotwórczymi i wypalonym paliwem jądrowym - *Waste Safety WS*.

Dyrektywa Rady 2011/71/Euratom z 19 lipca 2011 r. ustanawiająca ramy wspólnotowe w zakresie odpowiedzialnego i bezpiecznego gospodarowania wypalonym paliwem jądrowym i odpadami promieniotwórczymi (Dz.U. UE z 2.08.2011 L 199/48) ma zapewnić ochronę ludzi i środowiska pod względem ochrony radiologicznej w warunkach normalnych i sytuacjach zdarzeń radiacyjnych; w szczególności zabezpieczając wypalone paliwo przed rozproszaniem lub uwolnieniem. Opakowania wypalonego paliwa mają być dostosowane m. in. do planowanego okresu przechowywania i dalszego postępowania z nim, a materiał, z którego je wytworzono - nie może wchodzić w reakcje chemiczne z medium. Wypalone paliwo, po okresie schładzania w basenie przy reaktorze, ma być przechowywane w przechowalniku mokrym (w środowisku wodnym) lub suchym (w środowisku gazu obojętnego), w warunkach zapewniających nieprzekroczenie na powierzchni wypalonego elementu paliwowego temperatury dopuszczalnej dla danego rodzaju paliwa jądrowego oraz zapobiegających wystąpieniu samopodtrzymującej się reakcji rozszczepienia (zachowania podkrytyczności). Zapewnia się ten stan poprzez utrzymanie właściwej odległości między elementami siatek koszy z drutów stalowych z domieszką boru na elementy paliwowe i absorbery neutronów. Odpowiednia lokalizacja, projektowanie, budowa i likwidacja obiektów jądrowych tego typu stanowi dopełnienie starań o zachowanie ich bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej.

Przepisy ustawy z 29 listopada 2000 r. Prawo atomowe (tekst jednolity Dz.U. z 2012 r., nr 164, poz. 908) i art. 1 ustawy z 4 kwietnia 2014 r. w sprawie zmiany ustawy - Prawo atomowe oraz niektórych innych ustaw (wersja na stronie RCL z 4 maja 2014 r.) - regulują zagadnienia przechowywania wypalonego paliwa jądrowego w naszym kraju. Warunki przechowywania wypalonego paliwa jądrowego określa rozdział 4 rozporządzenia Rady Ministrów z 2 grudnia 2002 r. w

sprawie odpadów promieniotwórczych i wypalonego paliwa jądrowego (Dz. U. nr 230, poz. 1925). Oprócz wymienionych w przepisach art. 50 i 50a ustawy - Prawo atomowe, zawiera także wymagania odnośnie sprzętu dozymetrycznego, stałych i ruchomych osłon przed promieniowaniem jonizującym, środków ochrony indywidualnej, instalacji wodnej i kanalizacyjnej, wymaganej dokumentacji przekazywanej wraz z wypalonym paliwem jądrowym (zawierającej charakterystyki i dokumentację konstrukcyjną paliwa jądrowego, specyfikację zawartości początkowej wszystkich izotopów rozszczepialnych, numery identyfikacyjne prętów i zestawów paliwowych, informacje odnośnie przebiegu eksploatacji paliwa - w szczególności maksymalnej mocy cieplnej generowanej przez pręt paliwowy podczas napromieniowania, potencjał ciepła powyłączeniowego oraz daty załadunku i wyładunku paliwa z rdzenia reaktora, informacje dotyczące warunków przechowywania wypalonego paliwa w basenie przy reaktorze, w szczególności parametry fizykochemiczne wody oraz dane o uszkodzeniach koszulek wypalonych prętów paliwowych). Określa zakres inspekcji przechowalnika w zależności od typu: w mokrym - ilości i rozmieszczenia paliwa, parametrów i poziomu wody, szczelności i mocy dawki i skażeń promieniotwórczych, a w suchym - także ilości i rozmieszczenia paliwa, szczelności pojemników z paliwem, mocy dawki i skażeń oraz potencjału cieplnego wypalonych prętów/zestawów paliwowych.

Rozporządzenie Rady Ministrów z 31 sierpnia 2012 r. w sprawie wymagań bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, jakie ma uwzględniać projekt obiektu jądrowego (Dz.U. z 20 września 2012 r., poz. 121) ma zagwarantować sprawność systemom przechowywania. Obiekty jądrowe i elementy systemów przechowywania i transportu wypalonego paliwa jądrowego powinny być zaprojektowane tak, by zapobiec powstaniu krytyczności za pomocą środków i procesów fizycznych - szczególnie geometrycznie bezpiecznej konfiguracji, tak, by przy przechowywaniu paliwa jądrowego o maksymalnej przewidzianej w projekcie zawartości materiałów rozszczepialnych:

a) w obiektach i elementach wyposażenia obiektu jądrowego służących do przechowywania wypalonego paliwa oraz w elementach wyposażenia tego obiektu do przemieszczania tego paliwa, w których nie zakłada się wykorzystania wody zawierającej absorber neutronów - efektywny współczynnik mnożenia neutronów podczas zakładanych w projekcie obiektu sytuacji awaryjnych, wyłączając zalanie wodą niezawierającą absorbera neutronów - nie przekraczał wartości 0,95,

b) w obiektach i elementach wyposażenia obiektu jądrowego służących do przechowywania paliwa jądrowego oraz w elementach wyposażenia do przemieszczania paliwa napromieniowanego, w których zakłada się wykorzystanie wody zawierającej absorber neutronów, efektywny współczynnik mnożenia neutronów nie przekraczał 0,95 przy zalaniu wodą zawierającą absorber neutronów, a wartość 0,98 - w razie awaryjnego zalania wodą nie zawierającą absorbera neutronów.

Przechowalniki powinny umożliwiać odbiór ciepła od paliwa jądrowego w stanach eksploatacyjnych i awaryjnych, kontrolę wypalonego paliwa, okresowe kontrole i próby elementów wyposażenia istotnych dla bezpieczeństwa jądrowego, zapobiec nieumyślnemu upuszczeniu paliwa podczas jego przemieszczania i niedopuszczalnym naprężeniom w elementach lub zestawach paliwowych podczas tych operacji, umożliwić bezpieczne przechowywanie uszkodzonych lub podejrzanych o uszkodzenie zestawów paliwowych, zapewnić ochronę przed promieniowaniem jonizującym, kontrolować stężenie rozpuszczalnych absorberów dla zapewnienia bezpieczeństwa w zakresie podkrytyczności, ułatwić naprawy i likwidację oraz dezaktywację miejsc i elementów wyposażenia do przemieszczania lub przechowywania paliwa jądrowego, zapewnić identyfikację poszczególnych zestawów paliwowych i możliwość wdrożenia procedur eksploatacyjnych oraz

