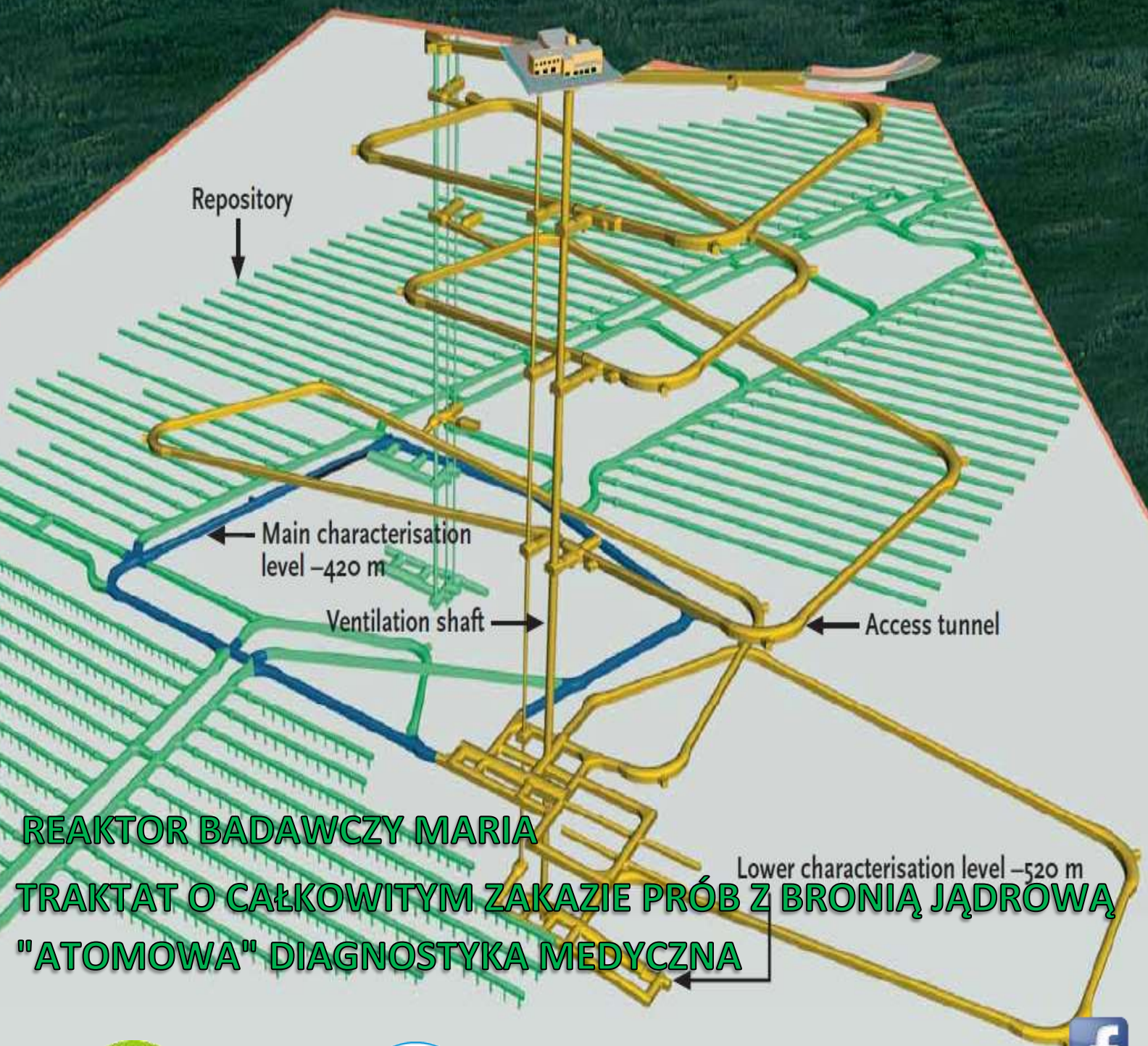




Koncepcja ostatecznego składowania odpadów prowadzona przez organizację POSIVA w Finlandii
Szczegóły wewnątrz numeru



REAKTOR BADAWCZY MARIA

TRAKTAT O CAŁKOWITYM ZAKAZIE PRÓB Z BRONIĄ JĄDROWĄ

"ATOMOWA" DIAGNOSTYKA MEDYCZNA



COSIW



Temat z okładki

Koncepcja ostatecznego składowania odpadów prowadzona przez organizację POSIVA w Finlandii

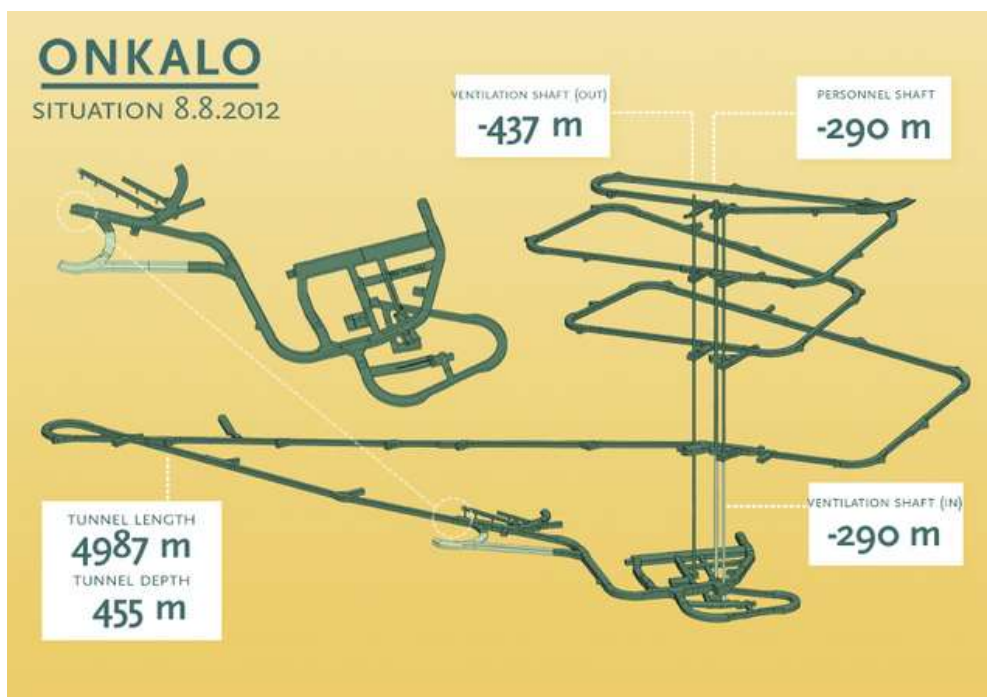
GŁĘBOKIE SKŁADOWISKO WYPALONEGO PALIWA JĄDROWEGO W FINLANDII

Finlandia posiada dwie elektrownie jądrowe, a w każdej z nich działają po dwa bloki reaktorowe. W budowie jest piąty reaktor, którego uruchomienie przewidziane jest po 2015 roku. Od około 25 lat przygotowywane jest docelowe głębokie składowisko wypalonego paliwa jądrowego, które będzie pierwszym tego rodzaju obiektem na świecie. Bazując na szczegółowych badaniach geologicznych granitowego podłoża skalnego oraz ocenach wpływu na środowisko naturalne wybrano w tym celu miejscowość Olkiluoto w gminie Eurajoki.

Całość prac koordynuje specjalnie powołane przedsiębiorstwo POSIVA OY, będące wspólnym przedsięwzięciem spółek energetycznych Teollisuuden Voima OYJ oraz Fortum Power & Heat OY.

Na załączonym rysunku pokazany jest schemat budowy tego obiektu, w którym główny poziom składowiska będzie się znajdował na głębokości 420 metrów pod powierzchnią ziemi. Przewidziane są też korytarze poziome na głębokości 520 metrów. Powierzchnia głębokiego składowiska podziemnego wynosi 1,5 - 2 km². Prowadzi do niego tunel pochylni o łącznej długości 5,5 km i nachyleniu 1:10. Wykonanie tego obiektu wymaga wydobycia ogółem 330.000 m³ skały.

W czasie budowy będą w tunelu dostępowym prowadzone badania bezpośrednio związane z urabianiem. Badania rozpoczynane na głębokości 200 - 300 metrów będą się koncentrowały w szczególności na zagrożeniach wodnych w strukturach skalnych. Wnioski wynikające z tych badań będą niezwłocznie wykorzystywane w prowadzonych pracach.



[cd. na stronie 53](#)

<http://www.posiva.fi/en>



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 Czerny (PGE),
Sekretarz Redakcji
mgr Jerzy Szczurowski (SEP COSIW)

Redaktor Techniczny

Jarosław Cyrynger (SEP COSIW)

RADA PROGRAMOWA:

Przewodniczący

prof. dr hab. Maciej Sadowski,
Członkowie
prof. dr hab. Janusz Lewandowski (PW),
prof. dr hab. Łukasz Turski (UW)
prof. dr hab. Zdzisław Celiński,
prof. dr Andrzej Strupczewski,
prof. dr hab. Natalia Golnik (PW)
prof. dr hab. inż. Roman Domański

DOŁĄCZ I ZOBACZ RELACJE FOTOGRAFICZNE



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.

EKOATOM JEST PRAWNIE ZASTRZEŻONYM
ZNAKIEM TOWAROWYM

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



Szanowni Państwo, Prezentujemy dziewiąty numer kwartalnika EKOATOM. Z przyjemnością odnotowujemy coraz większą popularność czasopisma. Potwierdzeniem popularności i ważnej roli jaką odgrywa czasopismo są wielokrotne włamania na jego stronę mające na celu uniemożliwienie korzystania z publikowanych informacji. Ze swej strony będziemy dokładać starań, by atrakcyjność naszego pisma rosła.

Jednym z ważniejszych w ostatnim czasie wydarzeń dotyczących energetyki jądrowej, było pierwsze wysłuchanie w ramach projektu **Wdrażanie polityki współuczestnictwa społeczeństwa w procesach decyzyjnych związanych ze składowaniem odpadów radioaktywnych** (*Implementing Public Participation Approaches in Radioactive Waste Disposal, IPPA*), które odbyło się w dniu 8 maja 2013. Koordynatorem projektu w Polsce jest Instytut Chemii i Techniki Jądrowej w Warszawie.

Wysłuchanie jest jednym z narzędzi mających na celu zapewnienie udziału społeczeństwa w procesie decyzyjnym poprzez wymianę poglądów i wyjaśnienie problemów we wczesnym etapie realizacji proponowanych rozwiązań inwestycyjnych.

Krótkie sprawozdanie z Konferencji przedstawimy na naszej stronie.

Obecny numer prezentuje następujące materiały:

- opis jedyne w Polsce działającego reaktora MARIA i jego wykorzystanie (G. Krzysztozek)
- problemy związane z przeróbką wypalonego paliwa w reaktorach na stopionych solach (S. Kilim)
- rozwinięcie tematyki związanej z wprowadzaniem w życie społecznego udziału w programach zagospodarowania odpadów promieniotwórczych – projekt badawczy Unii Europejskiej (K. Andersson)
- szczegółowe omówienie traktatu o całkowitym zakazie prób z bronią jądrową – niedokończony rozdział rozbrojenia nuklearnego (A. Suda)
- omówienie konferencji MAEA o wykorzystaniu metod jądrowych w sztuce i archeologii. Berat – perła europejskiej kultury (W. Głuszewski)
- radioaktywność naturalna surowców odpadowych (B. Piotrowska, K. Isajenko, M. Fajak)

Kontynuujemy również cykl artykułów:

o wykorzystaniu techniki jądrowej w medycynie (J. Chmielewski)

W dalszym ciągu oczekujemy na stanowisko rządu w sprawie Memorandum dotyczącego energetyki jądrowej w Polsce, wystosowanego przez p. Andrzeja G. Chmielewskiego Prezesa SEREN, p. Jerzego Barglika Prezesa SEP, Ewę Mańkiewicz-Cudny Prezesa FSNT NOT, p. Zbigniewa Zimka Prezesa PTN, które zostało skierowane do Kancelarii Premiera w dniu 25. 07. 2012.

Oczekujemy także na stanowisko w sprawie listu do Ministra Gospodarki dotyczącego energetyki jądrowej w Polsce, wystosowanego przez p. Andrzeja G. Chmielewskiego Prezesa SEREN, p. Jerzego Barglika Prezesa SEP, Ewę Mańkiewicz-Cudny Prezesa FSNT NOT, p. Zbigniewa Zimka Prezesa PTN, które zostało skierowane do Pana Premiera J. Piechocińskiego w dniu 15. 04. 2013.

Ponownie pragniemy podkreślić, że pojawiające się obecnie trudności finansowe związane z polityką oszczędnościową stwarzają poważne problemy w realizacji celów czasopisma. **Czasopismo EKOATOM powstało w celu upowszechniania i uzupełniania w społeczeństwie wiedzy w dziedzinie techniki jądrowej.**

Jak już wspomniano w poprzednich numerach postanowiono, by czasopismo było powszechnie dostępne w Internecie bez żadnych dodatkowych opłat ze strony czytelników.

Oszczędności budżetowe powodują znaczne spowolnienie programu promocji i mogą 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.

Redaktor Naczelny
Dr inż. Krzysztof Rzymkowski

Spis treści

Międzynarodowa Agencja Energii Jądrowej dobrze ocenia realizację polskiego programu jądrowego	6
Wiceminister Trojanowska na spotkaniu krajów UE rozwijających energetykę jądrową	7
Zmiany na stronach internetowych SEREN POLSKA	7
GRZEGORZ KRZYSZTOSZEK	8
REAKTOR BADAWCZY MARIA – STAN TECHNICZNY I WYKORZYSTANIE	8
Streszczenie.....	8
Wstęp	8
Stan techniczny reaktora	9
Konwersja rdzenia reaktora	9
Moderator berylowy	10
Pompy obiegu chłodzenia kanałów paliwowych	11
Wypalone paliwo jądrowe	11
Szkolenie personelu obsługi reaktora	11
Wykorzystanie reaktora	11
Stanisław Kilim	16
PRZERÓBKA ONLINE PALIWA WYPALONEGO W REAKTORACH NA STOPIONYCH SOLACH – OSIĄGNIĘCIA I PROBLEMY	16
1 . Wstęp - dlaczego przeróbka online niezbędna	16
2. Specyfika przeróbki paliwa online w reaktorach na stopionych solach	18
3. Schemat systemu przeróbki paliwa on-line	21
4. Podsumowanie.....	27
Kjell Andersson,	30
WPROWADZANIE W ŻYCIE SPOŁECZNEGO UDZIAŁU W PROGRAMACH ZAGOSPODAROWANIA ODPADÓW PROMIENIOTWÓRCZYCH – PROJEKT BADAWCZY UNII EUROPEJSKIEJ	30
Paradoks informacyjny.....	31
Potrzeba udziału społeczeństwa i zaangażowanie interesariuszy	31
Projekt IPPA, idea bezpiecznych przestrzeni oraz proces RISCOM.....	31
Skoncentrujmy się na pięciu krajach.....	33
IPPA w Polsce	34
Osiągnięcia	35

Andrzej Suda	36
TRAKTAT O CAŁKOWITYM ZAKAZIE PRÓB Z BRONIĄ JĄDROWĄ — NIEDOKOŃCZONY ROZDZIAŁ ROZBROJENIA NUKLEARNEGO	36
Przypisy:	41
Źródła:	41
Jerzy Chmielewski	43
"ATOMOWA" DIAGNOSTYKA MEDYCZNA CZ. II METODY IZOTOPOWE	43
BUDOWA SKŁADOWISKA ONKALO	53
Drążenie tuneli.....	53
Wojciech Głuszewski	55
BERAT — PERŁA EUROPEJSKIEJ KULTURY Konferencja MAEA o wykorzystaniu metod jądrowych w sztuce i archeologii	55
Barbara Piotrowska, Krzysztof Isajenko, Marian Fajak	59
RADIOAKTYWNOŚĆ NATURALNA SUROWCÓW ODPADOWYCH	59
Wstęp	59
Przepisy prawne	59
Wyniki badań radioaktywności naturalnej surowców odpadowych w latach 1980 -2012	61
Możliwość zastosowania surowców odpadowych w budownictwie mieszkaniowym.....	62
Zastosowanie surowców odpadowych w budownictwie drogowym.....	64
Ocena narażenia osób wynikająca z zastosowania surowców odpadowych do budowy dróg...66	
Podsumowanie.....	67

Międzynarodowa Agencja Energii Jądrowej dobrze ocenia realizację polskiego programu jądrowego



W ramach Zintegrowanego Przeglądu Infrastruktury Jądrowej (INIR) eksperci Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (MAEA) pozytywnie ocenili przygotowania Polski do wdrożenia Programu polskiej energetyki jądrowej (PPEJ). Wśród mocnych stron naszego kraju wymienili m.in. wysokie standardy współpracy z kluczowymi interesariuszami w ramach konsultacji krajowych i międzynarodowych, oraz nowoczesne prawo dotyczące energetyki jądrowej. Członkowie misji odwiedzili Warszawę w dniach 18-22 marca 2013 r. Celem wizyty ekspertów Agencji było wsparcie starań Polski w przygotowaniach do wdrożenia PPEJ oraz ocena rozwoju krajowej infrastruktury jądrowej. MAEA opracowała wytyczne, które pomagają krajom wprowadzającym energetykę jądrową zapewnić bezpieczne, odpowiedzialne i zrównoważone wykorzystanie tej technologii. O przeprowadzenie misji INIR Polska wystąpiła w 2009 r.

- Wyniki misji MAEA bardzo nas satysfakcjonują, ale i motywują do dalszych starań w przygotowaniu programu jądrowego – powiedziała Pełnomocnik Rządu ds. Polskiej Energetyki Jądrowej Hanna Trojanowska. Podkreśliła, że Polska wdraża PPEJ w oparciu o najlepsze standardy i przy bliskiej współpracy z Agencją. - Nadal będziemy korzystać z zaplecza eksperckiego oraz 50-letniego doświadczenia, jakim dysponuje Agencja, by móc wdrożyć ten pionierski w skali krajowej projekt – dodała.

Wnikliwej analizie poddano 19 obszarów PPEJ, w tym m.in.: ramy prawne polityki krajowej i zarządzania wdrożeniem PPEJ, bezpieczeństwo fizyczne i systemy zabezpieczeń, ramy prawne, obejmujące bezpieczeństwo jądrowe i ochronę przed promieniowaniem jonizującym, rozwój zasobów ludzkich i zaplecza naukowo-badawczego, zaangażowanie przemysłu oraz proces zamówień i dostaw.

- Polska zrobiła bardzo duży postęp w rozwoju krajowej infrastruktury jądrowej. W wielu obszarach zostały spełnione wymagania dla krajów, gdzie projekty jądrowe są na kolejnych, zaawansowanych etapach realizacji – powiedział przewodniczący misji INIR Juan Carlos Lentijo. Podkreślił zaangażowanie MG i inwestora w rozwój współpracy, w tym w ramach konsultacji transgranicznych.

W INIR wzięły udział kluczowe podmioty zaangażowane w realizację Programu, tj.: Ministerstwo Gospodarki, Ministerstwo Ochrony Środowiska, Generalna Dyrekcja Ochrony Środowiska, Agencja Bezpieczeństwa Wewnętrznego, Państwowa Agencja Atomistyki, Rządowe Centrum Bezpieczeństwa, Urząd Dozoru Technicznego, Zakład Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych oraz firmy - Polskie Sieci Elektroenergetyczne S.A. i PGE Energia Jądrowa S.A. oraz PGE EJ1 Sp. z o.o.– inwestor/operator pierwszej polskiej elektrowni jądrowej. Ostatnio misje INIR realizowane były w 9 krajach, m.in. w: Wietnamie, Białorusi, Chile, Indonezji, Republice Południowej Afryki czy Zjednoczonych Emiratach Arabskich. We wstępnej ocenie polskiego programu eksperci MAEA wyróżnili dobre praktyki, w tym proces konsultacji prowadzonych na szczeblu krajowym i międzynarodowym. Przekazano też rekomendacje i zalecenia co do dalszego rozwoju Programu. Całościowy Raport zostanie przekazany Polsce w czerwcu.



Międzynarodowa Agencja Energii Jądrowej dobrze ocenia realizację polskiego programu jądrowego.

Wiceminister Trojanowska na spotkaniu krajów UE rozwijających energetykę jądrową

Rola energetyki jądrowej w zapewnieniu bezpieczeństwa dostaw energii oraz ograniczania emisji dwutlenku węgla to główne tematy spotkania ministrów UE odpowiedzialnych za ten sektor. Rozmowy z udziałem Pełnomocnik Rządu ds. Polskiej Energetyki Jądrowej Hanny Trojanowskiej, odbyły się 12 marca 2013 r. w Londynie.

Wiceminister Hanna Trojanowska podkreśliła, że wykorzystanie energii jądrowej może pozytywnie wpłynąć na sytuację ekonomiczną poszczególnych państw. – Pozwoli także obniżyć poziom emisji CO2 oraz zapewnić konsumentom efektywną kosztowo energię elektryczną – dodała.

Uczestnicy spotkania dyskutowali również o możliwościach współpracy między państwami UE m.in. w zakresie tworzenia najwyższych standardów bezpieczeństwa w elektrowniach jądrowych. Ponadto omówili propozycje aktualizacji Dyrektywy o Bezpieczeństwie Jądrowym, przygotowywane przez Komisję Europejską.

W opinii unijnych ministrów, aby skutecznie realizować programy jądrowe konieczne jest budowanie długofalowego zaufania inwestorów. W tym zakresie pomocne może okazać się wsparcie ze strony rządowej m.in. w zakresie tworzenia przyjaznych warunków legislacyjnych dla takich projektów.

Podczas wizyty w Londynie wiceminister Hanna Trojanowska spotkała się także z brytyjskim Sekretarzem Stanu do spraw Energii i Klimatu Edem Davey. Tematem rozmów była współpraca polsko-brytyjska w sektorze energetyki.



Wiceminister Trojanowska na spotkaniu krajów UE rozwijających energetykę jądrową

Zmiany na stronach internetowych SEREN POLSKA

Pragniemy poinformować że od marca 2013 portal SEREN wspiera pomocą techniczną Pan Paweł Żbikowski, który jest twórcą i redaktorem portalu Nuclear.pl



GRZEGORZ KRZYSZTOSZEK

REAKTOR BADAWCZY MARIA – STAN TECHNICZNY I WYKORZYSTANIE

Streszczenie

Reaktor badawczy MARIA w Narodowym Centrum Badań Jądrowych jest jedynym dużym urządzeniem jądrowym w Polsce.

Jest to reaktor wysokostrumieniowy z elementami paliwowymi typu kanałowego, umieszczonymi w matrycy berylowej otoczonej reflektorem grafitowym.

Reaktor MARIA osiągnął stan krytyczny w grudniu 1974 roku, a w latach 1985-92 poddany został gruntownej modernizacji.

Jest on wykorzystywany do: produkcji radioizotopów, badań fizycznych z wykorzystaniem kanałów poziomych, szkolenia studentów i upowszechniania wiedzy o atomistyce.