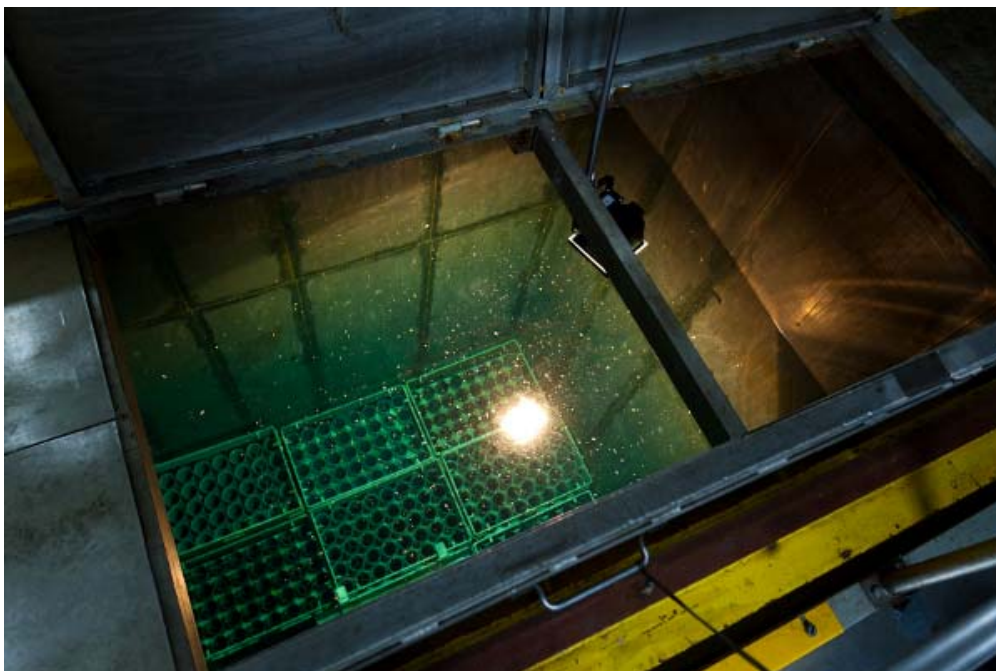
systemu ewidencji i kontroli w celu zapobieżenia utracie paliwa jądrowego.

Mokre i suche przechowalniki do długotrwałego przechowywania wypalonego paliwa mają ostrzejsze wymagania, co określają wymogi MAEA. Najważniejszym wymogiem jest zapobieżenie niekorzystnym zmianom elementów systemu szczelności. W szczególności chodzi tutaj o zapobieganie i przeciwdziałanie negatywnym skutkom degradacji wypalonego paliwa i materiałów konstrukcyjnych tych elementów. Rezultatem degradacji koszulek elementów paliwowych i koszy/regatów na zestawy paliwowe są procesy chemiczne, radiologiczne i nadciśnienie, powstawanie materiałów palnych i katalizatorów korozji, korozja metali i niemetalu itp. MAEA w cytowanym wyżej opracowaniu mówi, że dla zapobieżenia tym skutkom prowadzi się dokumentację wypalonego paliwa i określa wymogi następnych faz cyklu paliwowego oraz procedury. Opakowania do transportu zestawów paliwowych powinny spełniać funkcje bezpieczeństwa jądrowego i radiologicznego w warunkach normalnych i awaryjnych. Lokalizacja przechowalników i ich budowa musi uwzględniać planowany okres eksploatacji dla tych warunków oraz ich późniejszą likwidację. Koncepcja „obrony w głąb” powinna odpowiednio kształtować konstrukcję i funkcje oraz obsługę przechowalników, by zapobiec awariom i ograniczyć ich skutki. Przechowalnik ma być zaprojektowany z uwzględnieniem strukturalnych i mechanicznych aspektów jego eksploatacji, w dostosowaniu do właściwości wypalonego paliwa, parametrów pojemników i cech technologii przechowywania, prowadzonych ocen systemu bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej przechowalników i transportu i ich infrastruktury. Muszą być wzięte pod uwagę procesy zachodzące w wypalonym paliwie - w tym wydzielanie się ciepła i jego potencjalne skutki w odniesieniu do metali: korozja, zmęczenie cieplno-mechaniczne materiałów (w tym pełzanie i wynikające z niego odkształcenia plastyczne i uszkodzenia), zewnętrzne i wewnętrzne naprężenia, mikropęknięcia i mikroszczeliny, w przypadku betonów - kruchość, pękanie dynamiczne, ciągliwe i międzykryształiczne, w przypadku polimerów - kruchość, łamliwość itd., w przypadku aluminium i miedzi - utlenianie, kruchość itd. Konieczne są odpowiednie środki zapewnienia podkrytyczności. Potrzebne są całościowe niezależne systemy przechowywania wypalonego paliwa, wraz z infrastrukturą transportową i dozymetryczną, z uwzględnieniem potrzeb remontów, inspekcjonowania i bezpiecznego postępowania w warunkach awaryjnych, jak też likwidacji obiektu. Rozpoczęcie eksploatacji przechowalnika musi poprzedzić pozytywna opinia dozoru jądrowego i udzielenie zezwolenia na eksploatację o zgodności zastosowanych rozwiązań z obowiązującym prawem i warunkami zezwolenia. Jego eksploatacja winna być ściśle dokumentowana w zakresie parametrów (właściwości) paliwa jądrowego i koszy na zestawy paliwowe, uszkodzeń zestawów paliwowych, wymogów podkrytyczności, planowanych operacji transportowych paliwa i możliwych zakłóceń (awarii suwnic i dźwigów, pojemników transportowych, braku zasilania w energię elektryczną, wodę itp., wybuchu gazów, pożaru, ekstremalnych warunków pogodowych i innych zjawisk - w tym trzęsienia ziemi, tornado, tsunami itd.) oraz adekwatne plany awaryjne i remontowe. Konieczne jest określenie granicznych wartości dla podkrytyczności, ochrony radiologicznej, odprowadzania ciepła powyłączeniowego i korygowania właściwości wody w celu zapobieżenia procesom korozyjnym.

Ogólnie rzecz biorąc, należy zyskać kontrolę nad procesami degradacji elementów suchego przechowywania wypalonego paliwa jądrowego, w tym przede wszystkim materiałów konstrukcyjnych przechowalników i pojemników transportowych, systemu certyfikacji elementów, absorberów neutronów i metod monitorowania tych procesów.

Narodowe Centrum Badań Jądrowych w Świerku dysponuje doświadczeniami z ponad czterdziestoletniego okresu przechowywania wypalonego paliwa jądrowego z reaktorów badaw-

czych EWA i MARIA w trzech basenach wodnych (patrz ryc. 1). Odległości pomiędzy drutami separatorów/koszy na elementy paliwowe utrzymywane są na poziomie zapewniającym podkrytyczność. Woda ma zasadowość w granicach pH od 5,5 do 6,5 i przewodność 2 $\mu\text{S}/\text{cm}$.



Ryc. 1 Basen wodny z wypalonym paliwem jądrowym w NCBJ

(źródło: NCBJ)

Ostona biologiczna przed promieniowaniem γ ma co najmniej 1,5 m słupa wody. Prowadzona jest kontrola dozymetryczna basenów i personelu, uwolnień gazów i aerozoli oraz przecieków do wód gruntowych. Wypalone paliwo w basenie jest badane metodą wizualnej oceny stanu powierzchni przy użyciu kamer pod wodą, w powietrzu i w komorze demontażowej reaktora oraz metodą badania próbek wody dla oceny prędkości wydzielania się produktów rozszczepienia z wody *sipping test*. Prowadzony jest proces zabezpieczania koszulek wypalonych elementów przed degradacją i przygotowanie do przechowywania w przechowalniku suchym. Konfekcjonowanie wypalonego paliwa polega na umieszczaniu kaset paliwowych w szczelnych kapsułach wypełnionych heliem.