Od 2010 roku w ramach współpracy z firmą farmaceutyczną Covidien, w reaktorze MARIA napromieniane są tarcze uranowe do produkcji Mo-99. Tym samym reaktor uczestniczy w bardzo ważnym łańcuchu dostaw radioizotopów dla światowej medycyny nuklearnej.

We wrześniu 2012 roku rozpoczęta została konwersja rdzenia reaktora z paliwa wysokowzbogaconego (HEU) na paliwo niskowzbogacone (LEU).

Stan techniczny układów technologicznych pozwala zakładać eksploatację reaktora do około 2030 roku.

Wstęp

Reaktor badawczy MARIA w Narodowym Centrum Badań Jądrowych (NCBJ) w Świerku jest jedynym eksploatowanym reaktorem jądrowym w Polsce.

Jest to wysokostrumieniowy reaktor badawczy (o mocy nominalnej 30 MW) chłodzony wodą z ciśnieniowymi kanałami paliwowymi umieszczonymi w matrycy berylowej otoczonej reflektorem grafitowym.

W rdzeniu reaktora umieszczonym na dnie basenu zainstalowane są kanały pionowe do napromieniania materiałów tarczowych.

Reaktor wyposażony jest również w kanały poziome wyprowadzone z rdzenia przez basen i osłonę biologiczną.

Ogólna charakterystyka reaktora MARIA:

- moc nominalna - 30 MW (th);
- maksymalna gęstość strumienia neutronów termicznych – $3,5 \cdot 10^{14}$ n/cm²s;
- gęstość strumienia na wylotach kanałów poziomych – $3 \div 5 \cdot 10^9$ n/cm²s;
- moderator – woda, beryl;
- reflektor – grafit;
- system chłodzenia – typu kanałowego;
- zestawy paliwowe:
 - materiał – UO₂ + Al, U₃Si₂ + Al;
 - wzbogacenie U-235 – 36%, 19,7%;

- koszulka – aluminium;
- kształt – rury koncentryczne;
- długość – 1000 mm.

Stan techniczny reaktora

Reaktor MARIA został zaprojektowany i zbudowany do badań materiałowych w pętlach i sondach, napromieniowań materiałów do produkcji radioizotopów oraz do badań fizycznych na wylotach kanałów poziomych. Osiągnął stan krytyczny w grudniu 1974r i był eksploatowany (równoległe z reaktorem EWA) do połowy 1985r. W latach 1985-1992 reaktor był poddany modernizacji głównie w celu zwiększenia możliwości jego wykorzystania do produkcji radioizotopów.

Zmodernizowany został system wentylacji, baseny chłodni wtórnego obiegu chłodzenia, rozbudowana została matryca berylowa z 20-tu do 48-miu bloków i zainstalowano układ pasywny do awaryjnego zalewania rdzenia reaktora.

Po wyłączeniu reaktora EWA w 1995 reaktor MARIA przejął wszystkie zadania związane z napromienianiem materiałów tarczowych i badaniami fizycznymi na wylotach kanałów poziomych.

W latach 2000-2006 (w czasie krótkich przerw w eksploatacji) zmodernizowane zostały kolejne układy technologiczne:

- układ automatyki neutronowej (zaprojektowany i zbudowany w byłym IBJ system „SAKOR-B” zastąpiono aparaturą Hartmann & Braun),
- wymiana wymienników ciepła,
- system kontroli dozymetrycznej,
- system wykrywania nieszczelności elementów paliwowych.

W ten sposób zmodernizowane zostały kluczowe układy technologiczne reaktora, które pozwalają na bezpieczną i efektywną eksploatację reaktora w dłuższej perspektywie.

Konwersja rdzenia reaktora

We wrześniu 2012 roku rozpoczęta została konwersja rdzenia reaktora z paliwa wysokowzbogaconego (HEU) na paliwo niskowzbogacone (LEU) w ramach Międzynarodowego Programu Redukcji Zagrożeń Globalnych (GTRI).

Konwersja reaktora była możliwa po uzyskaniu pozytywnych wyników badań w ramach próbnego napromieniania w reaktorze MARIA prototypowych niskowzbogaconych zestawów paliwowych wyprodukowanych przez firmę AREVA-CERCA.

W wyniku trójstronnego porozumienia pomiędzy NCBJ, DOE-US i AREVA reaktor MARIA zapewnił sobie dostawy paliwa z Francji, które umożliwią jego eksploatację do 2017 roku.

W styczniu 2013 roku rozpoczęto próbne napromienianie dwóch niskowzbogaconych eksperymentalnych zestawów paliwowych wykonanych w Federacji Rosyjskiej. Pozytywne wyniki tych badań pozwolą nam w przyszłości zamawiać paliwo we Francji lub Rosji.

Proces konwersji polega na sukcesywnym zastępowaniu wypalonych wysokowzbogaconych elementów paliwowych typu MR niskowzbogaconymi elementami paliwowymi typu MC i konwersja zostanie zakończona w I kwartale 2014 roku. W tabeli 1 przedstawione zostały charakterystyki elementów paliwowych stosowanych obecnie w reaktorze MARIA.

ELEKTROWNIE JĄDROWE

Tabela 1. Charakterystyki elementów paliwowych MR-6/430, MR-6/485 i MC-5/485

Lp.	Parametr	Wartości		
		MR-6/430	MR-6/485	MC-5/485
1.	Całkowita długość sekcji paliwowej [mm]	1380	1380	1315
2.	Nominalna długość paliwa [mm]	1000	1000	1000
3.	Typ paliwa	dyspersja UO ₂ w Al	dyspersja UO ₂ w Al	dyspersja U ₃ Si ₂ w Al
4.	Zawartość U-235 w sekcji [g]	430	485	485
5.	Wzbogacenie paliwa w U-235 [%]	36	19.7	19.75
6.	Gęstość uranu w warstwie paliwa [g/cm ³]	2.79	3.59	4.79
7.	Grubość koszulki [mm]	0.75 (min. 0.5)	0.6 (min. 0.4)	0.6 (min. 0.4)
8.	Grubość warstwy paliwa w sekcji [mm]	0.5	0.8	0.8
9.	Stosunek mas U-235/H ₂ O w sekcji paliwowej*	0.172	0.194	0.233
10.	Powierzchnia wymiany ciepła w sekcji [m ²]	1.72	1.72	1.29

* w temperaturze 20°C

Moderator berylowy

W roku 2013 rozpoczęta zostanie systematyczna wymiana bloków berylowych matrycy rdzenia poprzez zakupy nowych bloków w Kazachstanie (20 szt. w latach 2013-2018).

Wymiana bloków pozwoli na zwiększenie efektywności wykorzystania paliwa jądrowego, a także otworzy możliwość rozbudowy rdzenia reaktora.

Pompy obiegu chłodzenia kanałów paliwowych

W II kwartale 2013 roku zostaną wymienione pompy główne i powyłączeniowe obiegu chłodzenia kanałów paliwowych jako warunek konieczny do przeprowadzenia pełnej konwersji rdzenia reaktora. Dotychczas stosowane pompy główne stosowane są również jako pompy powyłączeniowe do odbioru ciepła po wyłączeniu reaktora. W zmodernizowanym układzie pompy główne i pompy powyłączeniowe zostały rozdzielone (4 pompy główne + 3 powyłączeniowe).

Wypalone paliwo jądrowe

Znaczna część wypalonego wysokowzbogaconego paliwa jądrowego została wywieziona do Federacji Rosyjskiej (320 szt. – 2010 i 60 szt. – 2012). Kolejny transport będzie miał miejsce w 2014 a ostatni w 2017 roku

Szkolenie personelu obsługi reaktora

Ważnym elementem dla zapewnienia ciągłości eksploatacji reaktora jest posiadanie wymaganego składu zespołu eksploatacyjnego reaktora. Szkolenie personelu oparte jest na „Krótko- i długookresowych planach szkolenia pracowników NCBJ związanych z eksploatacją reaktora MARIA”

W okresie styczeń-maj 2013 prowadzony jest pierwszy etap szkolenia nowych pracowników, zgodnie z „Harmonogramem szkolenia personelu eksploatacyjnego reaktora w 2013 roku”

Wykorzystanie reaktora

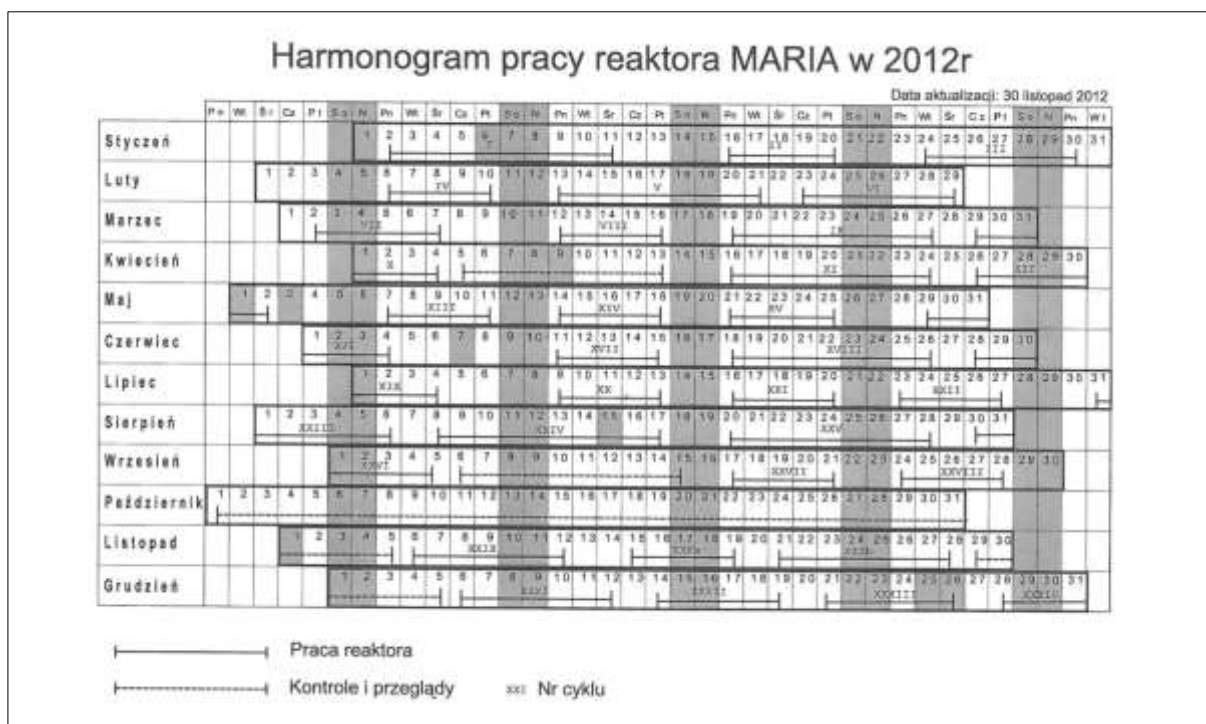
Reaktor badawczy MARIA wykorzystywany jest do:

1. Napromieniania materiałów do produkcji radioizotopów przez OR POLATOM (S, TeO₂, Lu₂O₃, Yb₂O₃, Cu, KCl, SmCl₃).
2. Napromieniania tarcz uranowych do produkcji molibdenu-99 (Covidien).
3. Badań fizycznych na wylotach kanałów poziomych.
4. Szkolenia studentów i upowszechniania wiedzy o atomistyce.

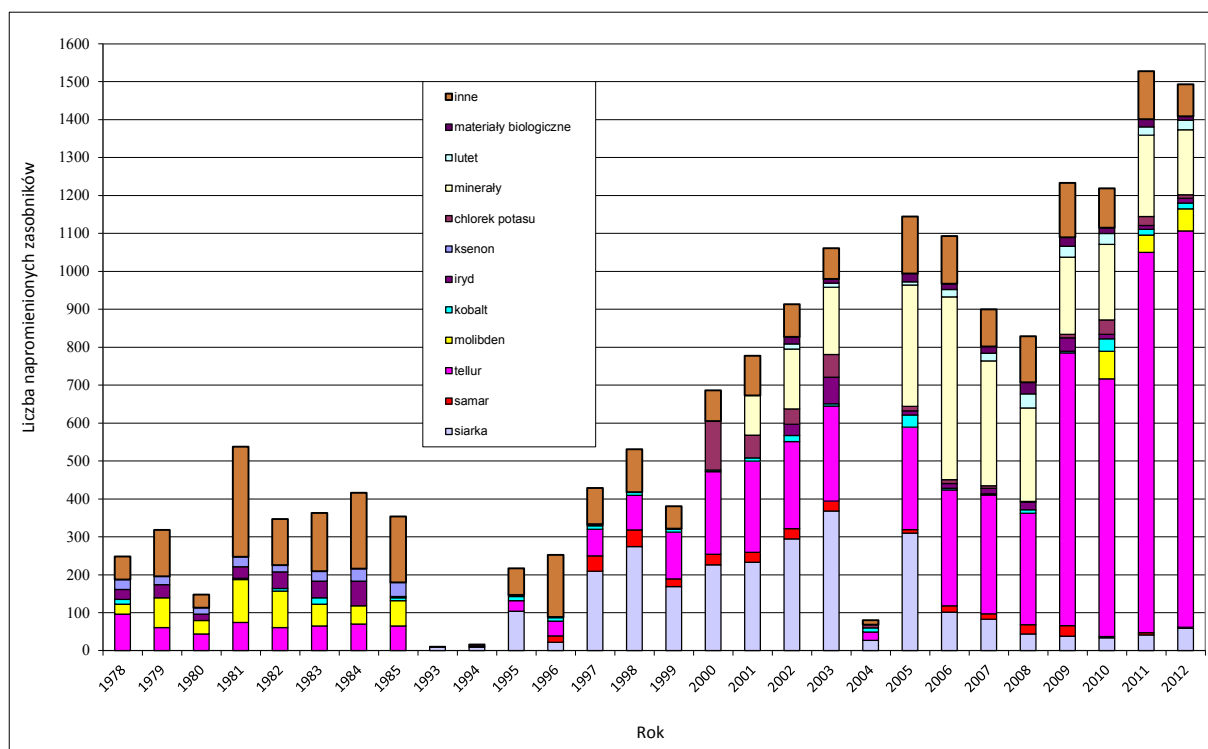
Harmonogram pracy reaktora dostosowywany jest do zapotrzebowania firmy Covidien oraz zamówień OR Polatom i reaktor pracuje ok. 4000 – 4500 godzin na rok, w cyklach od 100-240 godzin.

Na rys. 1 przedstawiony jest „Harmonogram pracy reaktora MARIA w 2012 roku” a na rys. 2 „Zestawienie ilości napromieniania w reaktorze MARIA”.

ELEKTROWNIE JĄDROWE



Rys.1. Harmonogram pracy reaktora MARIA w 2012 roku



Rys. 2. Zestawienie ilości napromienień w reaktorze MARIA

Reaktor MARIA stanowi ważne ogniwo w łańcuchu dostaw radiofarmaceutyków dla światowej medycyny nuklearnej, obok takich reaktorów jak NRU (Kanada), HFR (Holandia), BRZ (Belgia),

ELEKTROWNIE JĄDROWE

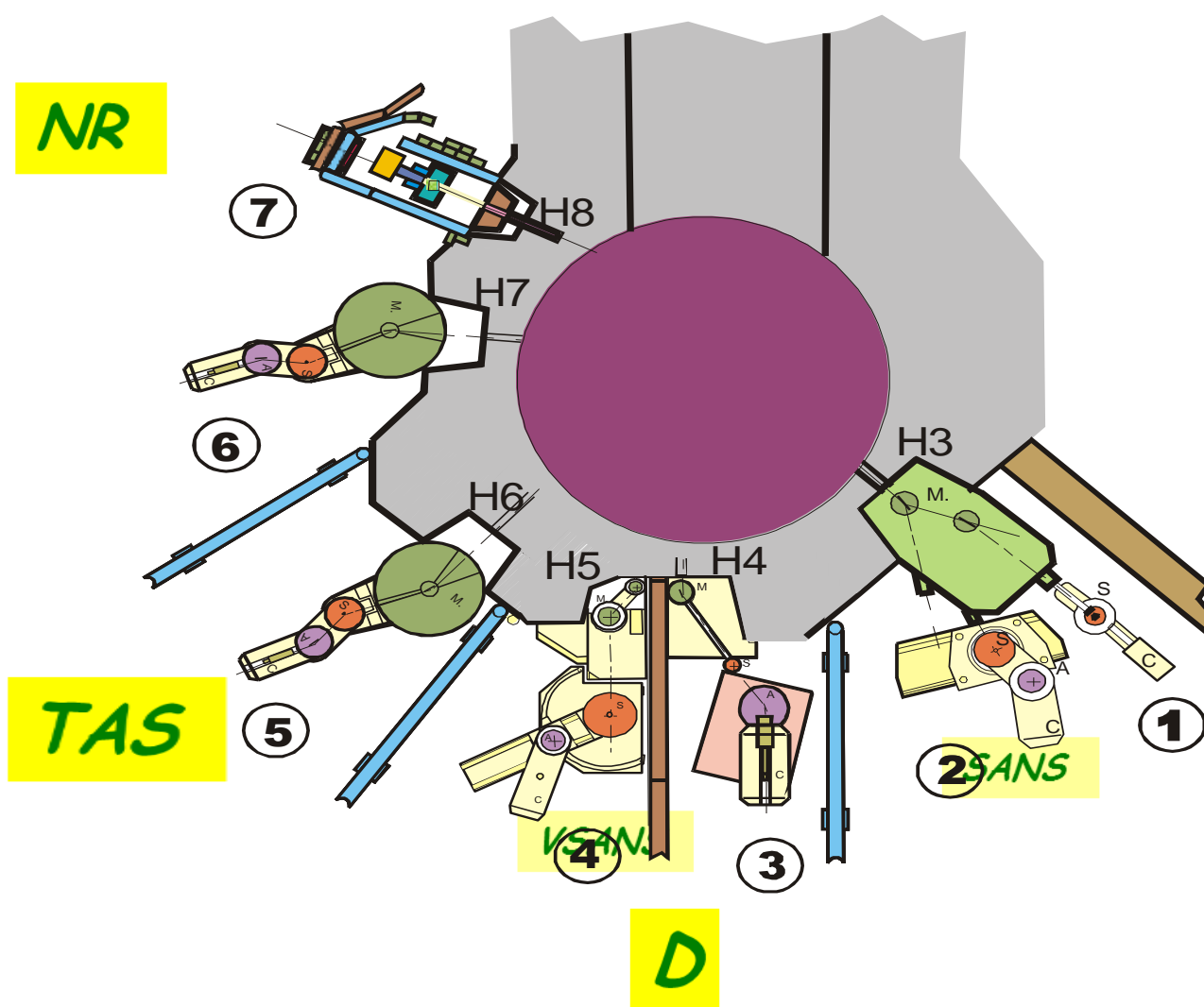
SAFARI (Afryka Południowa). Szczególnie istotna jest rola reaktora MARIA w bieżącym okresie tj. grudzień 2012 – marzec 2013 (gdy z powodów technicznych wyłączony został reaktor HFR), kiedy to dostawy Mo-99 z reaktora MARIA stanowią około 15% światowego zapotrzebowania.

Na podkreślenie zasługuje dyspozycyjność reaktora i sprawność personelu obsługi reaktora wymagana w szczególności dla dostaw molibdenu do przerobu w Petten, Holandia.

Na wylotach kanałów poziomych prowadzone są badania:

- kinetyki namakania i procesu schnięcia w materiałach porowatych,
- rozpraszania neutronów w kompozytach polimerowo-grafitowych,
- uporządkowania bliskiego zasięgu w stopie Mn-Ni-Cu,
- nano-niejednorodności proszku dwutlenku tytanu.

Na rys. 3 przedstawiony jest schemat aparatury na hali eksperymentalnej.



Rys. 3. Schemat aparatury na hali eksperymentalnej

W celu zwiększenia możliwości wykorzystania reaktora do badań wymagana jest przede wszystkim odbudowa aparatury na wylotach kanałów poziomych. W planach NCBJ jest uruchomienie dwóch dużych programów: zimne źródło neutronów i źródło pozytronowe, aby badania fizyczne w reaktorze MARIA stały się atrakcyjne dla młodych fizyków.

ELEKTROWNIE JĄDROWE

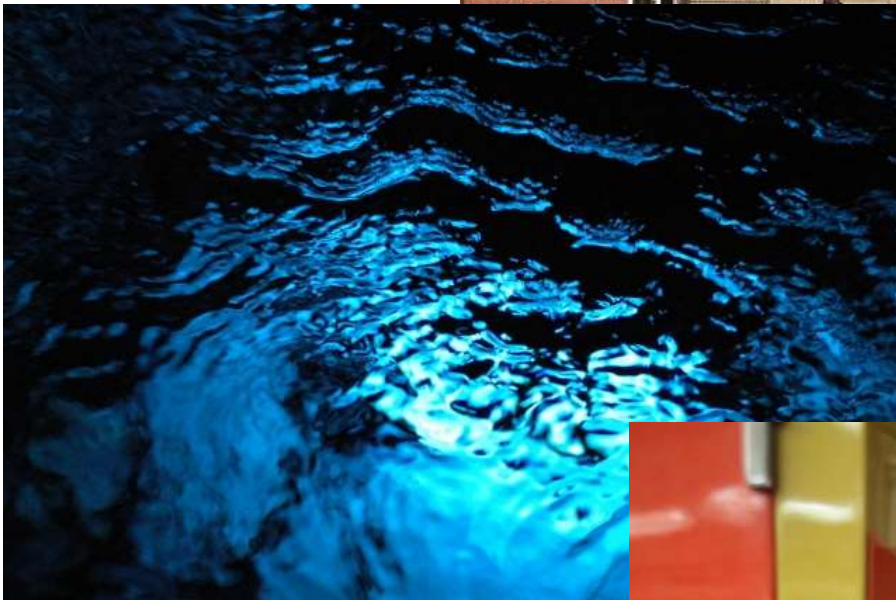
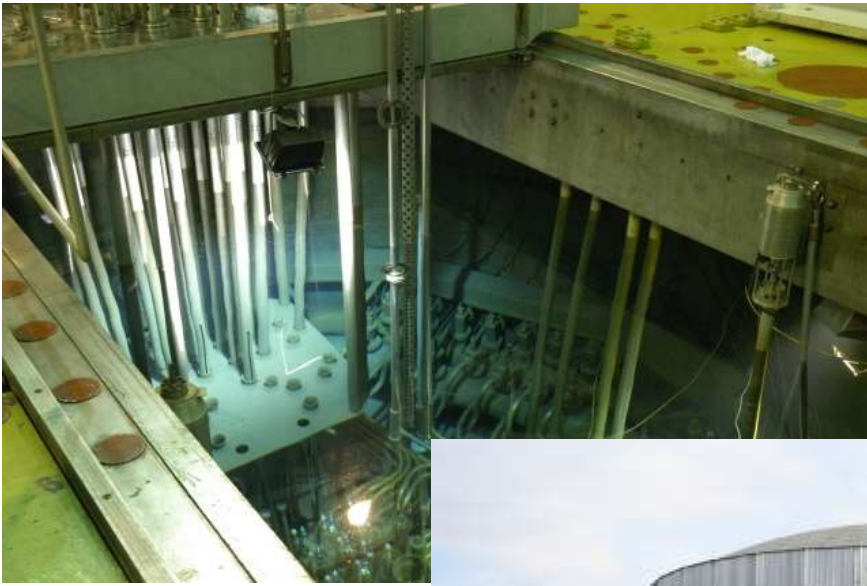
W ramach szkolenia studentów w reaktorze MARIA prowadzone są ćwiczenia z zakresu fizyki i dozymetrii reaktorowej takie jak:

- pomiary aktywacyjne strumieni neutronów termicznych i prędkich,
- rozruch reaktora i pomiary reaktywności prętów regulacyjnych,
- pomiary uwolnień gazów i aerozoli z reaktora MARIA do otoczenia,
- pomiary oporów hydraulicznych w kanale paliwowym,
- modelowanie efektu zatrucia z zastosowaniem symulatora reaktora,
- pomiary skażeń w pomieszczeniach technologicznych,
- standardowe wyposażenie dla pomiarów radiologicznych,
- dozymetria neutronowa.

Dział szkolenia NCBJ prowadzi bardzo aktywną działalność w zakresie upowszechniania wiedzy o atomistyce, w której głównym punktem jest zapoznanie się z działaniem reaktora MARIA. W 2012 roku reaktor MARIA odwiedziło ok. 5000 osób (głównie młodzież szkół średnich z całej Polski).



ELEKTROWNIE JĄDROWE



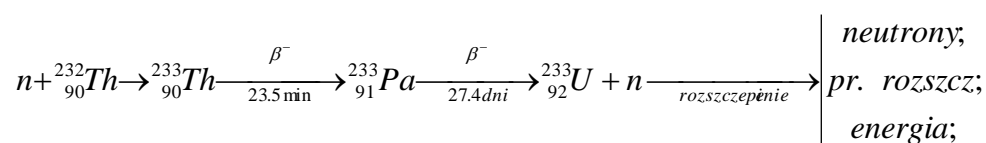
Stanisław Kilim

PRZERÓBKA ONLINE PALIWA WYPALONEGO W REAKTORACH NA STOPIONYCH SOLACH – OSIĄGNIĘCIA I PROBLEMY

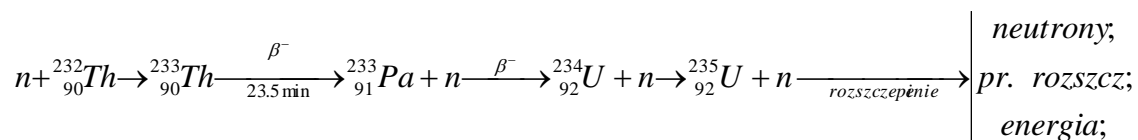
1. Wstęp - dlaczego przeróbka online niezbędna

Wprowadzie reaktor na ciekłych solach może pracować w otwartym cyklu paliwowym, bez przeróbki paliwa wypalonego ale dopiero praca w zamkniętym cyklu torowo-uranowym, z przeróbką paliwa wypalonego pozwala w pełni wykorzystać jego zalety i możliwości. Dlatego w dalszej części będzie mowa tylko o paliwie torowym i jego przeróbce.

Dla przypomnienia, w cyklu paliwowym torowo-uranowym mamy do czynienia z następującymi procesami:



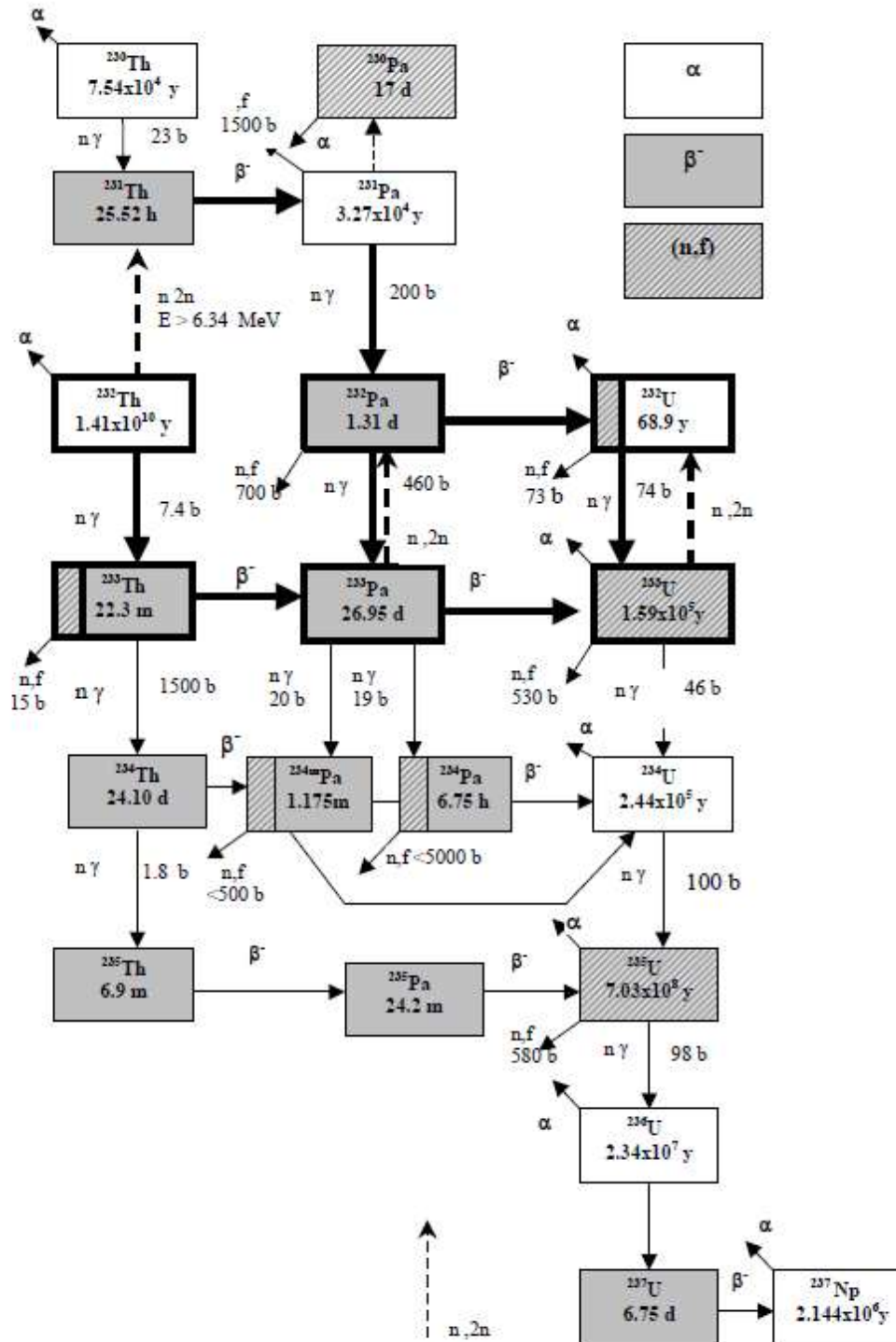
Spowolniony neutron jest pochłaniany przez j\u0105dro Th-232 daj\u0105c Th-233 , kt\u00f3ry po dw\u00f3ch przemianach β^- przekszta\u0142ca si\u0119 w U-233 , materia\u0142 rozszczerpialny. Przedstawiony powy\u017cej \u0142\u0105cuch przemian jest jednym z kilku mo\u017cliwych – Rys. 1 - chocia\u017c jedynym po\u017cydanym. Przemiana $\text{Th-232} \rightarrow \text{U-233}$ odbywa si\u0119 z pewnym op\u00f3\u017anieniem wnoszonym przez d\u0142ugi okres p\u00f3\u0142rozpadu Pa-233 . Pa-233 ma wi\u0119kszy przekr\u00f3j czynny na absorpcj\u0119 neutron\u00f3w ni\u017c Th-232 przez co \u0142\u0105cuch przemian zamiast ww. mo\u017ce potoczy\u0107 si\u0119 tak:



tzn. zamiast jednego neutronu na jedno j\u0105dro U-233 potrzeba trzech na jedno j\u0105dro U-235 . Nie wdaj\u0105c si\u0119 zbyt\u0142o w szczeg\u00f3\u0142y mo\u017cna powiedzie\u0107, \u017ce bilans neutron\u00f3w w reaktorze b\u0119d\u0105cym w stanie r\u00f3wnowagi ma post\u0105c\u0107:

$$\begin{aligned} \text{produkcja} &= \text{strata} \\ (2.49) &= (2.49) \\ &= \text{ucieczka} + \text{absorpcja} + \text{powielanie} + \text{rozszczerp\u0119nie} \\ &= (> 0) + (> 0) + (\geq 1) + (1) \end{aligned}$$

gdzie: *absorpcja* - absorpcja paso\u017cytnicza, nieprowadz\u0105ca do rozszczerp\u0119nia ani powielania;
powielanie – absorpcja prowadz\u0105ca do przemiany $\text{Th-232} \rightarrow \text{U-233}$;
rozszczerp\u0119nie – absorpcja prowadz\u0105ca do rozszczerp\u0119nia.



Rysunek 1. Łańcuchy przemian Th-232 [1].

Liczy w nawiasach oznaczają orientacyjne liczby neutronów pochodzących z jednego rozszczepienia $U-233$. Ucieczka zależy od geometrii (kształtu) reaktora a pozostałe procesy od składu materiałowego. Znak ≥ 1 oznacza, że na z jednego rozszczepionego jądra można przeznaczyć niewiele ponad 1 neutron na produkcję $U-233$, na powielanie. Nie można sobie pozwolić aż na 3 neutrony na produkcję jednego jądra paliwa gdyby iść ścieżką przemian $Th-232 \rightarrow U-235$. Nie uniknie się ani ucieczki neutronów z rdzenia reaktora ani pasożytniczej absorpcji. Jedyne wyjście by wykroić ≥ 1 neutron na powielanie, na produkcję $U-233$ jest wyprowadzenie $Pa-233$ z rdzenia najszybciej jak to się da zmagazynowanie go gdzieś poza

rdzeniem i odczekanie aż przekształci się w U233. Proces ten wymaga 200-270 dni. Amerykanie szacowali [2], że dobierając odpowiednio geometrię, skład materiałowy i usuwając z paliwa Pa-233 w trybie online można uzyskać współczynnik powielania 1.06. Oznacza to, że trzeba czekać ok. 25 lat na podwojenie ilości paliwa, tzn. na wyprodukowanie takiej ilości jaką się włożyło na początku.

2. Specyfika przeróbki paliwa online w reaktorach na stopionych solach

Ostateczny schemat przeróbki online paliwa wypalonego zależy przede wszystkim od składu soli paliwa a ten zależy od przeznaczenia reaktora.

Tabela 1. Skład soli reaktora MSR przewidywany w raporcie końcowym projektu ALISIA [3]

Typ reaktora	Widmo neutronów	Zastosowanie	Skład przewidywany	Alternatywa
MSR-powielający	Termiczne	Paliwo (obieg I)	${}^7\text{LiF}-\text{BeF}_2-\text{ThF}_4$	
		Chłodziwo (Obieg II)	$\text{NaF}-\text{NaBF}_4$	$\text{LiF}-\text{BeF}_2$
	Prędkie	Paliwo (obieg I)	$\text{LiF}-\text{ThF}_4$	$\text{LiF}-\text{CaF}_2-\text{ThF}_4$ $\text{NaCl}-\text{UCl}_3-\text{PuCl}_3$
		Chłodziwo (Obieg II)	$\text{NaF}-\text{NaBF}_4$	
MSR-wypalający aktywnowce	Prędkie	Paliwo (obieg I)	$\text{NaF}-\text{LiF}-\text{BeF}_2-\text{AnF}_3$	$\text{NaF}-\text{LiF}-\text{KF}-\text{AnF}_3$ $\text{NaF}-\text{LiF}-\text{RbF}-\text{AnF}_3$

An reprezentuje aktywnowce Pu, Am and Cm.

Sole przewidywane dla obiegu pierwotnego (I) zawierają także materiał rozszczepialny. Dla cyklu torowo-uranowego będzie nim U-233, a właściwie UF₄.

Celem przeróbki online paliwa wypalonego jest - mówiąc w największym skrócie – usunięcie z obiegu pierwotnego trucizn reaktorowych - substancji szkodliwych z punktu widzenia bilansu neutronów – metale ziem rzadkich, Pa-233 ... - oraz substancji niewygodnych pod innymi względami – tryt i metale szlachetne. O ile tryt, ksenon i częściowo metale szlachetne można usuwać bezpośrednio z reaktora, przedmuchując rdzeń reaktora gazowym helem, to Pa-233 i większość produktów rozszczepienia można usunąć tylko poza reaktorem, po uprzednim wyprowadzeniu części paliwa poza reaktor. To stawia przed przeróbką dodatkowe zadanie – odzyskać wyprowadzone materiały rozszczepialne i paliworodne i zwrócić je do reaktora.

Paliwo wyprowadzone z reaktora na stopionych solach ma wysoką temperaturę i generuje dużo ciepła z rozpadów radioaktywnych więc wydaje się sprawą naturalną zastosowanie do przeróbki jednej z metod pirochemicznych, tzn. wysokotemperaturowych. Metody te pozwalają przerabiać paliwo niemal natychmiast po wyprowadzeniu z reaktora, bez konieczności wyczekiwania aż „ostygnie”. Umożliwiają odzyskiwanie aktywnowców, w tym materiałów rozszczepialnych (U-233, U-235, Pu-239) w ramach jednego, kilkustopniowego procesu. Minimalna ilość aktywnowców idzie do odpadów. Niezbędna aparatura jest na tyle mała, zwarta, że cały proces przeróbki (zamknięcie cyklu paliwowego) można pomieścić w budynku reaktora. Tak przy okazji – stopione sole wyprowadzone z reaktora MSBR po godzinie chłodzenia miały generować ok 350 kW/m³ ciepła, natomiast odseparowany Pa-233 (PaF₄, PaF₅) miał generować ok. 5 MW ciepła.

PALIWO JĄDROWE

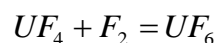
W wysokich temperaturach (500 - 700°C) w związkach z fluorem aktywności wykazują wartościowości pokazane w tabeli 2. Fluorki te są bardzo stabilne, odporne na warunki panujące w reaktorze, tj. na promieniowanie neutronowe i gamma.

Tabela 2. Stopnie utlenienia poszczególnych aktywności [4]

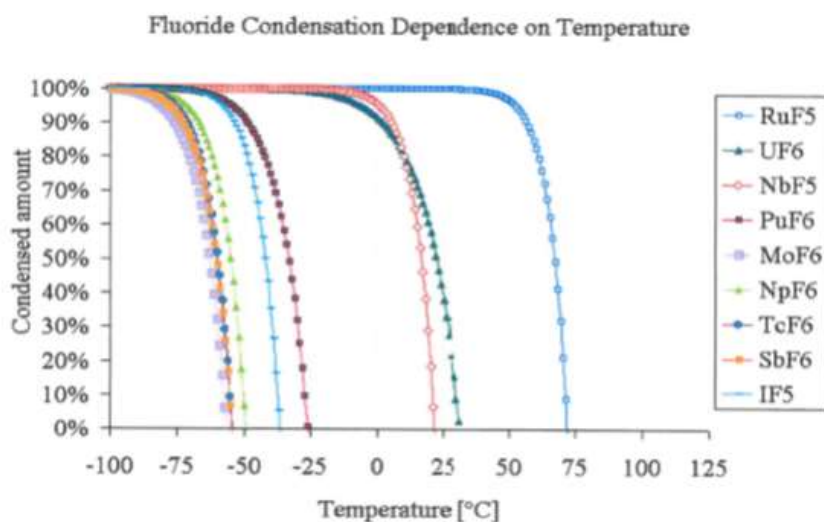
7					□	□									
6				■	□	□	□								
5			■	□	■	□	□	□							
4		■	■	■	■	■	□	□	□	□					
3	■	□	□	□	□	■	■	■	■	■	■	■	■	□	■
2										□	□	□	□	■	
	Ac	Th	Pa	U	Np	Pu	Am	Cm	Bk	Cf	Es	Fm	Md	No	Lr

Prawdopodobieństwo wystąpienia: ■ > □ > □

Najpilniejszą sprawą po wyprowadzeniu paliwa poza reaktor jest odzyskanie zawartego w nim uranu. Można do tego wykorzystać fakt, że w wysokich temperaturach zarówno UF_4 jak i UF_6 są trwałe ale tylko UF_6 jest lotny a UF_4 nie. Chcąc ulotnić uran z soli należy przekształcić UF_4 w UF_6 , tzn. należy przedmuchać sól fluorem. Zachodzi wtedy reakcja:



i UF_6 ulatnia się z soli. Jak widać na rysunku 2 wraz z uranem ulatniają się także związki Ru(V), Nb(V), Pu(VI), Mo(VI), Np(VI), Tc(VI), Sb(VI) i J(V).

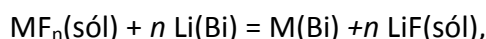


Rysunek 2. Stopień kondensacji niektórych fluorków w funkcji temperatury [5]

Różnice temperatur ulatniania się można będzie wykorzystać później do dalszej separacji poszczególnych składników. Część uranu a przede wszystkim protaktyn i tor zostają w soli.

Proces przedmuchiwania soli fluorem (i odzyskiwania uranu) można stosować i w dalszych etapach przeróbki.

Okazało się, że ciekły bizmut rozpuszcza metaliczne aktynowce (U, Pu, Pa, ..) a także Zr i Li. Nie wchłania, nie rozpuszcza zjonizowanych atomów aktynowców, zupełnie nie miesza się ze stopionymi fluorkami tych metali. Jeżeli znajdują się w jednym naczyniu roztopiony bizmut i roztopione sole z reaktora (np. $LiF\text{-}BeF_2\text{-}ZrF_4\text{-}ThF_4\text{-}UF_4$) to powstaną dwie warstwy z wyraźną granicą między nimi. Lit jest silnym reduktorem i wystarczy niewielka jego ilość w ciekłym bizmucie będącym w kontakcie ze stopionymi fluorkami by zachodziła reakcja



w wyniku której zawarty w soli metal M, na przykład uran przechodzi do bizmutu a lit odwrotnie, z bizmutu do soli. Proces ten nazywa się ekstrakcją redukcyjną a urządzenie, w którym ten proces przebiega ekstraktorem lub kontaktem. Po pewnym czasie część uranu przejdzie z soli do bizmutu a część litu z bizmutu do soli i ustali się równowaga. Definiuje się nawet współczynnik podziału - D - określający ile danego metalu M jest w bizmucie a ile jeszcze w soli.

$$D = \frac{X_M}{X_{MF_n}} = \frac{\text{ułamek molowy metalu M w Bi}}{\text{ułamek molowy metalu M w solach}}^1$$

Jeżeli stykające się ośrodki są względem siebie w ruchu, to równowaga nie może się ustalić między nimi i następuje ciągły przepływ uranu do bizmutu a litu do soli. Dla przyspieszenia procesu bizmut i sole poruszają się w przeciwnych kierunkach. Teraz ważne jest pytanie ile metalu (aktynowca) można wyekstrahować z soli wprowadzając do bizmutu pewną ilość litu, lub jaki jest współczynnik D dla danej ilości litu w bizmucie. Zgodnie z [6] wyraża się on wzorem:

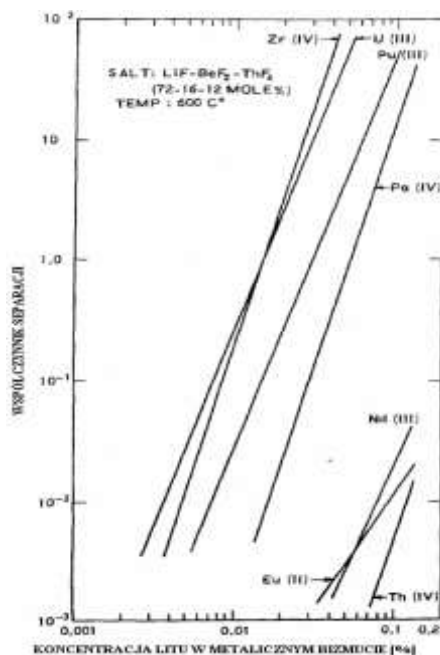
$$\log D = n \log X_{Li} + \log K'$$

gdzie K' jest pewną stałą charakteryzującą stan równowagi wyżej opisywanego układu. Oznacza to, że w skali logarytmiczno-logarytmicznej ta zależność ma charakter liniowy. Na rysunku 3 widać, że dla różnych metali ten współczynnik wygląda różnie, tzn. jedne metale przechodzą przez granicę ośrodków łatwiej niż inne. Tę różnicę będzie można wykorzystać do separacji metali.

¹ **Ułamek molowy** jest to rodzaj miary stężenia, który jest stosunkiem liczby moli danego składnika mieszaniny lub roztworu do sumy liczby moli wszystkich składników. Szczególnie niskie ułamki molowe są podawane w częściach na milion (ppm) lub nawet częściach na miliard (ppb). Ułamek molowy składnika A (x_A) w a-składnikowej mieszaninie wynosi:

$$x_A = \frac{n_A}{\sum_{i=1}^a n_i}$$

gdzie n_i jest liczbą moli substancji i . Suma ułamków molowych wszystkich składników roztworu jest równa jedności.