Realizacja Programu Polskiej Energetyki Jądrowej wymaga skorzystania nie tylko z dorobku krajowego przechowywania (szczególnie długotrwałego) wypalonego paliwa, lecz także państw zaawansowanych w energetyce jądrowej. Raport MAEA z 2011 r. opiera się na badaniach przemysłów jądrowych 25 z 27 państw unijnych (w tym 14 „atomowych”) - według stanu na koniec 2007 r. Państwa te wytworzyły 214,9 tys. m^3 odpadów promieniotwórczych, z tego 44,6 tys. m^3 stanowiło wypalone paliwo jądrowe (Francja 38%, Wielka Brytania 15%, Niemcy 13%, Szwecja 7%, Hiszpania 7%, Belgia 4%, Rumunia i Bułgaria po 3% i reszta - 6 krajów - po mniej niż 2%). Zdecydowana jego większość pochodzi z energetycznych reaktorów lekko wodnych: dwie trzecie z PWR i ok. jedna piąta z BWR. Większość podlega przechowywaniu. Stwierdzono w badaniach, że czynne przechowalniki wypalonego paliwa jądrowego są zlokalizowane w 45 miejscach; na koniec 2007 r. - spośród 36 - 19 było suchymi, a 17 mokrymi (basenami wodnymi). 31 przechowalników zlokalizowanych było poza reaktorami energetycznymi (na zewnątrz elektrowni

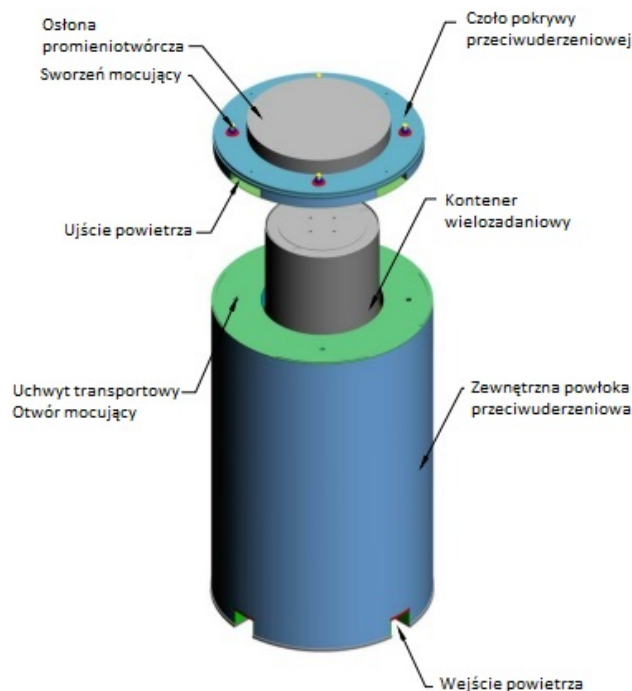
jądrowych), z tego 5 w Niemczech, po 4 w Czechach i Rumunii, po 3 w Belgii, Bułgarii i Włoszech, po 2 w Finlandii i Wielkiej Brytanii i po 1 w Holandii, Francji, Litwie, Słowacji i Szwecji. Połowa państw unijnych dysponuje trwałymi składowiskami wysokoaktywnych odpadów promieniotwórczych, w tym Finlandia - finalnym głębokim (Szwecja planuje jego ukończenie ok. 2020 r.). W 6 państwach unijnych zbudowano 8 podziemnych laboratoriów badawczych, przeważnie z myślą przekształcenia ich w odległej przyszłości w finalne składowiska głębokie dla wysokoaktywnych odpadów promieniotwórczych. W praktyce, państwa unijne, należące do EWEA Euratom, kontynuują powiększanie zdolności przechowawczych wypalonego paliwa jądrowego. 10 na 14 państw unijnych, niezależnie od przyczyn, wszczęło prace nad długoterminowym przechowywaniem wypalonego paliwa.

W grudniu 2012 r., opublikowano raport z II etapu badań (2003-2011), rozpoczętych w 1997 r. Odbływały się pod auspicjami MAEA. Ich celem był rozwój wiedzy technicznej w zakresie długoterminowego przechowywania wypalonego paliwa poprzez ocenę istniejącego doświadczenia tych państw w tym zakresie, w szczególności odnośnie wypalonego paliwa i używanych materiałów konstrukcyjnych do mokrego i suchego przechowywania oraz przez monitoring programów związanych z przechowalnikami, zebranie danych i doświadczeń państw uczestniczących. Wzięła w nich udział Unia Europejska, jak również indywidualnie 11 krajów: USA, Kanada, Korea, Japonia, Francja, Niemcy, Hiszpania, Węgry, Słowacja i obserwatorzy: Szwecja i Wielka Brytania. Polska zrezygnowała z udziału w *SPAR-II* (nie uczestniczy też w *SPAR-III* - rozpoczętych w 2013 r.).

Raport *SPAR-II* zaprezentował następujące wnioski z badań. Wypalone paliwo przechowywane jest w przebadanych państwach w technologii mokrej przy reaktorze oraz coraz częściej poza reaktorem, przy czym *gros* przechowalników mokrych osiągnęło maksimum swych zdolności przechowawczych. Stwierdzono w tym ostatnim kontekście szybki rozwój technologii suchego przechowywania wypalonego paliwa w związku z potrzebami wynikającymi z zastosowań nowych typów paliw jądrowych i pogłębienia stopnia wypalenia, nowoczesnych materiałów konstrukcyjnych na przechowalniki oraz z tendencji do istotnego wydłużenia planowanego okresu eksploatacji przechowalników (ponad sto lat).

Ponad półwieczne doświadczenia z przechowalnikami mokrymi, nadal dominującymi, dały podstawę w raporcie *SPAR-II* pozytywnej oceny poziomu ich bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, tak jak i ponad ćwierćwiekowe doświadczenia z suchymi przechowalnikami. W zakresie suchych przechowalników zanotowano szczególnie duży postęp co do ich liczby i typów, wzrostu udziału w przechowywanym wypalonym paliwie ogółem, dobrymi warunkami przewodnictwa ciepła i lepszą jakością osłon przed promieniowaniem jonizującym w nowych metalowych kontenerach czy betonowych pojemnikach zbiorczych, skuteczniejszymi absorberami neutronów i lepszymi separatorami/koszami na zestawy paliwowe.

Problematyka mechanizmów degradacji w przechowywaniu mokrym i suchym obejmuje zagadnienia składników kaset (zestawów) paliwowych i czynników wpływających na degradację wypalonego paliwa podczas jego przechowywania i przemieszczania - w szczególności koszulek paliwowych oraz przemieszczania wypalonego paliwa z przechowalnika mokrego do suchego i na odwrót, jak też przechowalników. Zachowanie strukturalnej integralności zestawów paliwowych wymaga przewidzenia trudności i niebezpieczeństw wiążących się z ich przemieszczaniem, jak i utrzymania geometrii prętów paliwowych dla minimalizacji różnicowania reaktywności paliwa.



Ryc. 2 Schemat typowego suchego przechowalnika wypalonego paliwa jądrowego

(źródło: www.nwtrb.gov/reports/ed_execsumm.pdf - dostępne 8 maja 2014 r.)

Mechanizmy degradacji w odniesieniu do najbardziej rozpowszechnionego paliwa do reaktorów *LWR* sprowadzają się podczas mokrego przechowywania do korozji zestawów/koszulek elementów paliwowych: powierzchniowej - *Aqueous Corrosion*, wżerowej - *Pitting*, galwanicznej - *Galvanic*, mikrobiologicznej - *Microbiological* oraz wodorowej - *Hydriding*. Przeciwdziała się temu głównie polepszając właściwości wody, wdrażając systemy monitorowania geometrii zestawów/prętów paliwowych, detekcji uszkodzonych i ich konfekcjonowania.