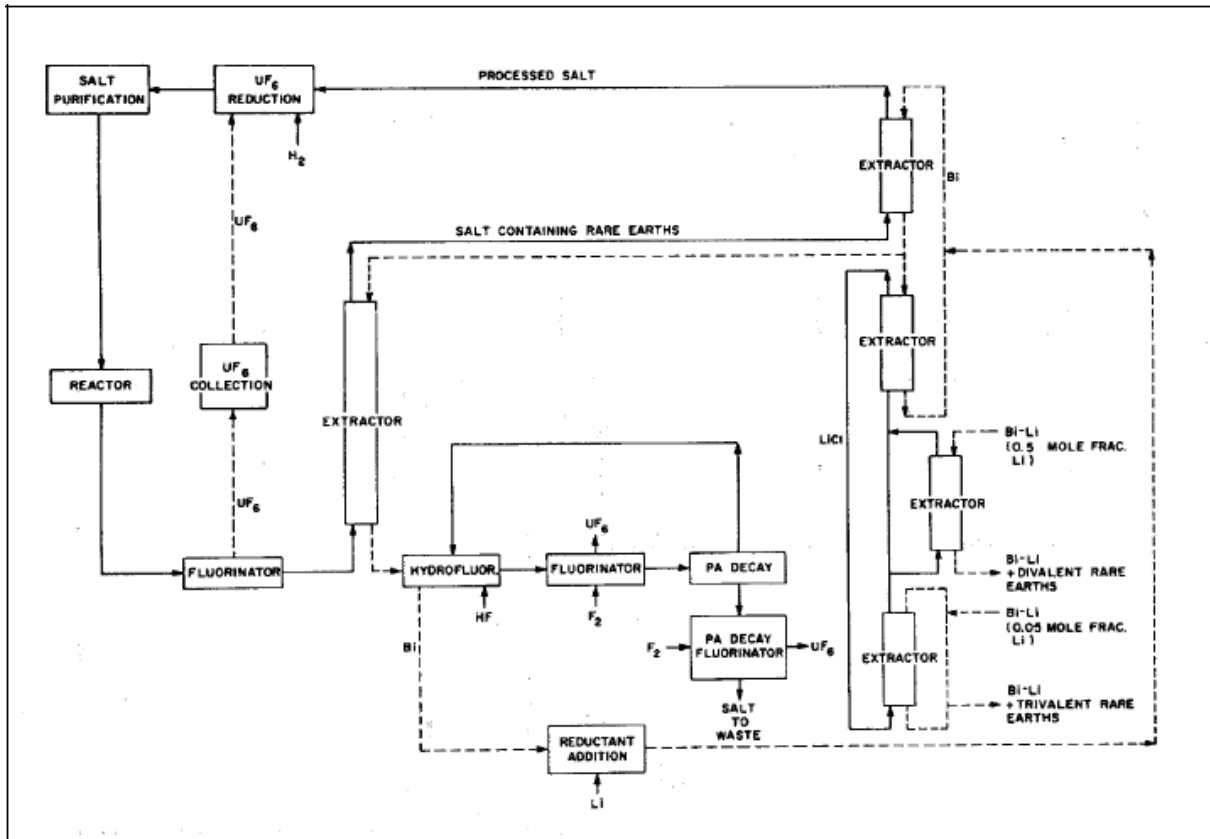


Rysunek 3. Współczynnik podziału dla różnych metali na granicy między ciekłym bizmutem z domieszką litu a stopem fluorków z obiegu pierwotnego (LiF-BeF₂-ThF₄-UF₄) w temperaturze 600 °C.

Jak widać na rysunku łatwo jest oddzielić Zr(IV), U(III), Pu(III) i Pa(IV) od Eu(II), Nd(III), Th(IV) i reszty lantanowców bo ich współczynniki podziału znacznie się różnią. Lantanowce Eu(II), Nd(III), Ce(III), La(III) oraz Sm(II), Eu(II), Ba(II) i Sr(II) mają małe, zbliżone do Th(IV) współczynniki podziału i zostają w soli. Ze względu na „toksyczność” lantanowców chcemy się ich pozbyć z soli a zachować tor. Dla zamknięcia cyklu przeróbki potrzebny jest jeszcze jakiś proces, który przeprowadzi te metale z bizmutu do soli. Można to zrobić przedmuchując bizmut fluorowodorem (hydrofluoryzacja) lub stosując elektrolizę. Hydrofluoryzacja przekształca zawarty w bizmucie metaliczny uran we fluorek UF₄, który przechodzi do soli. Elektrolizę przeprowadza się w komorze elektrolitycznej, w której na bizmut podaje się dodatni potencjał (anodę) a na sole ujemny (katoda). Anoda utlenia zawarty w bizmucie metaliczny uran, protaktyn do postaci U⁴⁺, Pa⁴⁺ co powoduje ich przejście do soli. Katoda zaś redukuje jony Li⁺ i Th⁴⁺ do postaci metalicznej Li i Th, rozpuszczalnej w bizmucie.

w którym każdy z omówionych wyżej procesów będzie stanowił tylko jedno ogniwo – rys. 4. Proces obejmuje:

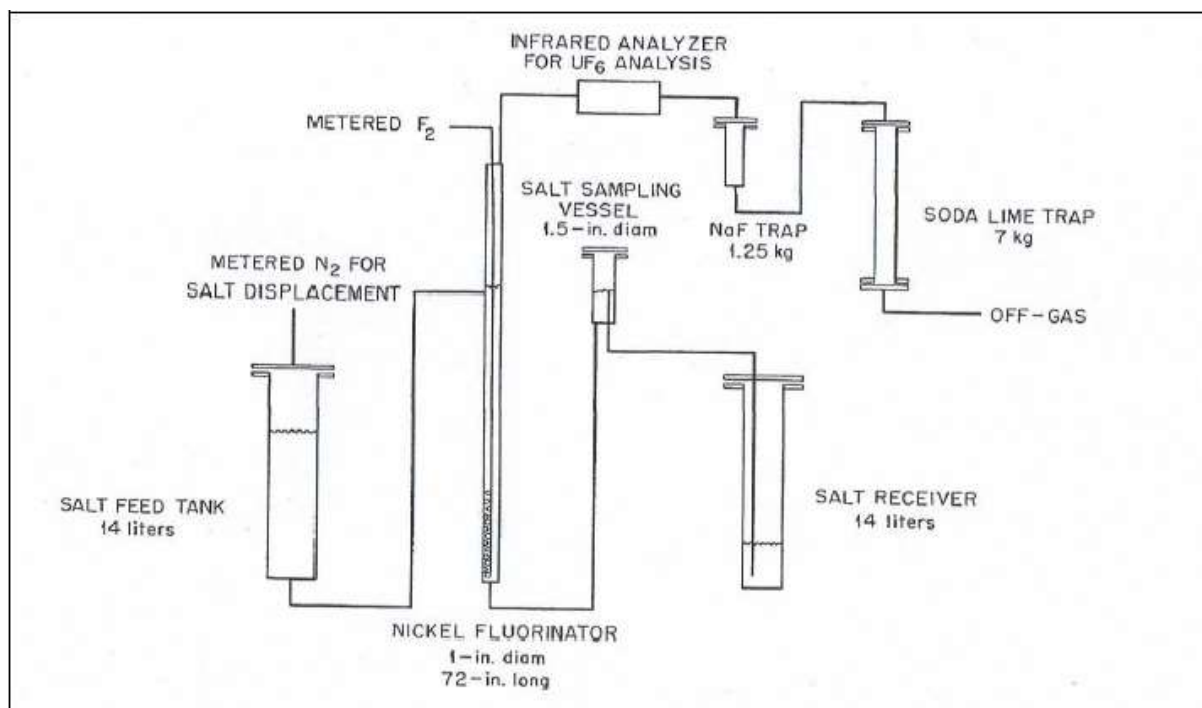
- wyprowadzanie soli paliwa poza reaktor
- odzyskiwanie zawartego w nim uranu (fluoryzacja)
- separację Pa-233 i wyczekiwanie na przejście Pa-233 w U-233
- usuwanie metali ziem rzadkich (lantanowce + skand + itr) III i II-wartościowych
- odzyskiwanie toru
- czyszczenie soli i wprowadzanie jej do reaktora



Rysunek 4. Uproszczony schemat procesu przeróbki paliwa wypalonego w reaktorze MSBR [2].

Schemat jest uproszczony co wcale nie znaczy, że prosty. Ma mało elementów regulacji. Proces jest bardzo wrażliwy na zmianę parametrów takich jak koncentracja litu, szybkość przepływu. Trudno będzie utrzymać go w ruchu gdyż małe zakłócenie może spowodować wypadnięcie ze stanu równowagi. Na pewno będzie trudno go uruchomić. Za to jeśli się uda, to uzyska się układ podobny funkcjonalnie do nerki w organizmie człowieka. Będzie się tylko dodawało tor do reaktora a poza energią będzie się otrzymywało stosunkowo niewielkie ilości odpadów radioaktywnych.

Powyższy schemat nie pokazuje jednego ważnego etapu – usuwania gazowych produktów rozszczepienia – Xe¹³⁵, Kr⁸⁵ i niektórych innych. Są to trucizny reaktorowe i ich obecność w reaktorze jest niepożądana. W MSBR planowano usuwać je metodą przedmuchiwania soli pęcherzykami helu. Hel prawie nie rozpuszcza się w solach (reaktora MSBR) a ulatniając się porywa ze sobą ww. gazowe produkty rozszczepienia. Wstrzykiwano go do soli w pompie obiegu pierwotnego a następnie kierowano do filtrów zawierających aktywny węgiel. Węgiel wyłapywał większość ksenonu i kryptonu a większość helu kierowana było znów do pompy z solą. Zamiast helu używano także argonu, który mniej się rozpuszcza we fluorkach. Przedmuchiwanie helem trwa krótko, około 1-ej minuty.

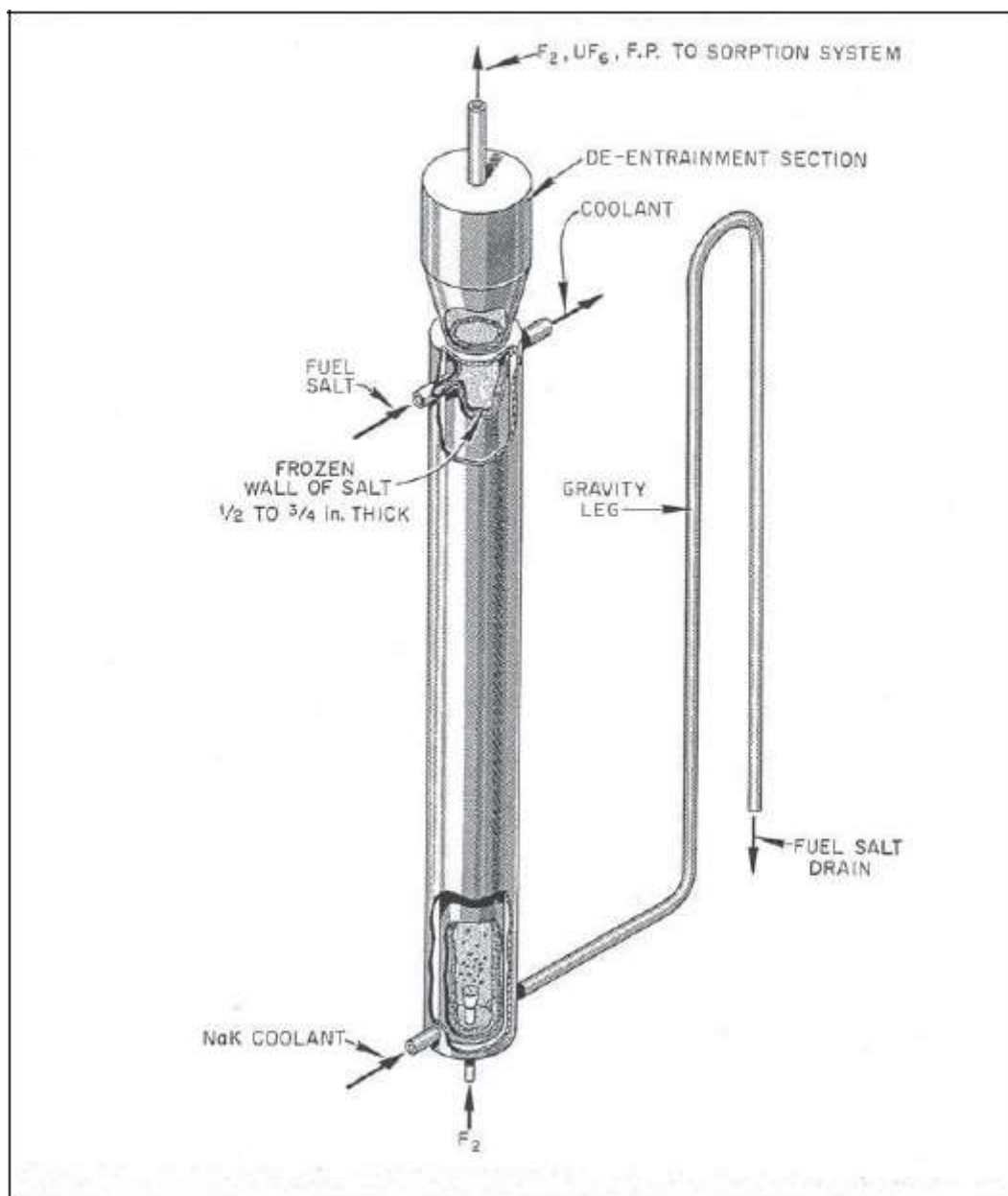


Rysunek 5. Schemat aparatury do fluoryzacji soli paliwa reaktora MSBR

W trakcie fluoryzacji soli – rys. 5 - UF_4 zawarty w soli reaguje z gazowym fluorem (F_2) przekształcając się w lotny UF_6 . Jednocześnie fluor utlenia do postaci gazowej Np, niektóre produkty rozszczepienia (I, Te, Ru, Nb) jak i niektóre składniki materiałów konstrukcyjnych reaktora (Cr, Mo). Ulatniające się gazy kierowane są do selektywnych pułapek zawierających fluorek sodu (NaF) w postaci pastylek. W temperaturze $100^\circ C$ UF_6 i część fluorku rutenu jest absorbowany przez NaF po czym kieruje się go do następnej pułapki gdzie w temperaturze $400^\circ C$ UF_6 ulatnia się a RuF_5 pozostaje w NaF. W trakcie fluoryzacji ulatnia się także neptun (Np) i ok. 90% plutonu jako PuF_6 i NpF_6 . Przedmuchiwanie sześćfluorków gazowym wodorem (H_2) redukuje je do postaci czterofluorków (UF_4 , PuF_4 , NpF_4), które mogą być zwrócone do reaktora. Reszta plutonu (10%), Pa233 i wszystkie cięższe aktywnowce pozostają w soli mimo fluoryzacji.

Trudność tej metody polega na tym, że zarówno fluor jak i UF_6 są bardzo korozyjne. Dla ochrony instalacji przed korozją stosowano technikę tzw. „zamrożonej ścianki” – rys. 6. Polega ona na tym, że ochładza się ścianki instalacji co powoduje osadzenie się na nich warstwy krystalicznych soli o grubości $1.5 \div 2$ cm. Fluoryzator składał się jakby z dwóch zbiorników wsadzonych jeden w drugi. W środku płynęła przerabiana sól o temperaturze $550-600^\circ C$ a między ściankami płynął stop sodu i potasu stanowiący chłodziwo. Wspomniana wcześniej zamrożona ścianka tworzyła się na środkowej ścianie zbiornika od strony soli.

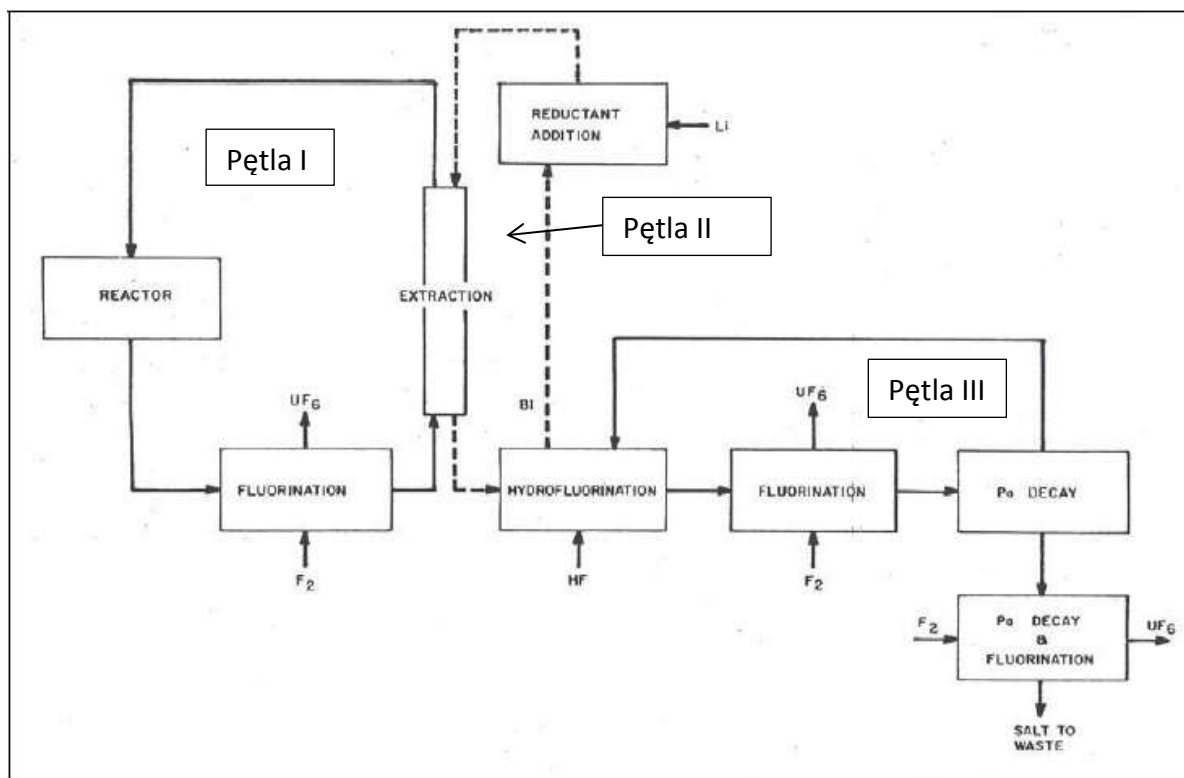
Zakładano, że w reaktorze MSBR będzie się przerabiało 56 cm^3 soli paliwa na sekundę co odpowiada 10 dniom potrzebnym na jednokrotną przeróbkę całego paliwa.



Rysunek 6. Fluoryzator – urządzenie do fluoryzacji soli reaktora MSBR

Schemat instalacji separacji protaktynu przedstawiony jest na rysunku 7. Składa się ona z trzech pętli. W 1-iej krążą sole paliwa z reaktora. W drugiej ciekły bizmut i w trzeciej sole protaktynu. Separacja protaktynu (Pa^{233}) od soli reaktora MSBR prowadzona była metodą ekstrakcji na granicy sól – ciekły bizmut z dodatkiem ekstraktora, litu. Ciekły bizmut krąży w pętli obejmującej ekstraktor, hydrofluoryzator i dozownik litu. Po przejściu przez ekstraktor ciekły bizmut wraz z metalicznym uranem, plutonem i protaktynem trafia do hydrofluoryzatora gdzie pod działaniem fluorowodoru ww. aktywności przekształcają się w czterofluorki i oddzielają od bizmutu. Trafiają do trzeciej pętli, w której krążą odseparowane fluorki aktywności. Krążący tu protaktyn przekształca się z półokresem 27 dni w U^{233} . Pętla zawiera także fluoryzator, który przekształca UF_4 w UF_6 . Resztki izotopów trafiają do odpadów. Zamiast hydrofluoryzatora można zastosować komorę elektrolityczną, w której na bizmut podaje się dodatni potencjał (anodę) a na sole ujemny (katoda). Anoda utlenia zawarty w bizmucie metaliczny uran, protaktyn do postaci U^{4+} , Pa^{4+} co powoduje ich

przejście do soli trzeciej pętli. Katoda zaś redukuje jony Li^+ i Th^{4+} do postaci metalicznej Li i Th, rozpuszczalnej w bizmucie.



Rysunek 7. Schemat separacji protaktynu metodą fluoracji i ekstrakcji redukcyjnej z soli reaktora MSBR [7].

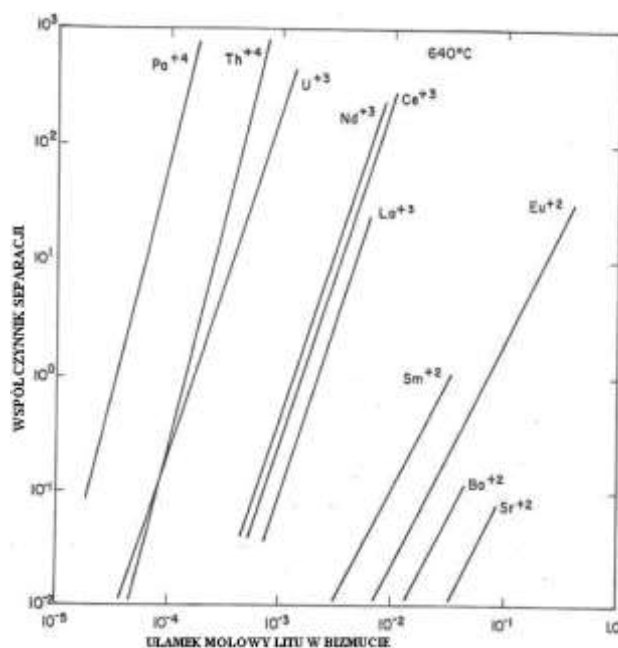
Przeprowadzone w ORNL analizy [6] wykazały silną wrażliwość systemu separacji Pa-233 na szybkość przepływu bizmutu. Gdyby w pętli III nie było fluoryzatora to zakres zmienności optymalnej szybkości byłby praktycznie zerowy. Zmniejszenie o 1% szybkości bizmutu w stosunku do optymalnej zwiększyłoby koncentrację Pa-233 w reaktorze 10-krotnie a zwiększenie o 1% zwiększyłoby 3-krotnie. Zastosowanie fluoryzatora, który usuwa z soli ok. 2% uranu poszerza obszar optymalnej szybkości przepływu do 0.6 gal/min, między 3.575 a 3.63 gal/min (1 gal/min \cong 4.55 l/min). Dalsze analizy wykazały, że jeżeli pokazaną na rys. 7 pętlę II przeorganizować tak, by zamiast jednego ekstraktora były w niej dwa 6-stopniowe a pętla III między nimi to koncentracja Pa-233 w zbiorniku chłodzenia będzie maksymalna a koncentracja Li i Th w bizmucie też osiągnie maksimum. Badania wykazały też, że koncentracja uranu w systemie separacji Pa-233 spada do 0.005 koncentracji jaka była w reaktorze gdy szybkość przepływu bizmutu jest nieco większa od minimalnej i maleje 400-krotnie przy zwiększeniu szybkości przepływu o 0.1%. Tak więc zastosowanie w pętli III niewielkiego fluoryzatora posiadającego miernik UF_6 na podczerwień – rys. 5 – pozwoli utrzymać koncentrację uranu na poziomie 0.007 wyjściowej i utrzymać proces separacji Pa-233 w ruchu. Analizy wykazały też, że gdyby w systemie zastosować komory elektrolityczne to potrzebny byłby prąd 10 000A. Przy osiągalnych obecnie gęstościach prądu 5000A/ft² system separacji Pa-233 wymagałby elektrod o powierzchni 4 ft² (\sim 0.38 m²).

Po separacji Pa-233 w soli są jeszcze metale ziem rzadkich i cenny materiał – tor (Th-232). Ich współczynniki podziału na granicy sól paliwa – bizmut są bardzo zbliżone i trudno je rozdzielić. Znalaziono inny ośrodek – chlorek litu – dla którego współczynniki podziału lantanowców III-wartościowych różnią się wyraźniej od współczynników dla II-wartościowych

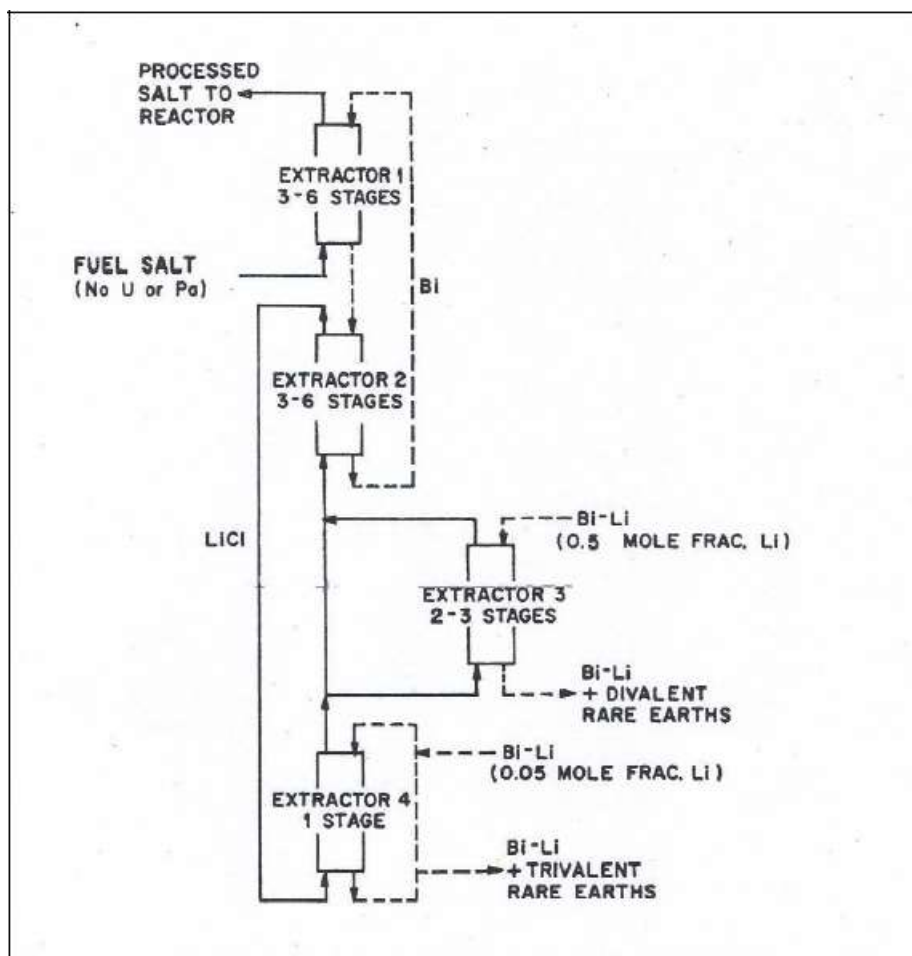
i od toru – rys. 8. Aby oddzielić lantanowce Nd(III), Ce(III), La(III) oraz Sm(II), Eu(II), Ba(II) i Sr(II) od Th(IV) i resztek aktynowców zaprojektowano dodatkowe kilka pętli w których bizmut stykał się z chlorkiem litu w temperaturze 640°C – rys. 9. W ekstraktorze 1 resztki U, Pa i ww. metale są ekstrahowane do bizmutu z którym przechodzą do ekstraktora 2. Tam przechodzą przez granicę Bi-LiCl do LiCl. Stopiony LiCl przenosi je na dwa następne zespoły ekstraktorów, w których LiCl styka się z ze stopionym bizmutem z dodatkiem Li. Oba zespoły różnią się między sobą koncentracją litu. W jednostopniowym ekstraktorze 4 o koncentracji litu 5% molowych następuje separacja trójwartościowych metali ziem rzadkich a w dwu-trójstopniowym ekstraktorze 3 o koncentracji litu 50% molowych następuje separacja do bizmutu dwuwartościowych metali ziem rzadkich. Nd(III) i Th(IV) wracają do ekstraktora 2, przez który trafiają do obiegu pierwotnego reaktora.

Opisany proces separacji produktów rozszczepienia od Nd i Th przebiega znacznie wolniej niż separacja U i Pa-233 w początkowej fazie procesu. By nie spowolnić całego procesu należy znacznie zwiększyć szybkość przepływu bizmutu. Stosunek szybkości przepływu bizmutu do szybkości soli powinien być rzędu 30-80. To może powodować zawirowania, mieszanie się obu substancji. Ewentualnie stosowane komory elektrolityczne będą trzy razy większe od tych w systemie separacji Pa-233. Powierzchnia ich elektrod będzie musiała być rzędu 1 m² każda.

Na rys. 10 pokazany jest bardziej szczegółowy schemat procesu przeróbki on-line paliwa reaktorów na stopionych solach. Podane są na nim także szybkości przepływu koncentracje poszczególnych metali i wydzielane ciepło na każdym z etapów.



Rysunek 8. Współczynniki podziału metali na granicy chlorek litu – bizmut [7].



Rysunek 9. Schemat aparatury do separacji metali ziem rzadkich od toru [7].

4. Podsumowanie

Opisany tu proces przeróbki on-line paliwa wypalonego został opracowany w latach 50-70-ych przez ORNL dla potrzeb projektowanego reaktora MSBR. Był sprawdzony tylko na skalę laboratoryjną i tylko we fragmentach. Nigdy z reaktorem. Trzeba jeszcze poświęcić wiele czasu, wysiłku i pieniędzy by można go było realnie wykorzystać. Niemniej jego opracowanie jest na tyle zaawansowane, że jeszcze długo będzie on procesem odniesienia dla innych opracowań.

Przeróbka on-line jest niezbędna by reaktor na stopionych solach stał się reaktorem powielającym. Wymagane cykle to: 10 dni na przeróbkę całego paliwa, ponad 200 dni magazynowania Pa-233 aż przekształci się w U-233.

Proces przeróbki prowadzony metodą pirochemiczną, w wysokich temperaturach - 600°C i więcej dzięki czemu paliwo prawie nie wymaga chłodzenia i proces może być prowadzony on-line.

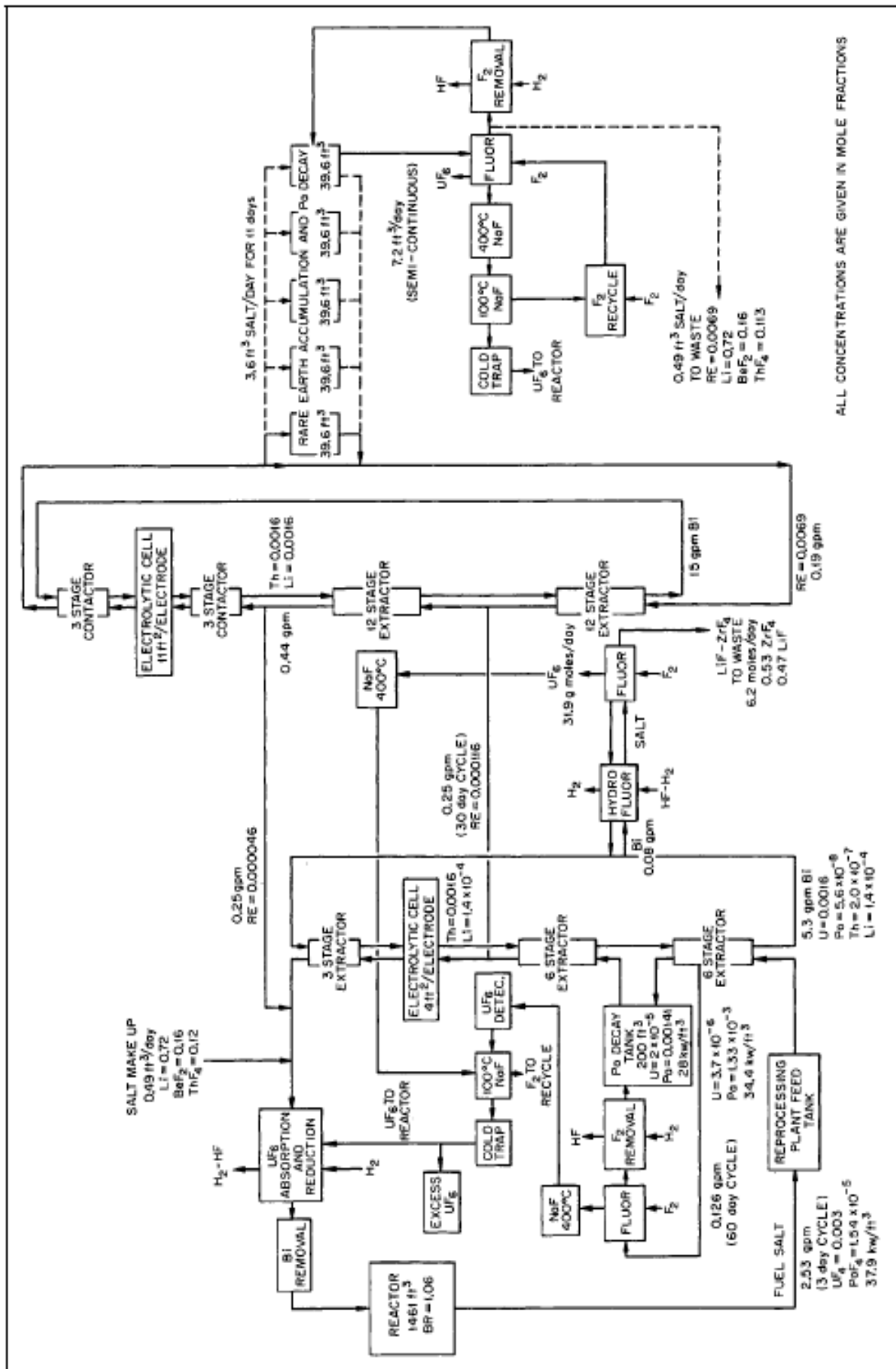
Proces wykorzystuje następujące pod-procesy

- separacja uranu z soli metodą fluoryzacji
- ekstrakcja redukcyjna metali z soli do bizmutu na granicy ciekły bizmut – sole paliwa (fluorki)

PALIWO JĄDROWE

- hydrofluoryzacja i elektroliza dla przeprowadzenia metali z bizmutu do soli

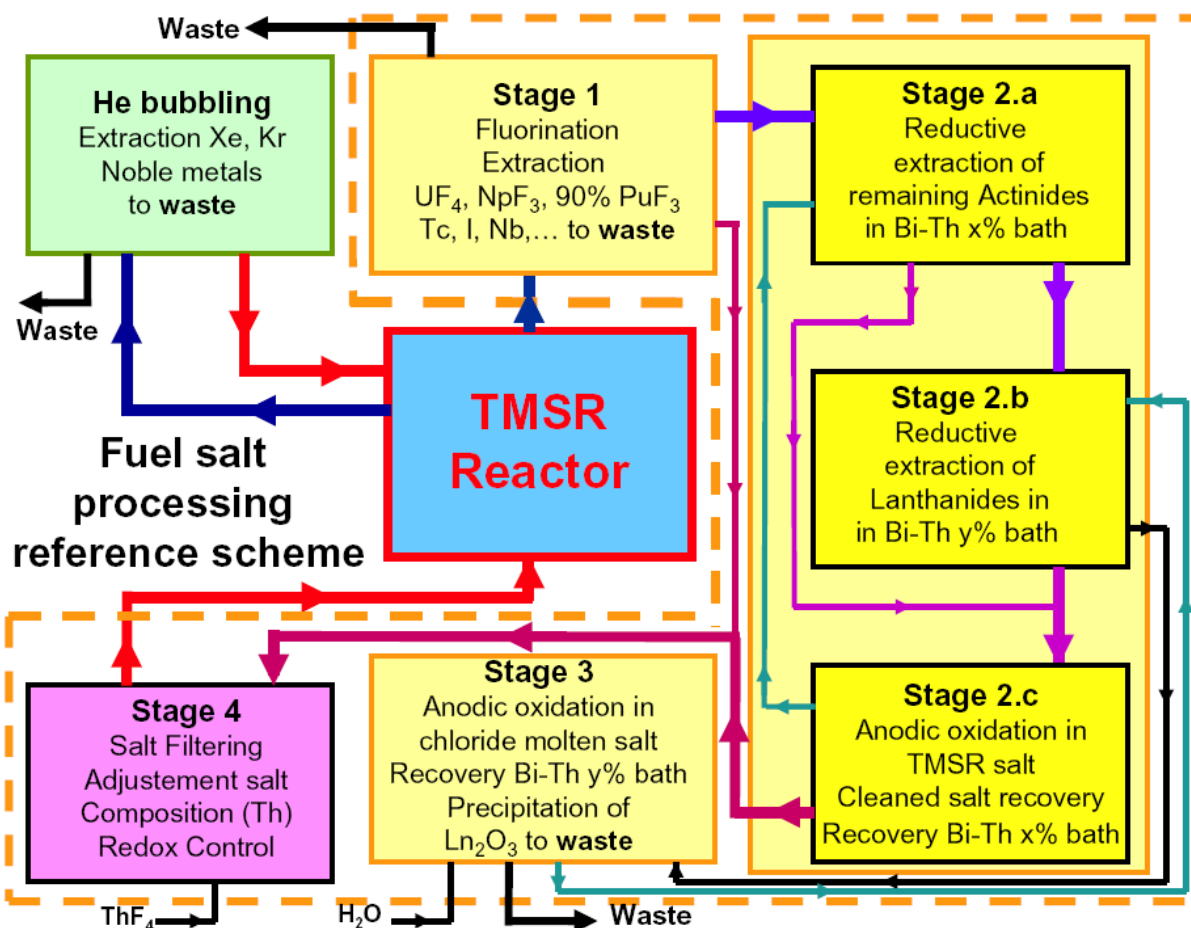
Proces przeróbki online będzie się odbywał w budynku reaktora.



Rysunek 10. Bardziej szczegółowy schemat przeróbki online paliwa w reaktorze MSBR. Koncentracje podane są w ułamkach molowych [6].

Literatura:

1. IAEA-TECDOC-1450 - Thorium fuel cycle — Potential benefits and challenges, May 2005
2. WASH-1222 – An Evaluation of the Molten Salt Breeder Reactor, September 1972.
3. Assessment of Liquid Salts for Innovative Applications – ALISIA - DELIVERABLE (D-50) - REVIEW REPORT ON LIQUID SALTS FOR VARIOUS APPLICATIONS; O. Benes, C. Cabet, S. Delpech, P. Hosnedl, V. Ignatiev, R. Konings, D. Lecarpentier, O. Matal, E. Merle-Lucotte, C. Renault, J. Uhlir; February 20, 2009 (version V4)
4. Dr. S.J. Heyes; University of Oxford; <http://www.chem.ox.ac.uk/icl/heyas/LanthAct/A7.html>
5. J. Uhlir et al. – Development of Fluoride Volatility Reprocessing Technology, IPRC 2010, Dimitrovgrad, Russia, Nov 29 – Dec 3, 2010.
6. M. E. WHATLEY et al. ENGINEERING DEVELOPMENT THE MSBR FUEL RECYCLE; NUCLEAR APPLICATIONS & TECHNOLOGY VOL. 8, FEBRUARY 1978
7. MSR TECHNOLOGIE Zhodnocení vývoje solných reaktorů odpovídajících technologií přepracování vyhořelého jaderného paliva Ústav jaderného výzkumu Řež a.s. Ing. Jan Uhlíř, CSc., Ing. Pavel Souček, Listopad 2003)
8. PYROREP – Pyro-metallurgical Processing Research Programme Final Report – October 2003



Rysunek 11 Schemat ogólny wzorowanego na MSBR procesu przeróbki paliwa reaktora TMSR-NM, Francja

(źródło The CNRS Research Program on the Thorium Cycle and the Molten Salt Reactors, June 2008)

Kjell Andersson,

Karita Research, Szwecja,

Email: kjell.andersson@karita.se

Witryna projektu: <http://www.ippaproject.eu/>



koordynator projektu IPPA:

- The IPPA Project (Implementing Public Participation Approaches in Radioactive Waste Disposal)
- Program porozumienia społecznego wokół budowy składowisk odpadów promieniotwórczych

(Tłumaczył z angielskiego Jerzy Chmielewski)

WPROWADZANIE W ŻYCIE SPOŁECZNEGO UDZIAŁU W PROGRAMACH ZAGOSPODAROWANIA ODPADÓW PROMIENIOTWÓRCZYCH – PROJEKT BADAWCZY UNII EUROPEJSKIEJ

Warunkiem wstępnym do racjonalnego podejmowania decyzji jest świadomość wszystkich związanych z tym aspektów, nie tylko opartych na faktach, lecz również dotyczących zagadnień wartościujących. Energia jądrowa wprowadza wprawdzie pewne ryzyko, ale jednocześnie redukuje zagrożenia innego rodzaju, właściwe innym źródłom energii. Wszelkiego rodzaju wytwarzanie energii posiada własny *profil ryzyka i korzyści*, jednakże polityka energetyczna obejmuje również inne czynniki natury politycznej, takie jak np. dążenie do zwiększenia niezależności w zaopatrywaniu kraju w energię.

Paradoks informacyjny

Kontekst podejmowania decyzji w sprawach tak kontrowersyjnych jak energia jądrowa pojawia się nie tylko w przypadku ekspertów, ale również grup nacisku interesariuszy, lobbystów oraz zależy od dużej aktywności mediów. Na pozór nieograniczona ilość informacji dostępnej w Internecie oraz stały strumień informacji medialnych nie ułatwiają decydentom, czy też laikom uzyskiwania jasnego obrazu tych spraw. Zwykły obywatel, który powinien być dobrze poinformowany, zostaje przeładowany informacją, mając za mało czasu na ocenę jej jakości i z trudem może zorientować się, które ze źródeł informacji może uznać jako godne zaufania. Ten obszar jest otwarty dla nadawców informacji, usiłujących wzbudzać zainteresowanie szerokiego kręgu decydentów i społeczeństwa, czasami metodą wykorzystywania argumentów emocjonalnych. Istnieje pewien **paradoks informacyjny** – z jednej strony nieograniczony dostęp do informacji w sensie ilościowym, a z drugiej małe szanse na ich uporządkowanie, czyli na uzyskanie rzetelnej wiedzy.

Potrzeba udziału społeczeństwa i zaangażowanie interesariuszy

Do podejmowania odpowiedzialnych decyzji niezbędne jest posiadanie możliwie najbardziej jasnego obrazu wszelkich możliwych aspektów odnośnie elementów naukowych i technicznych, a także aspektów dotyczących ich wartościowania. Aby to osiągnąć, potrzebni są interesariusze na różnych stanowiskach i o różnym znaczeniu, mogący wносить do publicznej debaty własne argumenty. Ostatecznym celem powinno być zwiększenie świadomości zarówno decydentów (w szczególności polityków od spraw energetyki) oraz obywateli. Co więcej, długotrwałe i proaktywne zaangażowanie społeczne w procesy decyzyjne sprawia, że stają się one bardziej stabilne, ponieważ taki udział stanowi upoważnienie dla tak kluczowych aktorów, jak samorzady miast, oraz chroni ich przed szkodliwym rozpraszaniem się podczas krytycznych faz procesu podejmowania decyzji politycznych. Procesy udziału i ich przejrzystość powinny być powiązane z istniejącymi strukturami podejmowania decyzji politycznych przy czym IPPA może wskazywać kierunek działania demonstrując to w praktyce.

Projekt IPPA, idea bezpiecznych przestrzeni oraz proces RISCOCM

Projekt IPPA dostarcza uczestnikom informacji o procesach społecznego udziału oraz daje przegląd teoretycznych osiągnięć i praktycznych doświadczeń programów badawczych i narodowych. Zgodnie z tym co sugeruje akronim IPPA (*Implementing Public Participation Approaches* - czyli Wdrażanie polityki współuczestnictwa społecznego) bardziej chodzi o skoncentrowanie się na praktycznym wprowadzaniu metod partycypacyjnych aniżeli na badaniach naukowych.

Od chwili wprowadzenia Procesu RISCOCM (Process Safety and Risk Conculatants) w Republice Czeskiej ten rodzaj procesu, w którym wszyscy interesariusze mogą brać udział nie będąc zobowiązani do znalezienia wspólnego rozwiązania, nazywa się Bezpieczną Przestrzenią. W projekcie IPPA takie podejście do społecznego zaangażowania jest wdrażane z wykorzystaniem procesu RISCOCM.

Proces RISCOCM i inne sposoby podejścia do społecznego zaangażowania wprowadzane są w pięciu programach dotyczących zagospodarowania odpadów radioaktywnych w krajach Europy Centralnej i Wschodniej (Republika Czeska, Polska, Rumunia, Słowenia i Słowacja). Projekt ten bada

również transgraniczne wprowadzanie do praktyki Dyrektyw Unii Europejskiej dotyczących Oceny Wpływu na Środowisko (EIA - Environmental Impact Assessment) oraz Strategicznej Oceny Oddziaływania na Środowisko (SEA - Strategic Environmental Assessment), jak również Konwencji z Aarhus. Ponadto projekt ten rozpatruje, jak mogą być prowadzone negocjacje na poziomie lokalnym odnośnie rekompensat i wartości dodanej, związanych z lokalizacją składowisk odpadów radioaktywnych. Opisane zostały kluczowe sposoby podejścia oraz analizy przypadków przygotowane w Czeskiej Republice, Polsce i Słowenii pomocne przy formułowaniu identyfikacji zagadnień, które powinny być rozpatrzone przy przedstawianiu podejścia odnośnie wartości dodanej.

Cele IPPA Projektu:

1. Przetestowanie i implementacja nowatorskiego podejścia przy uświadamianiu ryzyka oraz społecznego udziału odnośnie programów rozwoju składowisk odpadów promieniotwórczych.
2. Zapewnienie kierowania dalszym postępowaniem spraw poprzez wskazywanie drogi naprzód oraz sugerowanie konkretnych planów tworzenia "bezpiecznej przestrzeni" dla partycypacji i przejrzystości
3. Zbadanie w jaki sposób procesy dotyczące partycypacji i przejrzystości, wykorzystywane na szczeblu krajowym, mogą być wykorzystane w kontekście ogólnokrajowym i międzynarodowym dla uzyskania postępu w sprawach wspólnego zainteresowania.
4. Wyjaśnienie różnych sposobów podejścia do wartości dodanej w celu upełnomocnienia interesariuszy, włącznie z wdrażającymi i wspólnotami, oraz zwiększanie ich świadomości co do tego, jak te sposoby podejścia mogą być wykorzystane.
5. Opracowanie i przeanalizowanie szerokiego spektrum procesów w zakresie uczestnictwa oraz przejrzystości, celem dostarczenia ramowego programu gromadzenia podstawowej wiedzy, a także zestawu narzędzi dla potrzeb praktycznego kierowania.
6. Dalszy rozwój i wdrażanie nowych metod zapełniania luki między badaniami i wdrożeniami.

W skład Konsorcjum IPPA wchodzi 16 organizacji z 12 krajów. Łącznie reprezentują one badania prowadzone na uczelniach i w innych instytucjach naukowo-badawczych, firmy doradcze, jednostki odpowiedzialne za gospodarkę odpadami jądrowymi oraz organizacje pozarządowe (NGO - Non-governmental Organisations). Uczestnicy posiadają przygotowanie i wiedzę specjalistyczną w szerokim spektrum dziedzin takich jak fizyka, geologia, inżynieria jądrowa, zagospodarowanie odpadów radioaktywnych, nauka o ochronie środowiska, ocena wpływu na środowisko, polityka środowiskowa, socjologia, ekonomia oraz sprawy międzynarodowe.