Długotrwałe suche przechowywanie wypalonego paliwa (ryc. 2) jest związane z następującymi potencjalnymi mechanizmami degradacji integralności wypalonego paliwa *LWR*: utlenianie - *Air Oxidation*, pękanie materiału pod wpływem zmian temperatur i korozji - *Thermal Creep* lub pod wpływem równoczesnego działania sił rozciągania i środowiska korozyjnego - *Stress Corrosion Cracking* albo zwłocznego pękania materiałów pod wpływem rozrastania się jonów wodorotlenowych gromadzących się w mikroszczelinach i mikropustkach - *Delayed Hydrogen Cracking*, szczególnie istotnego dla długotrwałego przechowywania reorientacji struktur jego elementów zapewniających szczelność - gromadzenia się jonów wodorotlenowych - prowadzące do uszkodzeń (występuje też podczas transportu i awarii czy trzęsienia ziemi itp.) - *Hydride Re-orientation*, migracji wodoru z miejsc o wyższej do miejsc o niższej temperaturze - *Hydrogen Migration and Re-distribution* i oddziaływania wodoru pochodzącego z radiolizy wody - *Hydrogen from Radiolysis*.

Korozja (szerzej degradacja) dotyczy nie tylko metali, ale i niemetalu, w tym betonów, polimerów, absorberów neutronowych, koszy i regałów na zestawy paliwowe itp. Zastosowanie odpowiednich materiałów elementów systemu przechowywania, ochrony katodowej i protektorowej, powłok niemetalicznych i metalicznych, dyfuzyjnego ulepszania powierzchni metali i inhibitorów korozji oraz właściwe procedury - zapewnią bezpieczne przechowywanie i transport wypalonego paliwa.

Po czasowym (*interim*) przechowaniu wypalonego paliwa z *LWR* zmagazynowanego w basenie wodnym przy reaktorze, przenoszone jest ono do mokrego lub częściej suchego przechowalnika zewnętrznego - poza reaktorem. Nie stwierdzono w takich przypadkach specjalnych zagrożeń.

Kłopot sprawia przenoszenie wypalonego paliwa jądrowego z suchego do mokrego przechowalnika, co wiąże się ze skutkami jego gwałtownego schłodzenia w wodzie basenu przechowawczego.

W ekspertyzie NCBJ z 2012 r., dla Zespołu Krajowego Planu przy Ministerstwie Gospodarki, zamieszczono przykłady nowoczesnych przechowalników wypalonego paliwa jądrowego - mokrych i suchych. Jako przykład mokrego wskazano wykorzystywany od ponad 20 lat obiekt we francuskiej La Hague. Dysponuje maksymalną pojemnością 14 tys. tHM w 4 połączonych basenach. Składa się z podwodnej jednostki rozładunkowej wypalonego paliwa z basenem o pojemności 2 tys. tHM, basenu C - 3 tys. tHM, basenu D - 3,6 tys. tHM - połączonego z suchą jednostką rozładową i basenu E - 4,9 tys. tHM. Jako zabezpieczenie podkrytyczności lokuje się kasety paliwowe w separatorach z drutów stalowych z domieszką boru i aluminium. W trakcie mojego pobytu w Elektrowni Jądrowej we Flammanville, poinformowano mnie, że nowy francuski reaktor wodnociśnieniowy *EPR*, w okresie jego planowanej 60-letniej eksploatacji, wytworzy 3400 sztuk zestawów z wypalonym paliwem jądrowym, tym niemniej proponowany do jego obsługi przechowalnik posiada 4600 takich gniazd i możliwe jest jeszcze jego dalsze powiększenie. Pokazywano mi kontener do transportu 12 kaset-zestawów wypalonego paliwa z basenu przy reaktorze do basenu zewnętrznego. Basen ten posiada instalację do oczyszczania wody, utrzymywania pH na po-



Ryc. 3 Test na odporność przechowalnika suchego na zderzenie z lokomotywą

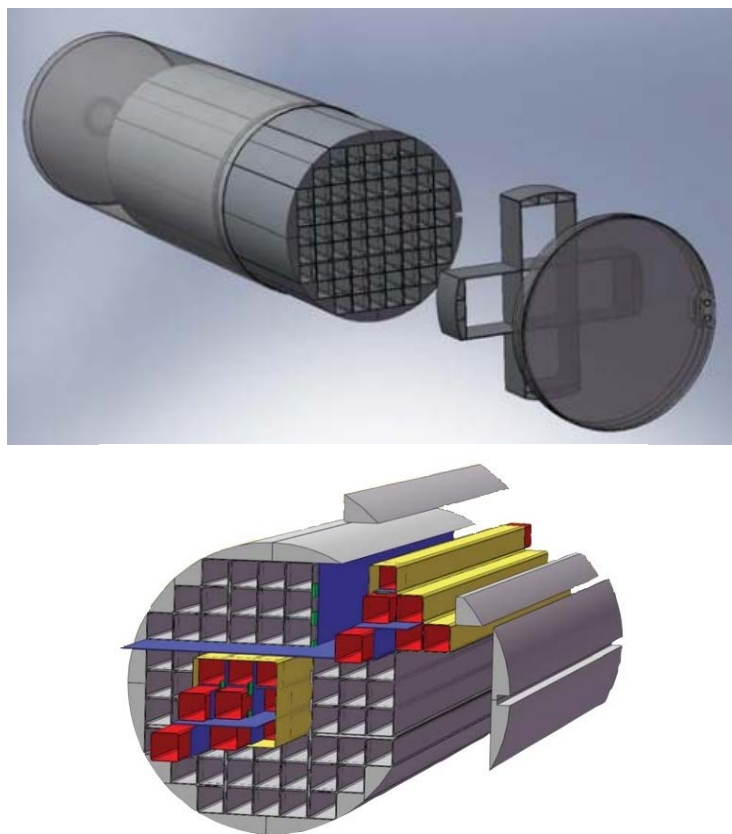
(źródło: <http://www.sandia.gov/recordsmgmt/ctbm1.html> dostępne 9 maja 2014 r.)

ziomie 6,2 i przewodności poniżej $2\mu\text{S}/\text{cm}$, osłonę biologiczną, odsysanie pływających zanieczyszczeń, instalację odbioru ciepła powyłączeniowego o mocy 1 MWt (nagromadzone wypalone paliwo z całego okresu eksploatacji reaktora emituje ciepło o mocy 800 kWt), aparaturę do automatycznych zdalnych analiz, przy pomocy ultradźwięków, stanu wszystkich koszulek prętów paliwowych jednocześnie i system dozymetryczny obiektu, jak i indywidualne dozymetry personelu.