Numer uczestnika	Lista uczestników IPPA	Skrócona nazwa	Kraj
1	Karita Research AB Koordynator	Karita	Szwecja
2	Instytut Badań Jądrowych	NRI	Czechy
3	Radioactive Waste Repository Authority	RAWRA	Czechy
4	Galson Sciences	GSL	UK
5	Uniwersytet Tampere	UTA	Finlandia
6	Instytut Ekologii Stosowanej	Oeko	Niemcy

7	DECOM	DECOM	Słowacja
8	Uniwersytet Matej Bel Banská Bystrica	MBU	Słowacja
9	MUTADIS CONSULTANTS SARL	MUTADIS	Francja
10	Instytut Chemii i Techniki Jądrowej	ICH TJ	Polska
11	Instytut Energii Atomowej	IEA	Polska
12	Uniwersytet Lublana	UNILJ	Słowenia
13	Instytut Badań Jądrowych	INR	Rumunia
14	Rumuńskie Towarzystwo Energii Jądrowej	AREN	Rumunia
15	Regionalne Centrum Ekologiczne na Europę Środkową i Wschodnią	REC	Węgry
16	Centrum Studiów nad Demokracją	CSD	Bułgaria

Skoncentrujemy się na pięciu krajach

Wykorzystując różnego rodzaju działalność wdrożeniową, IPPA będzie wspomagać rozwój państwowych programów gospodarki odpadami promieniotwórczymi poprzez zwiększanie świadomości decydentów, interesariuszy i społeczeństwa. Będzie istniało swojego rodzaju sprzężenie zwrotne na specyficzną dla danego kraju bazę procesów społecznego udziału, będą sugerowane zmiany konieczne dla ulepszeń i sposobów postępowania ukierunkowanych na zwiększania świadomości społecznej i zrozumienie ryzyka związanego z zagospodarowaniem odpadów radioaktywnych.

W Republice Czech projekt IPPA wywodzi się z wprowadzania Procesu RISCOSM podczas wcześniejszego projektu ARGONA. W pierwszej fazie (poprzedzającej porozumienie) została założona Grupa Wzorcową RISCOSM z udziałem głównych interesariuszy. Grupa ta uzgodniła strukturę zaplanowanego toku porozumień. W drugiej fazie (fazie nauki) odbyło się w maju 2009 roku publiczne posiedzenie – *„Lokalizacja składowiska - Wznowienie badań geologicznych w rejonach wybranych dla głębokiego składowiska geologicznego”*. W tej fazie oceny uzgodniono, że „model RISCOSM okazał się bardzo odpowiednim narzędziem” i że działania zainicjowane w ramach projektu ARGONA powinny być kontynuowane. W listopadzie 2009 roku odbyła się Międzynarodowa konferencja pod hasłem *„Rozwaga – Droga do Głębokiego Składowiska Geologicznego”*. W czerwcu 2010 odbyła się dyskusja okrągłego stołu z czeskimi interesariuszami, która doprowadziła do utworzenia *„Niezależnej Grupy Roboczej w sprawie Dialogu na temat Głębokiego Składowiska”*. Celem tej Grupy roboczej było zdefiniowanie zadowalających dróg i kryteriów dla dokonania wyboru odpowiedniej lokalizacji dla głębokiego składowiska i stworzenie przejrzystego procesu, który w wystarczającym stopniu respektowałby interesy społeczeństwa. Grupa robocza podjęła szereg akcji i między innymi w kwietniu 2012 roku zorganizowała w Parlamencie Republiki Czech seminarium *„Miejsce społeczności lokalnych w procesie wyboru lokalizacji dla głębokiego składowiska geologicznego”*. Publiczne debaty, przesłuchania i debaty „okrągłego stołu” prowadzone są na szczeblu lokalnym i ogólnonarodowym, a wszystko to ma miejsce we współpracy z projektem IPPA.

W Słowacji planuje się, że projekt IPPA stworzy sprzyjające warunki dla szerokiego i efektywnego udziału społeczeństwa w przyszłych procedurach podejmowania decyzji odnośnie programu zagospodarowania odpadów radioaktywnych. W Słowenii dokonano przeglądu warunków

dla efektywnego udziału społecznego i wyjaśniono możliwości ulepszenia Słoweńskiej praktyki oraz pokonania mogących pojawić się przeszkód. Proponowana jest nowa forma lokalnego partnerstwa. W Rumunii projekt IPPA udzielił lokalnym społecznościom metodologicznego wsparcia, zwiększając rolę lokalnych wypowiedzi w procesach podejmowania decyzji. Zidentyfikowany został zbiór barier działających przeciwko społecznemu udziałowi w podejmowaniu decyzji dotyczących odpadów radioaktywnych i zaproponowano nowy program porozumienia, lepiej przystosowany do rzeczywistych potrzeb wspólnoty mieszkańców rejonu Saligny-Cernavoda, który jest rozważany jako możliwa lokalizacja składowiska dla nisko- i średnioaktywnych odpadów promieniotwórczych.

IPPA w Polsce

Głównym celem wdrażania Procesu RISCUM w Polsce jest zwiększanie świadomości co do różnych aspektów dotyczących wyboru odpowiedniego miejsca dla nowego składowiska nisko- i średnioaktywnych odpadów promieniotwórczych. Pomysł ma na celu poprawę warunków dla zapewnienia przejrzystości oraz aktywnego zaangażowania ogółu społeczeństwa do procesu podejmowania decyzji.

Zamierzenie to polega na odświeżeniu i poprawie istniejących zdolności do porozumiewania się między sobą głównych aktorów w obszarze techniki jądrowej, poszerzenie spektrum potencjalnych uczestników polskiego programu jądrowego oraz szkolenie kadr pracowników naukowych i studentów w zakresie sposobów nowoczesnego podejścia i modeli udziału w procesach podejmowania decyzji oraz dialogu.

Grupa Wzorcowa IPPA w Polsce kieruje się procedurami Procesu RISCUM. Oznacza to, że Strony reprezentowane w Grupie Wzorcowej zawarły między sobą wzajemne Porozumienie, które obejmuje cel projektu, jego organizację oraz zadania do wykonania, refundację ekonomiczną i sprawozdawczość.

W tym Porozumieniu mówi się w szczególności, że proces ten ma na celu jedynie wyjaśnienie zagadnień i stworzenie wzajemnego zrozumienia, natomiast nie służy do jakiegokolwiek rzeczowego, czy też proceduralnego wspólnego podejmowania decyzji, umożliwiając ten sposób udział szerokiego spektrum organizacji bez stwarzania zagrożenia dla ich autonomii i niezależności. W Porozumieniu mówi się również o tym, że ta grupa powinna zaplanować otwarty i systematyczny program działalności IPPA, jaki powinien mieć miejsce w Polsce, włączając w to posiedzenia RISCUM, z możliwym wsparciem grup roboczych oraz seminariów, warsztatów i działalności szkoleniowej. Dotychczas przeprowadzane były już warsztaty i szkolenia, zaś w dniu 8 maja 2013 roku odbyło się posiedzenie na temat "Czy Polska potrzebuje nowego składowiska niskoaktywnych odpadów promieniotwórczych?"

W Polsce kierownikami projektu IPPA są Grażyna Zakrzewska-Trznadel z Instytutu Chemii i Techniki Jądrowej oraz Bogumiła Mysłək-Laurikainen z Narodowego Centrum Badań Jądrowych

Grupa Wzorcowa IPPA RISCUM w Polsce

1. *Instytut Chemii i Techniki Jądrowej*
2. *Narodowe Centrum Badań Jądrowych*
3. *Państwowy Instytut Geologiczny – Państwowy Instytut Badawczy*
4. *Ministerstwo Gospodarki - Department Energii Jądrowej*
5. *Główny Inspektorat Ochrony Środowiska*
6. *Zakład Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych (ZUOP)*
7. *PGE S.A. Nuclear Energy*
8. *Urząd Gminy Różan*
9. *Collegium Civitas (Katedra Sociologii)*
10. *Polskie Towarzystwo Nukleoniczne*
11. *Stowarzyszenie Ekologów na Rzecz Energii Nuklearnej (SEREN)*
12. *Instytut Ochrony Środowiska, Politechnika Warszawska*
13. *Wydział Matematyczno-Fizyczny, Uniwersytet Szczeciński*
14. *Obserwator: Polski Klub Ekologiczny – Okręg Górnośląski*

Osiągnięcia

Projekt IPPA kończy się w grudniu 2013 roku, natomiast Podsumowująca Konferencja Uczestników odbędzie się w Pradze w dniach 1-2 października 2013 roku. Jest jeszcze zbyt wcześnie na podsumowywanie wyników, ale z pewnością w kilku krajach IPPA zostały już przeanalizowane warunki efektywnego społecznego udziału oraz zidentyfikowane zostały możliwości dalszej poprawy stanu. Projekt IPPA stał się również katalizatorem dla zaistnienia takiej poprawy. Baza wiedzy dla procesów uczestnictwa oraz swoisty "zestaw narzędzi" do korzystania z niej, są w trakcie opracowywania, a będzie to ważnym elementem informacji dla przyszłego rozwoju praktycznych wytycznych. Co więcej, lokalne społeczności mogą być upoważnione do działania objaśnieniami dotyczącymi możliwości i ograniczeń różnych "podejść do wartości dodanej".

Istnieje również cały szereg inspirujących wyzwań, na które ten projekt z trudem miał czas i zasoby aby móc się nimi zająć. Jednym z nich jest praktyczny związek pomiędzy "procesami udziału" i rzeczywistym podejmowaniem decyzji prawnych i politycznych. Ponadto bardzo potrzebne wydaje się wprowadzanie bezpiecznej przestrzeni ponad granicami państwowymi i IPPA dysponuje pewną metodologią, jednakże zagadnienia te są delikatne pod względem politycznym i wymagają czasu, aby interesariusze mogli do nich dojrzeć.



Andrzej Suda

TRAKTAT O CAŁKOWITYM ZAKAZIE PRÓB Z BRONIĄ JĄDROWĄ — NIEDOKOŃCZONY ROZDZIAŁ ROZBROJENIA NUKLEARNEGO.

Okres "zimnej wojny" i dążenie do rozbudowy arsenałów atomowych przez wielkie mocarstwa nie sprzyjały pracom nad stworzeniem układu regulującego wstrzymanie prób jądrowych.

Pierwszymi sukcesami społeczności międzynarodowej dążącej do eliminacji broni jądrowej, choćby była ona tylko częściowa, było podpisanie znaczących międzynarodowych traktatów: w 1963 r. Układu o zakazie doświadczeń z bronią jądrową w atmosferze, przestrzeni kosmicznej i pod wodą¹ (*Partial Test Ban Treaty* - PTBT) oraz w 1968 r. Układu o nierozprzestrzenianiu broni jądrowej² (*Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons* - NPT).

Układy te nie rozwiązały jednak zasadniczych spraw związanych z kontrolą zbrojeń jądrowych i rozbrojeniem. Pierwszy z nich - PTBT - dopuszczał dokonywanie jedynie podziemnych prób jądrowych. Tak więc jego skuteczność w zahamowaniu rozwoju broni jądrowych była ograniczona, zwłaszcza, że ani Francja ani Chiny³ nie podpisały go. Drugi - NPT - dość skutecznie zapobiega rozprzestrzenianiu broni atomowej i związanej z nią technologii jądrowej, promując jednocześnie współpracę międzynarodową w zakresie jej pokojowego wykorzystania.

Toczące się od 1982 r. na forum Konferencji Rozbrojeniowej w Genewie w ramach grupy roboczej dyskusje nt. zakazu wszelkich testów broni nuklearnych kończyły się na formalnych sporach uniemożliwiających uzgodnienie mandatu dla dalszych działań. Sytuacja uległa zmianie na przełomie 1991 i 1992 r., na skutek nacisków grupy państw oraz organizacji pozarządowych podczas i po konferencji państw-stron układu PTBT dotyczącej przekształcenia go w traktat wprowadzający całkowity zakaz jakichkolwiek prób z bronią jądrową w jakimkolwiek środowisku. Negocjacje które zostały ostatecznie podjęte w lutym 1994 r. na forum Konferencji Rozbrojeniowej doprowadziły do wypracowania tekstu, jednakże nie udało się osiągnąć konsensusu odnośnie jego powszechnego przyjęcia. Sprawę przekazano Zgromadzeniu Ogólnemu Organizacji Narodów Zjednoczonych, które w dniu 10 września 1996 r. olbrzymią większością ponad 2/3 głosów uchwaliło rezolucję⁴ (A/RES/50/245) przyjmującą Traktat o całkowitym zakazie prób z bronią jądrową

Traktat o całkowitym zakazie prób z bronią jądrową (*Comprehensive Nuclear-Test-Ban Treaty* - CTBT) zawarty na czas nieokreślony, został otwarty do podpisu 24 września 1996 r. Wg. stanu na 9 kwietnia 2012 r. na 193 państw ONZ, Traktat podpisało 183 państw, ratyfikowało 157, nie podpisało 13 państw, a 39 nie ratyfikowało. Polska podpisała CTBT 24 września 1996 r., a ratyfikowała 25 maja 1999 r.

Dotychczas Traktat nie wszedł jednak w życie, gdyż zgodnie z Art. XIV warunkiem tego jest jego ratyfikacja przez wszystkie z 44 państw wymienionych w Aneksie II⁵. Jednocześnie w Art. XIV par. 2 przewidziano, iż jeśli Traktat nie wejdzie w życie w ciągu 3 lat po jego otwarciu do podpisu depozytariusz zwoła konferencję państw, które go ratyfikowały aby ocenić możliwości

przyspieszenia procesów ratyfikacyjnych, a tym samym jego wejścia w życie. Zgodnie z decyzjami państw-stron Traktatu co dwa lata organizowane są tzw. Konferencje ws. Przyspieszenia Wejścia w Życie Traktatu (*Conference on Facilitating Entry into Force of the CTBT*) zwane również „Konferencjami Art. XIV CTBT”. Dotychczas odbyło się siedem takich konferencji. Ponadto w tych latach gdy nie są organizowane Konferencje Art. XIV, na marginesie obrad Zgromadzenia Ogólnego ONZ odbywają się spotkania Ministrów Spraw Zagranicznych Państw - Stron CTBT (*Ministerial Meetings*), których celem jest zwrócenie uwagi na konieczność przyspieszenia procesów ratyfikacyjnych przez państwa, które dotychczas tego nie uczyniły, a tym samym wejścia w życie Traktatu. Ostatnie takie spotkanie odbyło się 27 września 2012 r.

Traktat składa się z preambuły, 17 artykułów, dwóch aneksów oraz będącego jego integralną częścią Protokołu składającego się z trzech części i dwóch aneksów. Do Traktatu załączone są również dwa aneksy; w Aneksie I do wymienione zostały państwa, wg podziału geograficznego, dla celów związanych z wyborem Rady Wykonawczej; Aneks II zawiera listę 44 państw, które muszą ratyfikować Traktat aby wszedł on w życie (patrz wyżej).

W odniesieniu do Protokołu, to jego Część I dotyczy Międzynarodowego Systemu Monitorowania (*International Monitoring System - IMS*) jego funkcjom i Międzynarodowego Centrum Danych (*International Data Centre - IDC*); Część II – poświęcona jest inspekcjom na miejscu (*On-Site Inspections - OSI*) i reguluje m.in. działania inspekcyjne, ich zasady, przebieg, techniki inspekcyjne, dostęp do obiektów i zbieranie próbek; Część III - Środkom budowy zaufania (*Confidence-Building Measures - CBMs*). Ponadto Protokół ma dwa załączniki, z których Aneks 1.- dotyczy listy stacji monitorujących, a Aneks 2. - kryteriów charakterystycznych dla standardowej klasyfikacji wydarzeń przez Międzynarodowe Centrum Danych.

Traktat o całkowitym zakazie prób z bronią jądrową **wprowadza bezwarunkowy zakaz przeprowadzania przez Państwa - Strony wszelkich eksplozji nuklearnych**, bez względu na to czy są przeprowadzane w celach wojskowych czy pokojowych. Zakazuje również zachęcania do dokonywania jak również uczestniczenia w eksplozjach przeprowadzanych przez inne państwa - nie będące stroną CTBT. Tak więc, ostatecznym rezultatem całkowitego zakazu jakichkolwiek prób broni jądrowej, w jakimkolwiek środowisku, ma być zapobieżenie rozwojowi oraz jakościowemu ulepszaniu broni jądrowej i ostatecznemu wejściu w życie zakazu rozwoju nowych, bardziej zaawansowanych jej typów.

Traktat określa sposoby reagowania na przypadki naruszenia jego postanowień, kwestie rozstrzygania sporów, sposoby zapewnienia zgodności postępowania z jego zapisami, włączając w to ograniczenie korzystania z wynikających z Traktatu praw i przywilejów, a także możliwość zastosowania sankcji. W przypadkach nagłych i szczególnie drastycznych, gdy niedotrzymanie podstawowych zobowiązań może przynieść szkodę celom wynikającym z Traktatu, Konferencja, względnie Rada Wykonawcza (vide poniżej) mogą przedłożyć sprawę Organizacji Narodów Zjednoczonych (Art. V pkt 3 i 4).

W celu zapewnienia wprowadzania w życie postanowień Traktatu oraz stworzenia forum dla konsultacji i współpracy, w Art. II Traktatu, przewidziano powołanie **Organizacji ds. Traktatu o całkowitym zakazie prób z bronią jądrową** (*Comprehensive Nuclear-Test-Ban Treaty Organization - CTBTO*) z siedzibą w Wiedniu. Zgodnie z ww. przepisem organami Organizacji mają być: Konferencja Państw-Stron, Rada Wykonawcza oraz Sekretariat Techniczny, który obejmuje Międzynarodowe Centrum Danych.

Do czasu wejścia w życie Traktatu funkcje monitorowania statusu, a jednocześnie stworzenia reżimu weryfikacji zgodności postępowania stron z jego postanowieniami i przygotowaniem do pełnej implementacji na mocy Rezolucji Zgromadzenia Ogólnego ONZ (CTBT/MSS/RES/1) z dn. 17 października 1996 r. została powołana, **Komisja Przygotowawcza Organizacji ds. Całkowitego Zakazu Prób Jądrowych** (*Preparatory Commission for the Comprehensive Nuclear-Test-Ban Treaty Organization*). Zgodnie z przyjętymi zasadami, państwo staje się członkiem Komisji automatycznie wraz z podpisaniem traktatu.

Komisja Przygotowawcza składa się z dwóch podstawowych organów:

1 - **plenarnego** (zwanego **Komisją Przygotowawczą**) w skład którego wchodzi automatycznie wszystkie państwa - sygnatariusze, wspieranego przez trzy grupy robocze:

- **Grupa Robocza A ds. Administracji** (*Working Group on Administration*), jest ciałem doradczym dla Komisji i jej organów pomocniczych tj. obu Grup w sprawach administracyjno – finansowych; budżetu, przepisów finansowych, kwestiach dotyczących personelu, a także sprawach prawnych,
- **Grupa Robocza B ds. Weryfikacji** (*Working Group Verification*): zajmuje się problematyką związaną z weryfikacją zgodności postępowania Państw-Stron z postanowieniami Traktatu,
- **Grupa Doradcza** (*Advisory Group*) składająca się z uznanych ekspertów z państw sygnatariuszy mających wiedzę w sprawach finansów międzynarodowych.

2 - **Tymczasowego Sekretariatu Technicznego** (*Provisional Technical Secretariat - PTS*), który wspiera ciało plenarne w wypełnianiu zadań. PTS ma trzy Działy - **Międzynarodowego Systemu Monitorowania** (*IMS Division*), **Międzynarodowego Centrum Danych** (*IDC Division*) oraz **Działu Inspekcji na Miejscu** (*OSI Division*).

Działalność Sekretariatu wspierają dwa działy: Prawny i Stosunków Zewnętrznych (*Legal and External Relations Division*) oraz Administracyjny (*Administration Division*). W Sekretariacie zatrudnionych jest ok. 260 osób z ponad 70 krajów. Działalność Sekretariatu finansowana jest ze składek członkowskich państw członkowskich. Budżet Komisji na 2012 r. wynosił ok. 44 556 400 US\$ i ok. 59 765 200 €).

Ponadto PTS wspiera Państwa - Strony w działaniach na rzecz wejścia w życie Traktatu, zwane Konferencjami Artykułu XIV, organizuje seminaria na ten temat a także mające na celu wzmocnienie reżimu weryfikacyjnego.

Głównym zadaniem Komisji Przygotowawczej jest wypracowanie systemu weryfikacyjnego przewidzianego Traktatem tak, aby w momencie jego wejścia w życie był on w pełni gotowy do stosowania. System ten obejmować będzie Międzynarodowy System Monitorowania (IMS) w skład którego wchodzi **monitoring**:

- **sejsmiczny** składający się ze 170 stacji (50 podstawowych i 120 dodatkowych) w 76 krajach, pozwalający na natychmiastową lokalizację zdarzeń sejsmicznych i rozróżnienie zwykłych trzęsień ziemi od spowodowanych eksplozją nuklearną;

- **hydroakustyczny** składający się z 11 stacji w tym 6 podwodnych, które przy użyciu bardzo czułych podwodnych mikrofonów (akustycznych czujników ciśnienia) mogą wychwycić z dużej odległości fale akustyczne, w tym spowodowane eksplozjami nuklearnymi oraz 5 stacji na lądzie,
- **infradźwiękowy** obejmujący 60 stacji w 35 państwach wykrywających w atmosferze fale dźwiękowe o bardzo niskiej częstotliwości i mogący rozróżnić między wybuchami nuklearnymi, erupcjami wulkanicznymi, spadającymi meteorytami lub „śmieciami kosmicznymi”.

Docelowo przewiduje się utworzenie sieci 321 stacji monitorujących oraz 16 laboratoriów badających pierwiastki promieniotwórcze. W chwili obecnej działa ok. 80 stacji w 27 państwach w 4 regionach (Ameryce, Europie I Eurazji, Azji i Oceanii, w strefie Morza śródziemnego i Afryce). W każdym z regionów są 4 laboratoria badające próbki powietrza celem wykrycia cząstek radioaktywnych znajdujących się w atmosferze po eksplozjach atomowych i/lub wyrzuconych w powietrze po podziemnych lub podwodnych próbach jądrowych. Obecność w próbkach niektórych cząstek radioaktywnych stanowi niepodważalny dowód przeprowadzenia eksplozji jądrowej.

Dane z IMS przekazywane do **Międzynarodowego Centrum Danych (IDC)** w Wiedniu są szczegółowo analizowane, a następnie wraz z wnioskami przekazywane Państwu-Stronom do oceny i ewentualnego zgłoszenia uwag i/lub wyjaśnień. W przypadkach wątpliwości, Traktat przewiduje stosowanie konsultacji, inspekcji na miejscu (*on site inspections*) oraz inne środki budowy zaufania.

Po wejściu w życie Traktatu, żądania inspekcji na miejscu mogą być zgłaszane w przypadkach gdy dane uzyskane z monitoringu (IMS) wskazują na możliwość przeprowadzenia eksplozji jądrowej⁷. W terminie 36 godzin od zgłoszenia, żądanie inspekcji musi być poparte przez co najmniej 30 z 51 państw członków Rady Wykonawczej.