Ze względu na niższe koszty inwestycji i eksploatacji, najbardziej obiecującym kierunkiem rozwoju długoterminowych technologii przechowywania wypalonego paliwa jądrowego są suche przechowalniki - lepiej zapobiegające procesom degradacji tego paliwa i elementów systemu zachowania jego szczelności. Suchy przechowalnik wypalonego paliwa to szczelny pojemnik wypełnio-

ny gazem neutralnym (najczęściej helem ze względu na jego dużą przewodność cieplną), w którym są przechowywane kasety z wypalonym paliwem jądrowym. Pojemnik ten umieszczany jest w betonowej osłonie przed promieniowaniem jonizującym i ewentualnym atakiem terrorystycznym itp. Ciepło powyłączeniowe odbierane jest z niego przez otoczenie drogą konwekcji naturalnej lub wymuszonej. Maksymalna dopuszczalna, czyli graniczna - temperatura w pojemniku nie może przekraczać 400 °C. Stosowane są suche przechowalniki z pionową lub poziomą pozycją kontenerów wypalonego paliwa. Są wyposażone w urządzenia do załadunku wypalonego paliwa jądrowego do pojemnika w osłonie wodnej. Po załadunku, pojemnik jest uszczelniany i zaspawany lub zamknięty zakręcaną pokrywą ze specjalnymi śrubami. Po usunięciu z niego wody, przeprowadza się suszenie paliwa, a potem wypompowuje powietrze. Dzięki wytwarzającemu się ciepłu powyłączeniowemu, woda zaabsorbowana przez paliwo odparowuje. Wtedy pojemnik napęnia się gazem neutralnym przy niewielkim nadciśnieniu. Pojemnik z zawartością umieszczany jest w osłonie biologicznej, przewożony i wkładany do betonowego cylindra.

Podwójnego zastosowania nowoczesne metalowe pojemniki-kontenery do długotrwałego suchego przechowywania wypalonego paliwa jądrowego i zarazem transportu są używane w Szwajcarii, Belgii, Niemczech, Hiszpanii, Japonii i USA. Stalowe naczynie zapewnia osłonę przed promieniowaniem γ , zaś zewnętrzna warstwa żywicy - przed neutronami. Kontenery te tworzą np. rodzinę 270 sztuk *TN[®]24 Family*. Cechuje je stosowanie niezależnych pasywnych systemów odbioru ciepła powyłączeniowego. Masywne naczynie, chroniące przed neutronami, zbudowane jest z kil-



Ryc. 4 Długoterminowy suchy przechowalnik wypalonego paliwa z BWR typu NUHOMS[®]69BTH DSC i jego przekrój poprzeczny

(źródło: www.nwtrb.gov/reports/ed_execsumm.pdf dostępne 8 maja 2014 r.)

ku warstw stali i zawiera aluminiowy płaszcz odprowadzający ciepło na zewnątrz oraz kosz na zestawy paliwowe. Możliwe jest wyjęcie przechowywanych elementów. Monitoring daje podstawę

ocen efektywności każdej z barier inżynierskich. Zainstalowano amortyzatory przeciwwstrząsowe. Na rok 2015 planuje się oddanie dwóch wersji tych przechowalników - dla *PWR* - o pojemności od 24 do 37 zestawów paliwowych o stopniu wypalenia 65 GWd/MTU i maksymalnym wzbogaceniu do 5% uranu-235 oraz dla *BWR* - o pojemności od 52 do 68 zestawów paliwowych o stopniu wypalenia 70 GWd/MTU i takim jak wyżej stopniu wzbogacenia.

Należy wspomnieć o systemie suchego poziomego przechowywania *NUHOMS*[®], stosowanym od 1989 r. Zapewniają szczelność przechowalników, ich osłonę przed promieniowaniem jonizującym, kontrolę podkrytyczności i pasywny układ odprowadzania ciepła niezależny od innych konstrukcji obiektu. W USA funkcjonuje ponad 500 tego typu systemów w 18 niezależnych miejscach zwanych *ISFS*. Cechuje się relatywnie niskimi kosztami eksploatacji, uproszczoną konstrukcją, krótszym czasem załadunku/wyładunku i odpornością na zamachy terrorystyczne - w tym na uderzenie ciężkiej lokomotywy (ryc. 3). W wyniku modernizacji powstał najnowszy *NUHOMS*[®]69BTH DSC i system *NUHOMS*[®]TN NOVA - służące do długotrwałego przechowywania 69 wypalonych zestawów paliwowych *BWR* w pozycji wertykalnej, z większą odpornością na trzęsienia ziemi (ryc. 4).

Dla przygotowania warunków do długotrwałego przechowywania wypalonego paliwa podejmuje się różnorakie badania. Stan wiedzy w przodujących państwach w tym zakresie i podejmowane kierunki dalszych badań przedstawia poniższa tabela nr 1.

Tabela nr 1 Procesy degradacji elementów systemu szczelności przechowalnika podczas długotrwałego przechowywania wypalonego paliwa jądrowego w warunkach normalnych i awaryjnych (transportowych), aktualny stan wiedzy i kierunki badań w tym zakresie

Na następnej stronie

Stan systemu przechowywania wypalonego paliwa	Procesy degradacji elementów systemu szczelności długotermi nowych przechowalników	Stan wiedzy o degradacji elementów	Zadania badawcze
Warunki normalne	Pękanie koszulki elementu paliwowego (koszulki paliwowej) Cladding Creep	Pękanie materiału koszulki pod wpływem wysokiej temperatury	Testowanie odporności na pękanie nowych materiałów konstrukcyjnych elementów systemu szczelności przechowalnika, w tym w szczególności pękania koszulki elementu paliwowego
	Zwłoczne pękanie koszulki paliwowej pod wpływem rozrastania się jonów wodorowych gromadzących się w mikroszczelinach i mikropustkach Delayed Hydride Cracking	Zwłoczne pękanie materiału koszulki pod wpływem wysokiej temperatury	Modelowanie procesów gromadzenia się jonów wodorowych i zwłocznego pękania
	Pękanie koszulki paliwowej w środowisku korozyjnym pod działaniem sił rozciągających Stress Corrosion Cracking	Pękanie materiału koszulki pod działaniem korozji i temperatury	Modelowanie procesów pękania pod wpływem działania sił rozciągających oraz odporności materiałów konstrukcyjnych w przypadkach stosowania inhibitorów korozji
	Kruchość wodorowa koszulki paliwowej i materiałów konstrukcyjnych przechowalnika Hydrogen Effect Reduction of Ductility	Wpływ stopnia wypalenia paliwa jądrowego na kruchość wodorową materiału koszulki	Testy na zależność kruchości wodorowej od stopnia wypalenia paliwa jądrowego
	Ograniczenie plastyczności materiałów konstrukcyjnych przechowalnika pod wpływem wysokiej temperatury Hydrogen Effect Shift In the Ductility Brittle Treansition Temperature	Wpływ stopnia wypalenia paliwa jądrowego na plastyczność materiału konstrukcyjnego przechowalnika długotrwałego	Testy na zależność plastyczności od temperatury i stopnia wypalenia paliwa jądrowego
	Rozrywanie koszulki paliwowej pod wpływem rozrostu kryształów w strukturze materiału i wynikającego stąd wzrostu ciśnienia wewnątrz krystalicznego Rod Pressure the Building Pellet Swelling	Wpływ stopnia wypalenia paliwa jądrowego na rozrywanie materiału koszulki	Modelowanie rozrostu kryształów w strukturze materiału w zależności od stopnia wypalenia paliwa jądrowego
	Usuwanie uszkodzeń wywołanych promieniowaniem jonizującym Irradiation Damage Recovery	Wpływ stopnia wypalenia paliwa jądrowego na uszkodzenia materiału konstrukcyjnego przechowalnika wywołane napromieniowaniem	Modelowanie i testowanie uszkodzeń materiału wywoływanych promieniowaniem jonizującym w zależności od stopnia wypalenia paliwa jądrowego
Warunki awaryjne (lub transportowe)	Oddziaływanie warunków awaryjnych - np. trzęsienia ziemi itp. , warunków pogodowych, zamachów itd. (drgań, wstrząsów, przeciążeń mechanicznych podczas transportu)	Testy i analizy wpływu warunków awaryjnych i transportowych na materiały konstrukcyjne elementów systemu szczelności przechowalnika	Analizy wpływu warunków awaryjnych i transportowych na elementy systemu szczelności przechowalnika

Źródło: Opracowanie własne na podstawie M. Kazimi i E. J. Moniz (współred.), The Future of the Nuclear Cycle. An Interdisciplinary MIT Study 2011, s.49-50, 84-85, 133; Spent Fuel Performance Assesement and Research. Final Report of Coordinated Research Project (SPAR-II), IAEA, Vienna 2012, s. 115-116; Seventh Situation Report on Radioactive Waste and Spent Fuel Management in the European Union, Commision Staff Working Paper SEC (2011) 1007 final, Brussels, 23 August 2011, s. 6,11, tabela 63-64.

Szczegółowe zadania badawcze:

I. W zakresie materiałów konstrukcyjnych elementów systemu szczelności przechowalnika:

1. Bolts Corrosion and Thermooxidation of the Sealing System - zagrożenie korozją nakrętek i śrub pojemnika oraz pierścieni uszczelniających ze stali kutej
2. Polymeric of Dual Purposes Casks of the Coatings - pojemniki podwójnego zastosowania (do przechowywania i transportu) z metalizowanych polimerów
3. The Neutron Shielding Materials – neutronowe materiały osłonne
4. Atmosphere and Chlorine Induced Stress Corrosion Cracking - pękanie elementów systemu przechowywania wypalonego paliwa pod wpływem korozji wywołanej czynnikami atmosferycznymi i związkami chloru
5. Poison Materials of the Neutron Shielding: Irradiation, Thermal Oxidation, Hydrogen Abstraction, Chain Scissions, Crosslinking, Diffusivity. Solubility, Criticality - zatrucie materiałów osłonowych pod wpływem napromieniowania, utlenienia pod wpływem ciepła, wydzielania się wodoru, polimeryzacji łańcuchowej i krzyżowej, przenikania i dyfuzji oraz krytyczności
6. Welded Canister System in: Marine and Corrosion Environment, as well as Salt, Clay, and Granite Behaviour - zachowanie się przechowalników spawanych w środowisku morskim i korozyjnym, w solach, skałach granitowych i ilastych
7. Modelling Corrosion and Stress Corrosion Cracking - modelowanie procesów korozyjnych (np. korozji wżerowej Wet Corrosion itp.) i pękania pod wpływem sił rozciągających
8. Mitigation Techniques, Coatings, Weld Durability - metody zapobiegania korozji, przeciwdziałania degradacji polimerów i wzmacniania odporności spawów
9. Concrete Degradation - procesy degradacji betonów
10. Chemical, Carbonation, Corrosion of Steel Degradation - procesy degradacji stali węglowych i nierdzewnych pod wpływem środowiska chemicznego i nawęglania oraz korozji (szczególnie stali kutej)
11. Coupled Mechanism - mechanizm oddziaływania poszczególnych warstw materiałowych między sobą
12. Dry-out and Thermal Degradation of Material Mechanical Properties - degradacja właściwości mechanicznych materiałów pod wpływem wysokich temperatur i suszenia powietrzem wywołanych działaniem ciepła powyłłączeniowego.

II. W zakresie elementów/zestawów paliwowych:

1. *Creep of Spent Nuclear Fuel Cladding (Zr Alloys)* - pękanie powierzchni cyrkonowych koszulek paliwowych pod wpływem temperatur ok. 300-400 °C
2. *Risk of Spallation During the Cladding Oxidation* - ryzyko spallacji (emisja nuklidów pod wpływem bombardowania protonami o dużej energii (rzędu setek keV) ciężkich jąder atomowych, w wyniku czego zmniejsza się ich masa atomowa) w procesie utleniania koszulek paliwowych
3. *Method of Monitoring to Detect and Correct Oxide Layer Thickness* - metody monitorowania, identyfikacji i korygowania grubości utlenionej warstwy koszulki paliwowej
4. *Delayed Hydride Platelets Cracking* - zwłoczne pękanie cyrkonowych koszulek paliwowych pod wpływem gromadzących się na powierzchni jonów wodorotlenowych w temperaturze do 160 °C
5. *Uptake and Precipitation Decreases the Ductility of the Embrittlements Hydrogen Effects* - pojawianie się i przyspieszanie kruchości wodorowej (spadku plastyczności) koszulki paliwowej
6. *Effects of He generation* - skutki wydzielania się helu
7. *LWR Fuel Integrity Project* - projekt badań w zakresie integralności paliwa jądrowego dla reaktorów lekko wodnych (o stopniu wypalenia 50 GWdni/tU).

Uwaga: Mechanizmy degradacji elementów systemu szczelności przechowalnika określono celem ułatwienia poszukiwań literaturowych w języku angielskim, ze względu na ograniczony zakres badań tych zagadnień w Polsce.

Biorąc pod uwagę doświadczenia państw rozwiniętych, należy rozważyć w Polsce jak najszybsze podjęcie realizacji zadań badawczo-rozwojowych przynajmniej w zakresie:

- określenia scenariuszy rozwoju energetyki jądrowej, modeli cykli paliwowych i konsekwencji ich wyboru dla bezpieczeństwa jądrowego, ekonomiki i nieprolifracji,
- wpływu typu paliwa jądrowego, głębokości jego wypalenia itp. czynników - na wybór technologii jego przechowywania,
- specyficznych naszych uwarunkowań długoterminowego przechowywania mokrego i suchego,
- identyfikacji czynników i kryteriów wyboru optymalnych dla polskich warunków rozwiązań w zakresie technologii suchego przechowywania wypalonego paliwa,
- potrzeb zintegrowanej strategii bezpiecznego przechowywania wypalonego paliwa jądrowego pod kątem analiz lokalizacyjnych i licencjonowania,
- modeli mechanizmów degradacji elementów systemu szczelności długoterminowych przechowalników,
- nowych materiałów konstrukcyjnych do celów przechowywania wypalonego paliwa i ich transportu,
- metod badań materiałów konstrukcyjnych elementów systemu szczelności przechowalników wypalonego paliwa i ich degradacji; w szczególności stali węglowych i nierdzewnych, miedzi, aluminium, polimerów, kompozytów, betonu i powłok wielowarstwowych,
- modeli obciążeń mechanicznych i zmian strukturalnych wypalonego paliwa jądrowego podczas jego przechowywania i przemieszczania.

Wyniki tych badań powinny być uwzględnione w Programie Polskiej Energetyki Jądrowej.

NUCLEAR ENGINEERING

INTERNATIONAL

[Home](#) | [News](#) | [Features](#) | [Opinion](#) | [Video](#) | [Events](#) | [Jobs](#) | [Buyers' Guide](#)

[Newsletter Sign-Up](#) | [Subscribe](#) | [About Us](#) | [Contact Us](#) | [Advertise With Us](#) |

LATEST FEATURES

Passive cooling systems for spent fuel pools

Station blackout accidents have demonstrated that well established,...

[Read Feature](#)



elkootom

FREE Newsletter
Latest nuclear news
& technology.



Enter Email Address

GO



LOG IN or REGISTER

Enter Keyword



Search

White Papers

Company A - Z

Subscribe Online

Order Publications



Reflecting on 70 years
in the radiation
detection business

Fabricating ITER's
first wall

MOX rig
decommissioning: a
towering achievement

Passive cooling
systems for spent
fuel pools

DON'T MISS OUT

**NUCLEAR
ENGINEERING**
INTERNATIONAL

Always have the latest trends
and breakthrough technologies
at your fingertips.