Pomimo, że Traktat nie wszedł w życie, olbrzymia ilość zbieranych przez Komisję Przygotowawczą do CTBTO danych może być w praktyce wykorzystywana do celów innych niż wykrywanie eksplozji nuklearnych. Dotyczy to zwłaszcza takich dziedzin jak wczesne wykrywanie, ostrzeganie przed naturalnymi kataklizmami, takimi jak trzęsienia ziemi i spowodowane nimi fale tsunami, a tym samym łagodzenie ich skutków. Pierwsze działania w tym zakresie rozpoczęto już w 2005 r. Od 2012 r. Komisja Przygotowawcza do CTBTO rozpoczęła regularne przekazywanie danych sejsmicznych i hydroakustycznych do centrów ostrzegania przed tsunami w 8 krajach – głównie regionu Oceanu Indyjskiego i Pacyfiku.

W marcu 2011 r., po katastrofie w elektrowni atomowej w Fukushima - Daiichi, 40 stacji monitorujących poziom radioaktywności w ramach Komisji Przygotowawczej do CTBTO wykryło ponad 1600 przypadków rozprzestrzeniania się izotopów promieniotwórczych. Dane te, wraz ze szczegółowymi analizami zostały, przekazane do 183 Państw Stron CTBT, organizacji międzynarodowych i 1200 instytucji naukowo-badawczych w 120 państwach. Istnieją również inne potencjalne możliwości wykorzystania danych uzyskanych przez CTBTO zarówno w nauce jak i lotnictwie cywilnym, żegludze oraz badaniach nad zmianami klimatycznymi.

Założeniem CTBT jest rozbrojenie oraz zapobieganie modernizacji broni nuklearnych, jednakże nie zapobiega on badaniom nad nimi, włączając w to testy na masach podkrytycznych - tj. takich, które nie doprowadzają do reakcji łańcuchowej⁸.

W odniesieniu do perspektyw wejścia w życie CTBT to w chwili obecnej uwaga Państw – Stron Traktatu oraz organizacji międzynarodowych i pozarządowych skupiona jest na stanowisku

państw, które brały udział w jego negocjowaniu, określanych jako tzw. „państwa nuklearne” o których mowa w Aneksie II - tj. posiadających broń jądrową i/lub reaktory atomowe, w tym badawcze, w 1996 r. - ostatnim roku negocjacji. W praktyce oznacza to, że Traktat wejdzie w życie w 180 dni po złożeniu dokumentów ratyfikacyjnych przez Chiny, Egipt, Indie, Iran, Izrael, Koreańską Republikę Ludowo-Demokratyczną, Pakistan oraz USA. Niektóre państwa uzależniają swoją decyzję od ratyfikacji przez innych. Chiny, Pakistan i Iran uzależniają decyzje w tej sprawie od ratyfikacji przez USA oraz ew. Indie. Indie z kolei czekają na ratyfikację przez Pakistan, Chiny i ew. USA. Izrael warunkuje swoje przystąpienie ratyfikacją CTBT przez Iran oraz rozwiązaniem konfliktów na Bliskim Wschodzie. Z kolei Egipt uzależnia przystąpienie do Traktatu jeśli uczyni to Izrael.

Należy podkreślić, że zakazu prób nuklearnych przestrzegali wszystkie państwa-sygnatariusze Traktatu. Od czasu otwarcia do podpisu prób z bronią jądrową dokonywały jedynie państwa nie będące sygnatariuszami; Indie, Pakistan po dwa testy w 1998 r. oraz Koreańska Republika Ludowo-Demokratyczna w 2006 r. i 2009 r. Oba podziemne testy dokonane przez KRLD zostały natychmiast odnotowane przez Międzynarodowy Systemy Monitorowania. Dokonanie testów spowodowało nałożenie sankcji przez Radę Bezpieczeństwa ONZ.

Z przedstawionych powyżej przykładów widać, że wiele państw uzależnia ratyfikację Traktatu od dokonania tego przez Stanów Zjednoczonych Ameryki. Stąd też stanowisko USA na kwestię ratyfikacji CTBT zasługuje na odrębne odnotowanie. Aczkolwiek administracja amerykańska konsekwentnie popiera ratyfikację Traktatu, to jednak na przeszkodzie stoi stanowisko Senatu i wątpliwe jest uzyskanie poparcia dwóch trzecich senatorów. Trzeba się więc liczyć z tym, że podobnie jak miało to miejsce w przypadku układu Nowy START, grupa „jastrzębi” w Senacie jako „rekompensatę” w zamian za ratyfikację CTBT zażąda dalszych inwestycji w zakresie broni nuklearnych, systemów ich przenoszenia i powiązaną z tym infrastrukturę.

Należy mieć również na uwadze, że duży wpływ na wejście w życie Traktatu mają napięcia i konflikty regionalne - zwłaszcza na Bliskim Wschodzie i Południowej Azji. Rozwiązanie tych konfliktów nie wydaje się osiągalne w możliwej do określenia perspektywie czasowej.

Polska podpisała Traktat o całkowitym zakazie prób z bronią jądrową w dn. 24 września 1996 r., i ratyfikowała go w dn. 25 maja 1999 r. Przynależność Polski do CTBTO niesie za sobą nie tylko korzyści polityczne, wynikające z pełnego udziału w mechanizmach nieproliferyjnych i kontroli zbrojeń. Państwowa Agencja Atomistyki (PAA) jest krajowym koordynatorem technicznej i finansowej współpracy Polski z Komisją Przygotowawczą Organizacji Traktatu. Od 2001 r. Państwowa Agencja Atomistyki jako krajowy koordynator współpracy w sferze technicznej z Międzynarodowym Centrum Danych (IDC) CTBTO uzyskała pełny dostęp do wyników pomiarowych systemu. Stwarza to polskim ekspertom warunki do prowadzenia badań w oparciu o globalną sieć monitorującą. Ponadto biorą oni udział w szkoleniach organizowanych przez CTBTO, a także są w niej zatrudniani jako eksperci.

Na zakończenie warto wspomnieć, że Traktat o całkowitym zakazie prób z bronią jądrową jest często łączony z zakazem produkcji materiałów rozszczepialnych dla potrzeb innych niż możliwe do zweryfikowania cele pokojowe. Zakaz taki spowodowałby narzucenie ograniczeń ilościowych w produkcji materiałów promieniotwórczych dla potrzeb zbrojeniowych. Negocjacje umowy znanej powszechnie jako Traktat o zakazie produkcji materiałów rozszczepialnych (*Fissile Material Cut-off Treaty* - FMCT) znalazły poparcie wszystkich państw uczestniczących w Konferencjach Przeglądowych Układu o nierozprzestrzenianiu broni jądrowej (NPT), a także na forum Konferencji Rozbrojeniowej. Dotychczas jednak trwają jedynie nieformalne dyskusje dotyczące celów traktatu,

jego zakresu i definicji, produkcji materiałów rozszczepialnych dla celów pokojowych rozwiązywania sporów, wejścia w życie, okresu obowiązywania oraz warunków wycofania się państw ze zobowiązań przyjętych w traktacie, a także roli, która może w jego realizacji odegrać Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej (IAEA). Obydwa traktaty CTBT oraz FMCT będą nieodzownymi elementami szeroko rozumianej kontroli nuklearnej będą stanowić, po ich przyjęciu, dobrą bazę dla ostatecznego rozbrojenia atomowego.

Przypisy:

1 *Układ o zakazie doświadczeń z bronią jądrową w atmosferze, przestrzeni kosmicznej i pod wodą*1 (Partial Test Ban Treaty - PTBT) przyjęty 8 sierpnia 1963 r. wszedł w życie 10 października 1963 r. Depozytariuszami są rządy USA, Federacji Rosyjskiej i Wielkiej Brytanii. Układ podpisało 105 państw, jego stroną jest obecnie 126 państw. Polska podpisała Układ w dn. 8 sierpnia 1963 r., a wszedł w życie dla Polski 14 października 1963 r. (tekst: Dz.U.63.52.288).

2. *Układ o nierozprzestrzenianiu broni jądrowej (Nuclear Non-Proliferation Treaty - NPT)* –przedłożony do ratyfikacji 1 lipca 1968 r. został ratyfikowany przez Polskę 3 maja 1969. Jego stroną jest 190 państw. Depozytariuszami są 3 państwa: Stany Zjednoczone, Federacja Rosyjska, jako prawny następca ZSRR i Wielka Brytania.

3 *Ostatnim państwem, które przeprowadziło w 1980 r. próbę z bronią jądrową w atmosferze były Chiny, które dopiero w 1968 r. ogłosiły bezterminowe zawieszenie przeprowadzania takich prób.*

4. *Traktat uzyskał 156 głosów poparcia, 3 sprzeciwu (Indie, Libia i Bhutan), 5 głosów wstrzymujących się (Kuba, Liban, Mauritius, Syria i Tanzania). Szerzej na ten temat patrz -*
www.un.org/disarmament/WMD/Nuclear/CTBT.shtml

5. *Spośród 44 państw enumeratywnie wymienionych w Aneksie II, które uczestniczyły w negocjowaniu Traktatu w latach 1994-1996, dysponujących wówczas potencjałem nuklearnym (reaktory atomowe i/lub laboratoria), które muszą go podpisać i ratyfikować uczyniło to dotychczas 36 (ostatnim była Indonezja - 6 lutego 2012 r.). Spośród państw, które podpisały Traktat dotychczas nie ratyfikowały go: Chiny, Egipt, Iran, Izrael i USA.*

Traktatu nie podpisały i nie ratyfikowały Koreańska Republika Ludowo-Demokratyczna, Indie i Pakistan.

6. *Sekretarz Wykonawczy: Amb. Tibor Tóth (Węgry), Przewodniczący: Amb. Ana Teresa Dengo (Kosta Rika), Przewodniczący ds. Administracji: Amb. Jargalsaikhan Enkhsaikhan, (Mongolia), Przewodniczący ds. Weryfikacji: Dr Hein Haak (Niderlandy) Przewodniczący ds. Grupy Doradczej: Sir Michael Weston (Wielka Brytania).*

7. *Zakrojona na szeroką skalę ćwiczebna inspekcja została przeprowadzona w Kazachstanie w 2008 r.*

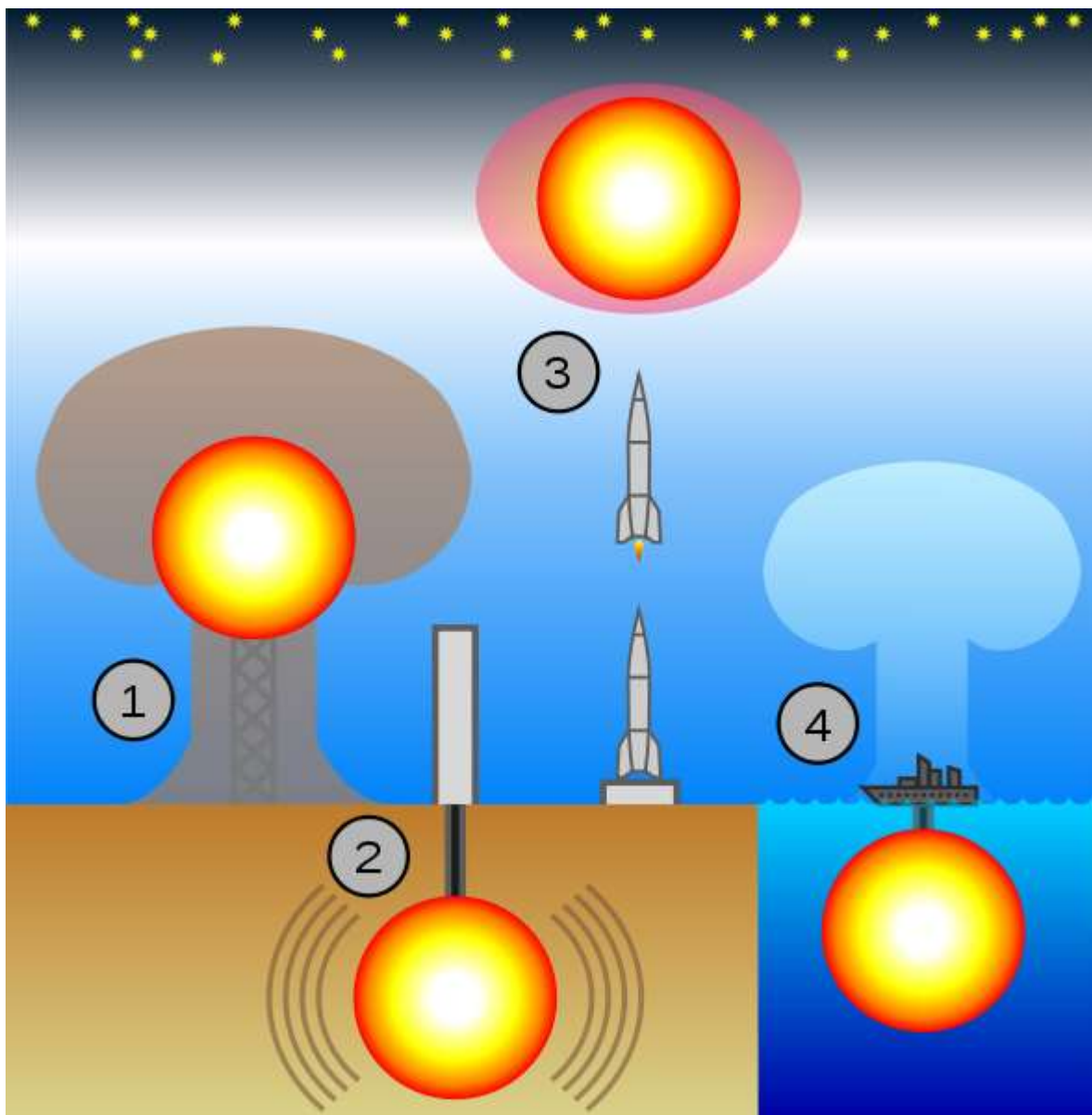
8. *Testy prowadzone w ramach Departamentu Energetyki USA mają wskazać na problemy powodowane starzeniem się komponentów głowic atomowych takich jak Pluton i Uran.*

W ocenie niektórych organizacji pozarządowych dokonywanie takich testów narusza ducha CTBT i może prowadzić do nowej rundy wyścigu zbrojeń atomowych.

Źródła:

- United Nations Office for Disarmament Affairs: www.un.org/disarmament/WMD/
- The United Nations Office in Geneva: www.unog.ch/disarmament.
- Preparatory Commission for the Comprehensive Nuclear-Test-Ban Treaty Organization www.ctbto.org.
- International Atomic Energy Agency: www.iaea.org/Publications/Documents/Conventions.

- Państwowa Agencja Atomistyki: www.paa.gov.pl
- Weapons of Mass Destruction Commission (WMDC): www.wmdreport.org.



Rysunek 1 Różne rodzaje prób jądrowych: (1) w atmosferze, (2) podziemna; (3) w górnej warstwie atmosfery, (4) pod wodą (CTBTO Preparatory Commission)

Jerzy Chmielewski

"ATOMOWA" DIAGNOSTYKA MEDYCZNA

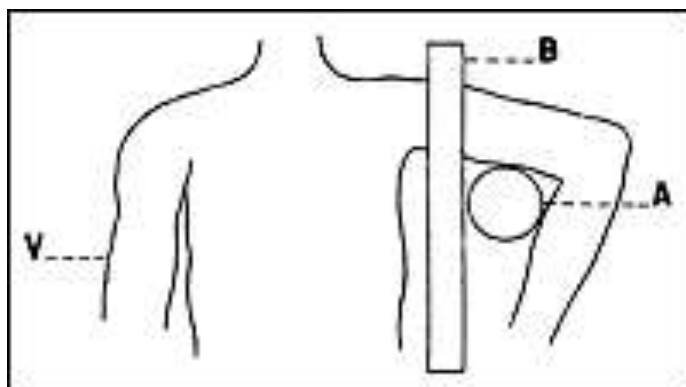
CZ. II

METODY IZOTOPOWE

Zasadniczy i przełomowy postęp w "atomowej" diagnostyce medycznej nastąpił z chwilą pojawienia się koncepcji polegającej na bezpośrednim wprowadzaniu do organizmu pacjenta preparatów promieniotwórczych. Dzięki temu mogła powstać technika nazywana potocznie "scyntyografią", której poświęcimy trochę uwagi.

Należy zacząć od tego, że w 1925 roku w Bostonie na Akademii Medycznej Harvardu niezwykle interesujące, pionierskie eksperymenty przeprowadził Hermann Ludwig Blumgart, któremu pomagał student 2-go roku akademii medycznej Otto Christian Yens. Zamierzano pomierzyć czas przepływu krwi z jednego ramienia do drugiego, co pozwoliłoby na bezpośrednie określenie prędkości krwi w obiegu.

W tym celu do jednego ramienia (V) wstrzykiwano radioaktywny preparat zawierający rad C i mierzono czas po jakim pojawiał się sygnał w detektorze promieniowania przy drugim ramieniu. Rad C był w rzeczywistości mieszaniną radioaktywnych produktów rozpadu radu, a mianowicie ${}_{82}\text{Pb}^{214}$



oraz ${}_{83}\text{Bi}^{214}$. Najciekawsze jest to, że w roli detektora promieniowania (A) wykorzystywano specjalnie skonstruowaną w tym celu komorę Wilsona wypełnioną nasyconą parą wodną. Taki detektor umieszczano pod pachą drugiego ramienia za ołowianym ekranem (B), mającym pochłaniać pierwotne promieniowanie wstrzykiwanego preparatu. Pierwszym badanym "pacjentem" był w rzeczywistości sam Blumgart.

Rys. 1 - Schemat układu pomiarowego z komorą Wilsona

V - miejsce wstrzykiwania izotopu

B - ekran ołowiany

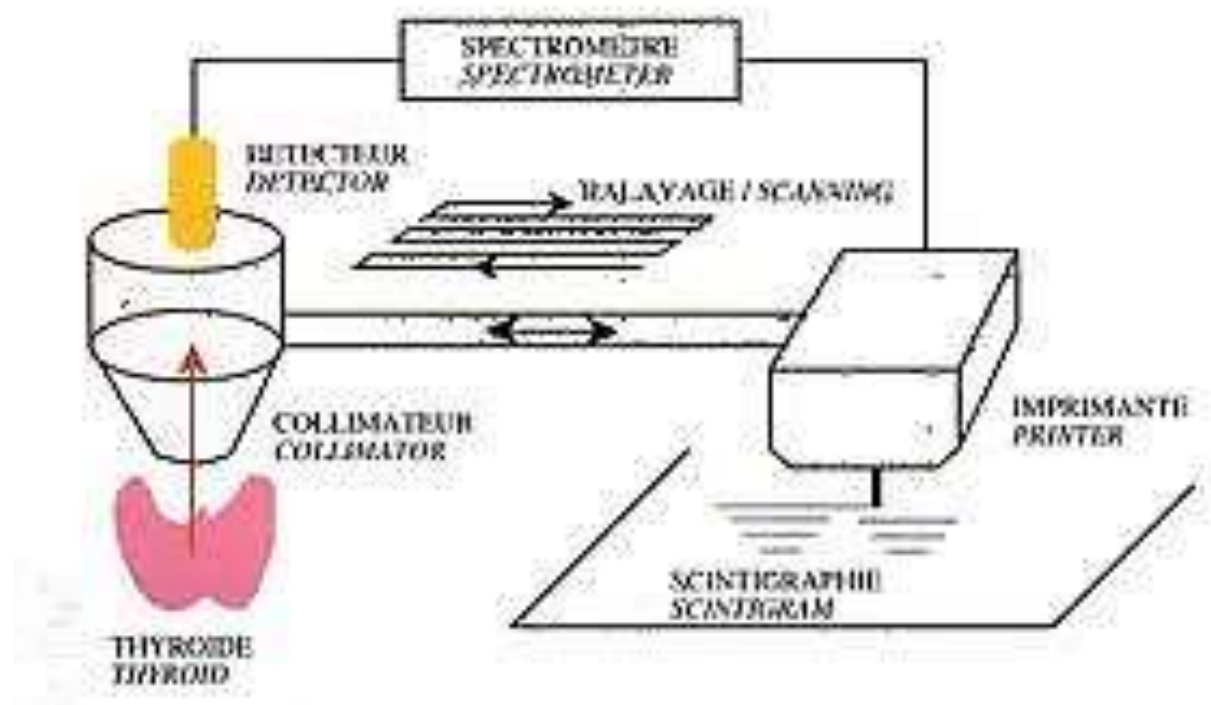
A - detektor (komora Wilsona)

Blumgart nie zdecydował się na korzystanie z licznika Geiger-Müllera z powodu obaw dotyczących korzystania z zasilacza wysokiego napięcia, potrzebnego do jego pracy. Natomiast zmodernizowana przez nich komora Wilsona wykazywała czułość i czas reakcji wystarczające do tego rodzaju badania.

Pomyślne wyniki eksperymentów Blumgarta z wprowadzaniem do organizmu badanego pacjenta radioaktywnych znaczników zapoczątkowały trwający do dziś proces opracowywania odpowiednich do takich celów preparatów oraz konstruowania i doskonalenia niezbędnych detektorów, urządzeń i systemów.