Subscribe Online

in english

Is a path opening on US used fuel management?

2 July 2015

*Two rival states in the western US may offer the best hope of an end to the national gridlock over used fuel management, **Thecla Fabian** reports.*

Neighbouring New Mexico and Texas have both announced that they hope to host an interim storage facility for used fuel, and will submit licence applications to the US nuclear regulator in 2016.

Unlike Nevada, which has battled the infamous Yucca Mountain proposed repository site for decades, both New Mexico and Texas are actively campaigning for what they see as a lucrative, high-technology facility. In either state, the storage facility would be located in a remote area that already boasts of a significant nuclear industry that includes management of radioactive waste.

Both states want to expand their nuclear footprint, and both have hinted - albeit softly - that they might not object to becoming the permanent home for all or part of the US inventory of used fuel. In particular, some New Mexico officials have said they would like to consider hosting a used fuel reprocessing or recycling industry, if one is ever started in the USA, and possibly a companion advanced reactor facility, such as a fast reactor.

Andrews County in West Texas, right across the state border from New Mexico's nuclear corridor, already has a thriving waste management industry, led by Waste Control Specialists (WCS), that includes low-level radioactive waste, mixed radioactive-hazardous waste, and chemically hazardous waste. WCS recently teamed with French nuclear corporation AREVA to prepare a Nuclear Regulatory Commission (NRC) licence application for a phased used fuel storage facility.

The competition for an interim storage site has been bolstered by President Obama's fiscal year 2016 budget proposals, which included \$5.7bn for work on a used fuel storage pilot project and the search for a repository. The pilot project will focus on removing used fuel stored onsite at shutdown nuclear plants. Obama halted all work on Yucca Mountain in 2010 and hopes to completely terminate the project.

New Mexico sees lucrative addition

For the second time in three years, southeastern New Mexico has offered an arid, sparsely populated underground site for some or all of the more than 70,000 tonnes of used reactor fuel in the USA.

"Holtec has said it would cover the estimated \$80m cost of licensing the facility, and \$200m for the first phase of construction"

The Eddy-Lea Energy Alliance (ELEA), which includes Lea and Eddy counties and the cities of Carlsbad and Hobbs, has signed a memorandum of agreement with nuclear services company Holtec International to build

the facility on 32 acres of land ELEA already owns.

Holtec has said it would cover the estimated \$80m cost of licensing the facility, and \$200m for the first phase of construction. Potentially, the facility could be expanded to have sufficient capacity to take all used fuel from US nuclear power plants. Holtec will design the site to contain waste for at least 100 years. However, the proposal is politically controversial. New Mexico Governor Susana Martinez supports the plant, and it enjoys widespread support in the local area. But New Mexico's two senators have expressed strong misgivings. Senator Martin Heinrich wants to delay the interim site "until we are sure that there will be a path forward to permanent disposal." Senator Tom Udall has said that New Mexico should not be talking about taking used fuel while the federal Department of Energy (DOE) and New Mexico are still discussing a 2014 radiation release at DOE's Waste Isolation Pilot Plant (WIPP), about 12 miles from the proposed Holtec site. A small amount of radiation was released from WIPP in February 2014 when a spontaneous chemical reaction in a drum of transuranic waste received from the Los Alamos National Laboratory burst the drum.

In a 10 April 2015 letter to US Energy Secretary Ernest Moniz, Martinez said: "There is a significant and growing national need for such an interim storage facility. Millions of taxpayer dollars are currently being spent on monitoring and oversight of spent fuel each year, and millions more are being spent on settlement payments related to waste disposition."

Repeatedly, US courts have ruled that DOE is responsible for dry storage and other costs US nuclear utilities have incurred because the federal government did not take title to used fuel under the timetable set in the 1982 Nuclear Waste Policy Act and embodied in contracts signed between DOE and the utilities. DOE estimates the total liability for the federal government for its failure to manage used fuel at \$27.1bn, including \$4.5bn already paid out of the US Treasury's Judgment Fund. The estimate assumes that DOE will begin accepting used fuel in 2021.

ELEA supports a nuclear corridor in southeastern New Mexico, and Holtec announced on 29 April 2015 that it would collaborate on the design, construction and operation of a facility based on Holtec's Hi-storm Umax underground dry storage system. Holtec president and CEO Kris Singh said Holtec expected to apply for a licence from NRC within a year, and to have the facility in operation in four to five years. Licensing the facility could take up to three years.

New Mexico's nuclear corridor already includes Urenco USA's \$4bn gas centrifuge uranium enrichment plant, a proposed \$100m International Isotopes plant to process depleted uranium from the Urenco plant, and WIPP. Local officials have previously talked about long-term hopes to host a used fuel reprocessing or recycling facility and possibly a prototype advanced reactor.

ELEA has supported an interim used fuel storage facility in the area for years, and has waged a largely silent, high-dollar campaign to influence state and federal decision makers to support the idea. ELEA chairman John Heaton, a former New Mexico state legislator, stresses that the area is not Santa Fe or Albuquerque, "we're out here in the hinterlands and we need to find our own niches."

Alex Flint, senior vice president for governmental affairs at the Nuclear Energy Institute (NEI), said the NEI welcomed the consent-based approach that led to the ELEA-Holtec agreement and said New Mexico's political leaders have for years been at the forefront of nuclear issues. "Where others see challenges, they see opportunities," he said, adding that this has been New Mexico's history since the beginning of the nuclear era.

Texas ready for a showdown

New Mexico's main competitor for the interim storage facility is the neighbouring state of Texas, where Waste Control Specialists and AREVA have also proposed building a Consolidated Interim Storage Facility (CISF) in Andrews County, right across the state line from New Mexico's proposed site.

WCS and AREVA signed an agreement on 9 February calling for AREVA to assist WCS with the licence application and environmental report for the CISF, which will use AREVA's Nuhoms dry storage system. WCS filed a letter of intent with the NRC on 6 February 2015 stating that it intended to file a licence application by April 2016 to build and operate an offsite independent spent fuel storage installation at WCS's 14,000-acre disposal facility for low-level radioactive waste and hazardous waste.

On 20 May, WCS signed an agreement for AREVA to be the exclusive primary subcontractor for the design, development, construction, operation and maintenance of the proposed CISF, and to offer support services for the transport of used fuel to and from the facility.

"The agreement also gives WCS and AREVA the option to offer bundled services to the DOE for secure greater-than-Class-C and high-level waste removal, transportation, and interim storage"

The agreement also gives WCS and AREVA the option to offer bundled services to the DOE for secure greater-than-Class-C and high-level waste removal, transportation, and interim storage. In February, WCS President Rod Baltzer said WCS could enter into an agreement under which DOE would pay WCS to store used fuel after the government took title to it. DOE, not WCS, would remain liable for the used fuel.

On 21 May, WCS announce that NAC International had entered into an agreement with AREVA in support of the licensing process for the WCS proposal. Together, NAC and AREVA represent 62% of existing US

dry storage systems, including 78% of the used fuel stored at shutdown nuclear plants.

The NAC-AREVA agreement will allow the proposed CISF to handle current and anticipated future technologies for the interim storage of commercial used fuel and reactor-related greater-than-Class-C wastes, as well as leveraging both companies expertise in used fuel transportation.

The proposed WCS CISF would be able to store 40,000 tonnes of used fuel for 40 years or longer, according to a WCS statement. As proposed, there will be eight phases to the project, with each phase increasing capacity by up to 5000t. Phase 1 will include storage of used fuel from up to 10 decommissioned power plants in nine locations. Once at the CISF, the fuel will be transferred in sealed containers from a transportation cask into an engineered storage system.

Used fuel management post-Yucca?

The ill-fated Yucca Mountain repository project now exists in a state of legal limbo.

"The ill-fated Yucca Mountain repository project now exists in a state of legal limbo"

Nevada resents that the project was forced on it by an act of Congress. The congressional action was spearheaded by Louisiana Senator J Bennett Johnson, who was widely seen as

having pushed the congressional selection of Yucca Mountain as the only site to be considered for the repository in an effort to ensure that the salt beds in his native state were permanently taken off the table for consideration. Nevada has spent millions of dollars to stop the project by any means possible.

Although earlier administrations were able to forge siting standards that allowed the project to proceed, and NRC in January 2015 issued the final two volumes of a safety evaluation that found that Yucca Mountain could meet those standards, many scientists continue to have misgivings. Yucca Mountain sits atop an active volcano that is last known to have erupted about 4000 years ago. Unlike the dry salt beds in New Mexico, the Yucca Mountain site is wet. The exploratory shaft dug into the repository horizon has been repeatedly shored up and lined with steel mesh to prevent rock and ceiling falls caused by dripping and seeping water. While the site is in a desert area, it sits in the unsaturated zone in soft compressed volcanic ash known as tuff. The repository horizon is fractured and contains large void spaces, some big enough to hold a car.

The site has been mothballed for five years, and DOE attempted unsuccessfully to withdraw its NRC licence application. However, in August 2013, the US Court of Appeals for the District of Columbia ordered NRC to continue processing the application to the extent funding was available and to either approve or reject it. The court's opinion said NRC was "simply flouting the law" when it allowed the Obama administration to withdraw the licence application since the federal law selecting Yucca Mountain for the repository remained in effect.

However, even if the licensing process proceeds, it could take a decade or more. NRC completed its safety evaluation on 29 January 2015, but it also said "the Commission should not authorise construction of the repository because DOE has not met certain land and water rights requirements ... and a supplement to DOE's environmental impact statement (SEIS) has not yet been completed."

In March 2015, NRC announced that its own staff would prepare the SEIS to address the impacts of the proposed repository on groundwater, as well as the impacts from groundwater discharges to the surface. NRC chairman Stephen Burns also has noted another significant hurdle to a final decision on Yucca Mountain. An adjudicatory hearing will have to be held on 288 separate contentions that NRC already has ruled admissible, and more contentions are possible. Such hearing can take years, even when only one or two contentions are under dispute.

On 24 March President Obama issued a finding under the Nuclear Waste Policy Act (NWP) that separate disposal of high-level radioactive waste resulting from the US weapons programme is required. This finding represents a major US policy shift since 1985, when then-President Ronald Reagan concluded that separate civilian and defence repositories were not needed. Obama based the determination on an analysis of six factors identified in NWP: cost efficiency, health and safety, regulation, transportation, public acceptability, and national security.

Obama's action followed a 6 March DOE study, Report on Separate Disposal of Defense High-Level Ra-

radioactive Waste, which concluded that a geologic repository for defence HLW could be sited, licensed, built and operated more quickly and cheaply than a joint repository. Further, the defence-only repository would provide valuable experience that could reduce the cost of a future civilian repository.

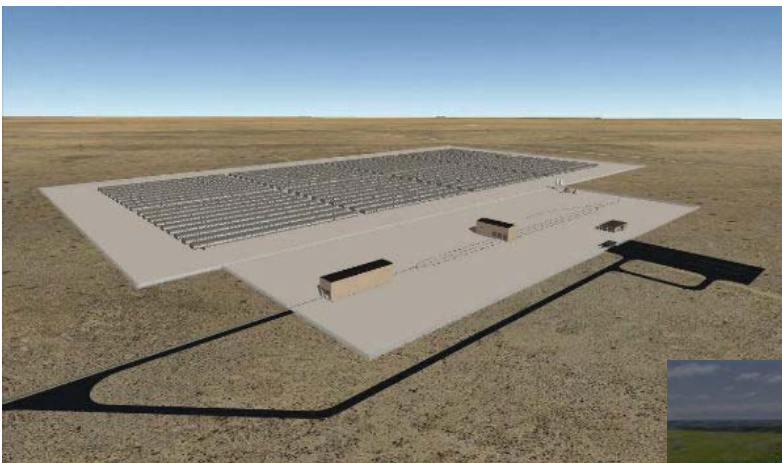
Defence waste makes up only about 15% of the US nuclear waste inventory, and much of it has decayed to lower radiation levels than used fuel. Energy secretary Ernest Moniz said that DOE also has studies under way to determine whether some defence waste could be either vitrified or processed into a granular form and then disposed in three-mile-deep boreholes.

Most defence waste is stored at three DOE sites: the Hanford Nuclear Reservation in Washington state, the Idaho National Laboratory in Idaho, and Savannah River site in South Carolina.

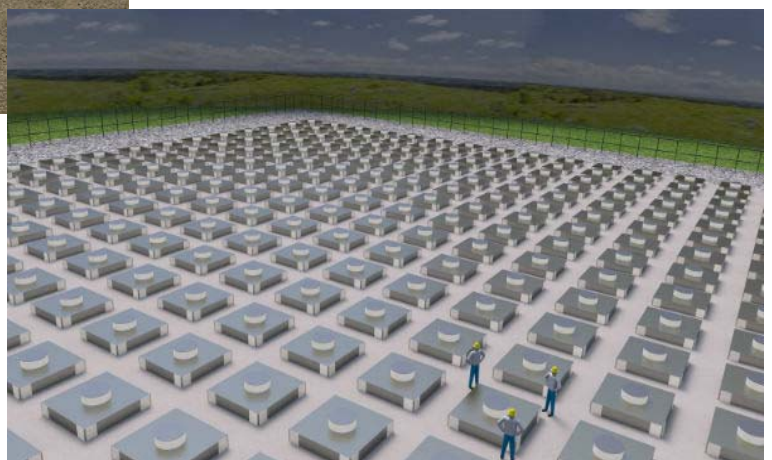
Supporters of reviving the Yucca Mountain project have said spinning off defence waste could spell the end of the proposed Nevada repository. House Energy & Commerce Committee chairman Fred Upton said the decision "is likely to cast aside the Yucca site with years of work and billions of dollars spent." Lake Barrett, a former DOE Yucca Mountain programme director, called the decision a "work-around" made necessary by Obama's agreement with Nevada Senator Harry Reid, long a key Yucca Mountain opponent, to halt the Yucca Mountain project. He called the action "political obstruction."

Moniz argues that decoupling the two programmes does not minimise the need for either temporary storage or a repository. He said DOE plans to step up its efforts to work with states willing to host an interim site where used fuel could be consolidated from a dozen or so locations and stored safely in dry casks, while it seeks states willing to host a permanent repository.

In the meantime, four senators have introduced a bill that would remove nuclear waste management from DOE and create an independent US nuclear waste agency. The bill also would authorise construction of a defence-waste-only repository, and mandate that all waste repositories must be developed through a cooperative, consent-based approach with states. The bipartisan sponsors are Republican senators Lisa Murkowski (Alaska) and Lamar Alexander (Tennessee) and Democratic senators Maria Cantwell (Washington) and Dianne Feinstein (California).



The WCS Consolidated Interim Storage Facility in Texas would be able to store 40,000 tonnes of used fuel for 40 years



A facility based on Holtec's Hi-storm Umax underground dry storage system is proposed for New Mexico