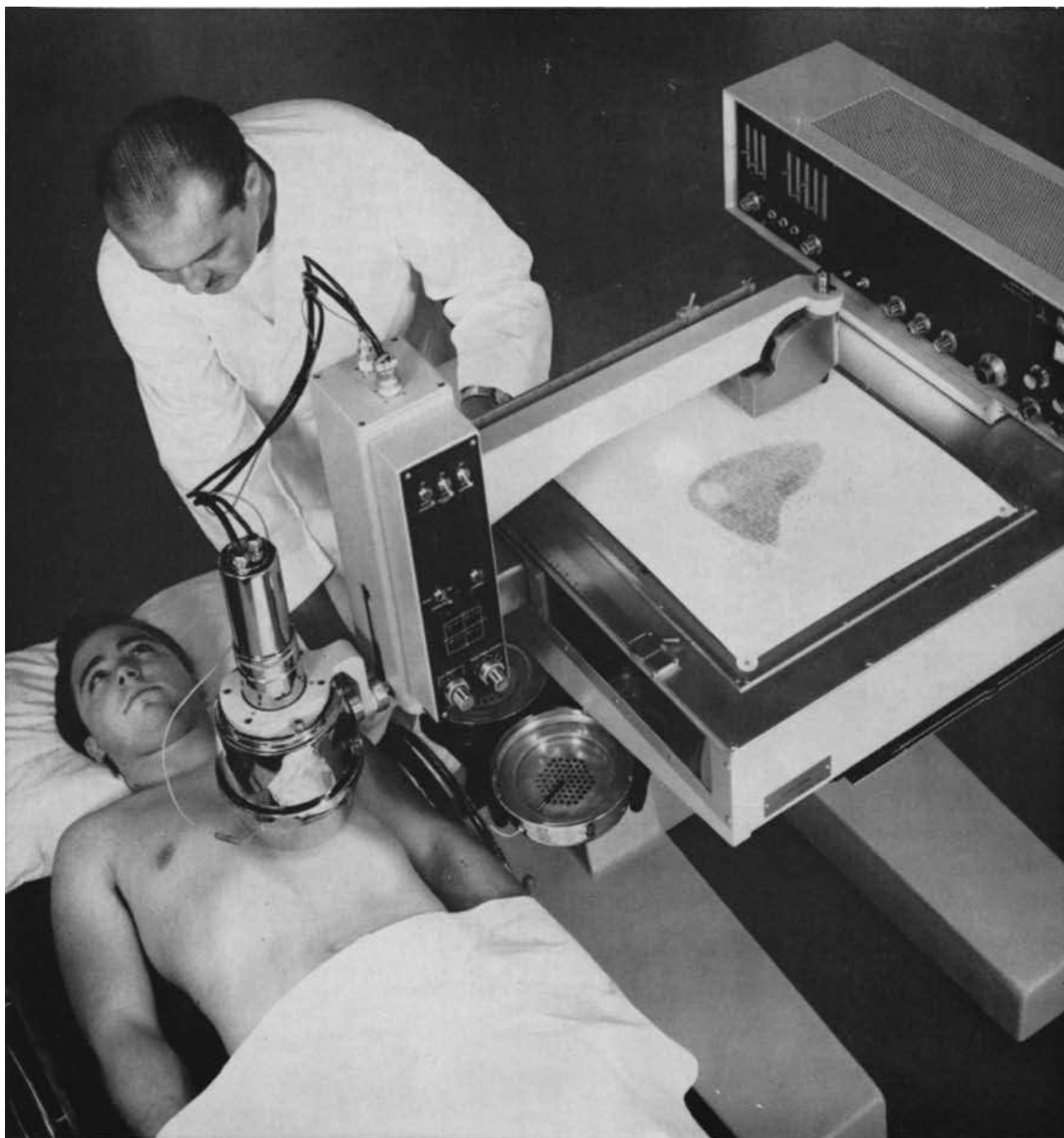
Pierwszym praktycznym urządzeniem do rutynowego badania organów wewnętrznych pacjenta, któremu zaaplikowano odpowiedni preparat radioaktywny, był tzw. skaner. Mowa o urządzeniu, którego głównym elementem była głowica wyposażona w sondę scyntylacyjną z odpowiednim kolimatorem. Głowica mogła się poruszać nad spoczywającym na łóżku pacjentem po linii meandrowej, czyli w sposób przypominający ruch plamki na ekranie telewizora (stąd określenie "skaner"). W każdym punkcie swego ruchu sonda scyntylacyjna dokonywała pomiaru natężenia promieniowania gamma pochodzącego z miejsca organu badanego w danej chwili.

Wyniki pomiaru mogły być rejestrowane w różny sposób. Przykładowo - w skanerze Pho-Dot firmy Nuclear Chicago z ruchem głowicy był zsynchronizowany (n.b. mechanicznie!) ruch pisaka, rejestrującego każdy impuls z sondy wprost na arkuszu papieru. Wynik badania był przedstawiany w postaci kresek skupiających się w miejscach odpowiadających tym, które wchłonęły więcej radioaktywnego preparatu, dając w efekcie obraz badanego organu podobny do zdjęcia rentgenowskiego.

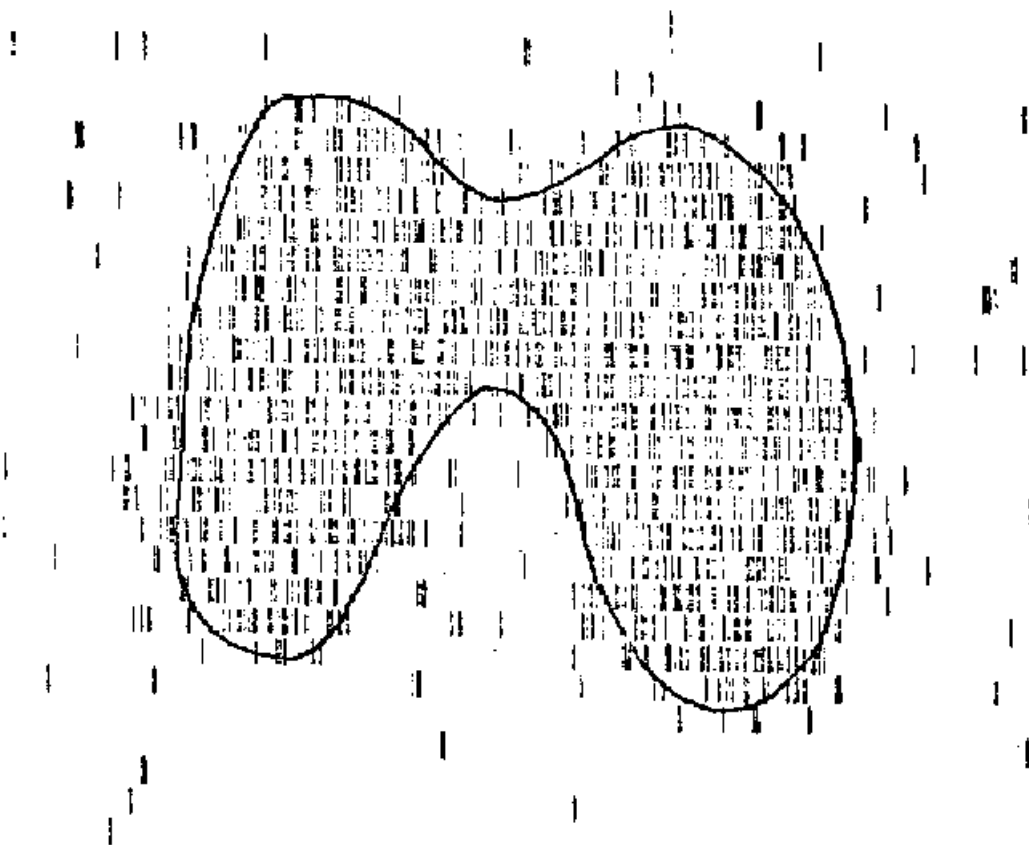


Rys. 2 Zasada działania klasycznego, "mechanicznego" skanera

- Spektrometr
- Detektor promieniowania
- Ruch skanujący
- Kolimator
- Głowica drukująca
- Scyntygram
- Tarczycza



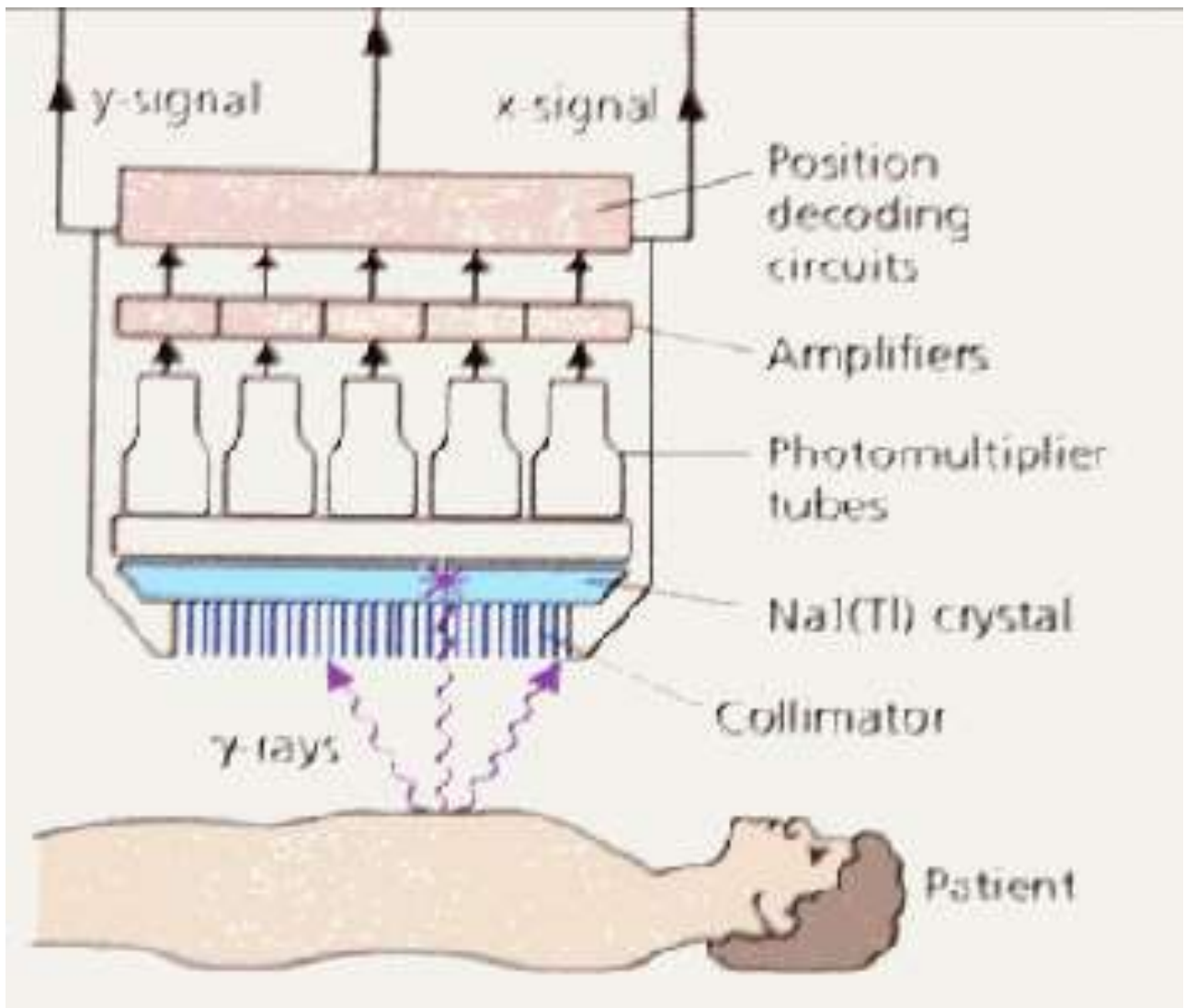
Rys. 2a - Skaner Pho-Dot (Nuclear Chicago)



Rys. 2b - Skan tarczycy

Pierwszym organem badanym za pomocą takiego prostego skanera była tarczyca. Bezpośrednio przed badaniem pacjentowi podawano radioaktywny jod-131, a następnie wykonywano scyntygramy tarczycy uzyskując na papierze wydruk pokazujący miejsca zwiększonego, lub mniejszego wchłaniania jodu, mogące wskazywać na obecność różnego rodzaju guzów. Wadą klasycznych skanerów był stosunkowo długi czas trwania badania, przekraczający kilkanaście minut.

Zasadniczy postęp w diagnostyce nastąpił w 1956 roku, kiedy to Hal Oscar Anger zbudował detektor promieniowania o dużej powierzchni. W tym celu wykorzystał jeden kryształ z jodku sodu, aktywowanego talem (NaJ/Tl) o średnicy 4 cali i grubości 1/4 cala oraz układ 7 fotopowielaczy o średnicy 1,5 cala. Sygnały z fotopowielaczy trafiały do przetwarzającego je układu elektronicznego, a następnie na ich podstawie na ekranie oscyloskopu pokazywany był obraz aktywnych miejsc badanego obszaru. Wkrótce potem w pracowniach medycznych pojawiła się kamera scyntylicyjna (nazywana gammakamerą lub kamerą Angera) z głowicą mającą kryształ NaJ o średnicy 30 cm wraz z 19 fotopowielaczami o średnicy 3 cale. Obecnie wykorzystywane są scyntykamery z głowicami mającymi kryształ o średnicy do 50 cm oraz 35 lub więcej fotopowielaczy. Schemat budowy takiej głowicy scyntykamery pokazano na załączonym rysunku.



Rys. 3 Zasada budowy gammakamery
Sygnał współrzędnej y

Sygnał współrzędnej x
Obwody dekodera położenia
Wzmacniacze
Fotopowielacze
Kryształ NaI(Tl)
Kolimator

Promienie γ (gamma)

Pacjent

Sygnały przychodzące z fotopowielaczy są przetwarzane i przeliczane odpowiednimi układami sumującymi, a wynik tych obliczeń jest następnie przedstawiany na ekranie oscyloskopu odwzorowując badany obszar. W celu eliminacji niepożądanych promieni rozproszonych przed scyntylatorem umieszczany jest w głowicy specjalny kolimator z wieloma zbieżnymi kanałami.

Przy badaniach scyntygraficznych wykorzystuje się - w zależności od rodzaju badanego organu - odpowiednio dobrane preparaty z radioaktywnymi znacznikami, takimi jak np.: jod-131, chrom-51, technet-99 oraz szereg innych.

Wprowadzenie gammakamer do praktyki medycznej znacznie poszerzyło możliwości wykorzystania promieniowania przy badaniu poszczególnych organów i stawianiu diagnozy. Skrócony został również czas potrzebny do uzyskania obrazu badanego organu. Pozytywne rezultaty takich badań stały się stymulatorem do rozwoju innych, bardziej złożonych konstrukcji aparatury diagnostycznej działających na zasadzie wykrywania i pomiaru promieniowania radioaktywnych znaczników.



Rys. 3a - Klasyczna gammakamera Pho-Gamma (Nuclear Chicago)

Obecnie wykorzystywane są scyntykamery wyposażone np. w dwie lub trzy głowice, ustawione względem siebie pod kątem, co pozwala w prosty sposób uzyskiwać przestrzenne odwzorowanie badanych organów wewnętrznych. Sygnały odbierane przez detektory w tych głowicach są odpowiednio przetwarzane komputerowo w celu uzyskania wyraźnego obrazu, ułatwiającego stawianie diagnozy. Znacznie skróceniu ulega jednocześnie

czas trwania badania. Dzięki wykorzystaniu odpowiednich algorytmów można na podstawie wielu "przekrojów" uzyskiwać przestrzenną wizualizację badanego miejsca, a także obracać ją.



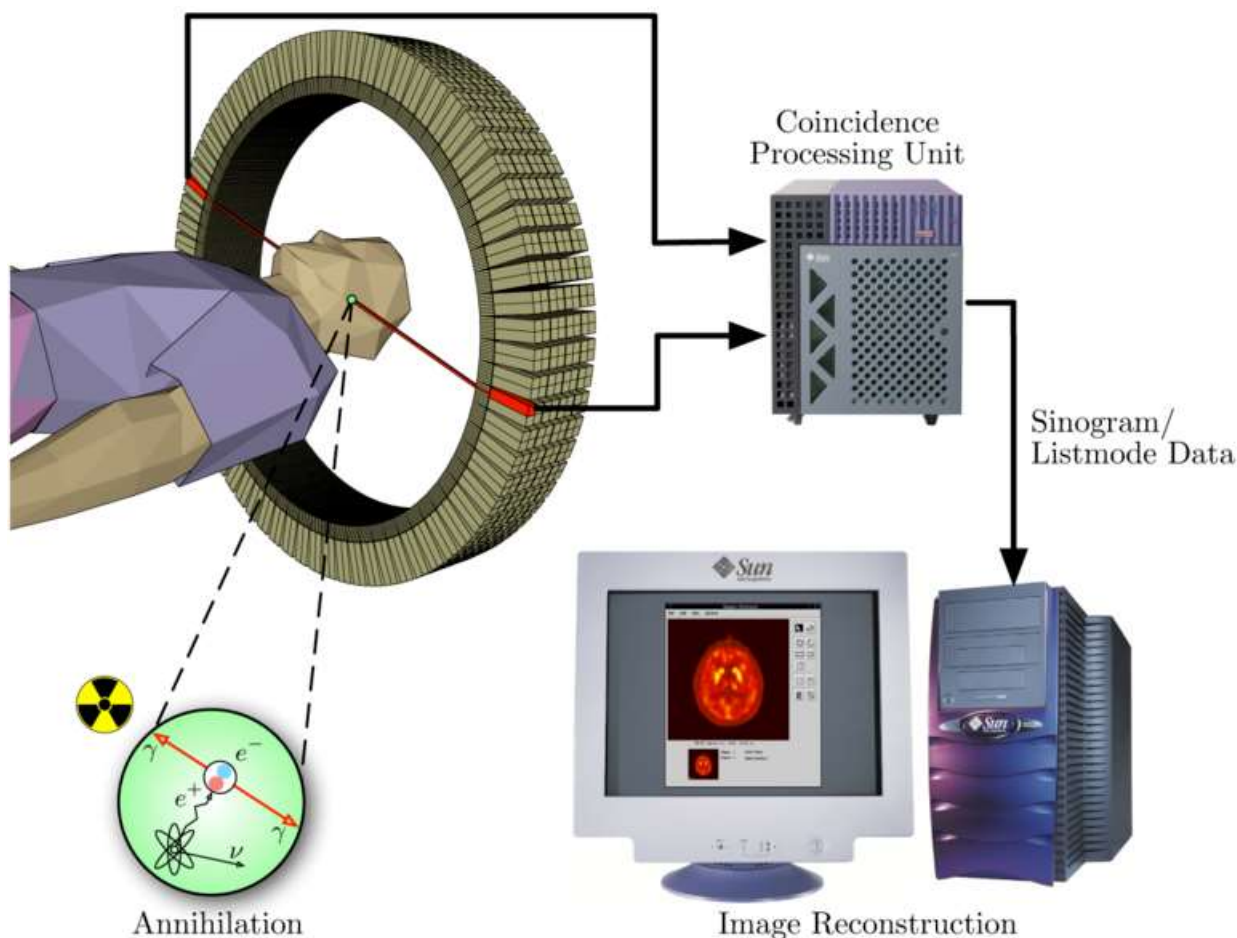
Rys. 4 - Nowoczesna gammakamera z dwoma głowicami (Siemens)

Bardzo dobre wyniki diagnostyczne spowodowały, że technika scyntygraficzna stymulowała konstruktorów do poszukiwania jeszcze doskonalszych oraz bardziej funkcjonalnych rozwiązań, wykorzystujących przy tym najnowsze osiągnięcia mikroelektroniki i techniki komputerowej. Prowadzone były również prace mające na celu opracowywanie nowych radiopreparatów do różnorodnych celów diagnostycznych. Na szczególną uwagę zasługują tutaj preparaty

wykorzystujące izotopy emitujące pozytony.

W ostatnich latach opracowane zostały dla tych celów specjalne urządzenia diagnostyczne, znane jako Tomografy Emisji Pozytonów PET (*Positron Emission Tomography*). W tej nowej, oryginalnej technice obrazowania narządów wewnętrznych rejestruje się koincydencyjnie dwa skierowane w przeciwnych kierunkach kwanty promieniowania gamma o energii 511 keV każdy, powstające podczas anihilacji pozytonów zderzających się z elektronami, znajdującymi się w tkankach. Źródłem pozytonów jest w tym przypadku podana pacjentowi ulegająca rozpadowi beta substancja promieniotwórcza, która jest wprowadzana zwykle przy pomocy wstrzykiwania i która

gromadzi się w badanej tkance.



Rys. 5 - Schemat działania PET
 - Pierścień detektorów scyntylicyjnych
 -- Anihilacja pozytonu i elektronu

- Blok rejestracji sygnałów koincydencyjnych
 - Rekonstrukcja obrazu

Kwanty promieniowania gamma są rejestrowane koincydencyjnie za pomocą pierścienia wielu detektorów scyntylicyjnych z fotopowielaczami. Badany pacjent układany jest na stole, który jest następnie przesuwany wewnątrz tego pierścienia stosownie do potrzeb.

Obecnie co raz większą popularnością cieszy się połączenie metody PET z tomografią komputerową (CT), dzięki czemu można dokładniej lokalizować np. guzy nowotworowe, a także uzyskiwać informacje o funkcjonowaniu organów i metabolizmie, co ułatwia stawianie diagnozy. W celu zwiększenia dokładności określania miejsca w którym miała miejsce anihilacja wykorzystywana jest ostatnio rejestracja obu, pojawiających się w koincydencji, sygnałów gamma. Jest to tzw. metoda "czasu przelotu" (TOF - Time of Flight). Tego rodzaju urządzenie PET-CT w wersji "ekonomicznej" oferuje np. znana firma Philips



Rys. 6 - Tomograf PET-CT z wykorzystaniem metody TOF (Philips)

Łącząc metodę PET z tomografią komputerową (CT) można nie tylko dokładniej badać organy wewnętrzne i lokalizować guzy nowotworowe, lecz uzyskiwać także dynamiczne informacje o ich funkcjonowaniu, lub metabolizmie, co umożliwia lokalizację źródeł choroby i ułatwia stawianie diagnozy. Jednoczesna rejestracja danych z dwóch urządzeń umożliwia uzyskiwanie dokładniejszych obrazów badanego obszaru, co pozwala stawiać diagnozę znacznie dokładniejszą aniżeli w przypadku badania zwykłą gammakamerą. Dzięki krótkiemu okresowi życia stosowanych radionuklidów dawka promieniowania pochłoniętego przez pacjenta w wyniku iniekcji znakowanego radiofarmaceutyku jest stosunkowo nieduża i nieszkodliwa. Produkty metabolizmu tego związku są szybko wydalane i nie stanowią poważniejszego zagrożenia dla zdrowia.



Rys. 7 - Przykład obrazu uzyskiwanego przy pomocy aparatury PET-CT

Do badań metodą PET potrzebne są przede wszystkim preparaty znakowane izotopami promieniotwórczymi o stosunkowo krótkim okresie połowicznego rozpadu. Należą do nich takie izotopy jak: węgiel-11, azot-13, tlen-15 oraz fluor-18. Są to głównie izotopy pierwiastków wchodzące w skład wielu naturalnych związków organicznych. Powszechnie znanym i często stosowanym preparatem jest związek FDG (fluoro-deoxyglukoza) zawierający izotop ^{18}F , którego okres połowicznego rozpadu wynosi zaledwie 110 minut! Z tego powodu medyczne ośrodki diagnostyczne wykorzystujące urządzenia PET początkowo powstawały w pobliżu ośrodków dysponujących akceleratorami i laboratoriami umożliwiającymi wytwarzanie krótkożyjących izotopów.

Do produkcji izotopów stosowanych przy badaniach PET potrzebne są cyklotrony o energii od około 5 MeV do 20 MeV i natężeniu wiązki dochodzącej do 500 mikroamperów. Szybki wzrost popularności tej skutecznej metody diagnostycznej spowodował, że specjalistyczne ośrodki medyczne z aparaturą PET co raz częściej decydują się na lokalizowanie pracowni do produkcji preparatów z krótkożyjącymi izotopami bezpośrednio na własnym terenie.

Tendencja ta pojawiła się w 1989 roku, kiedy to firma IBA (Ion Beam Applications) zaprojektowała cyklotron Cyclone 3D z wiązką deuteronów o energii 3 MeV przewidziany do produkcji tlenu-15, wykorzystywanego głównie do badań przepływu krwi. Warto dodać, że IBA wywodzi się z ośrodka cyklotronowego Katolickiego Uniwersytetu w Louvain-la-Neuve (UCL), który zbudował swój pierwszy cyklotron w 1947 roku.

Reagując na rosnącą popularność tomografów PET i dążenie specjalistycznych ośrodków medycznych do samodzielności w zakresie wytwarzania radioaktywnych preparatów wiele firm przemysłowych zdecydowało się na produkcję małych cyklotronów dostosowanych do takich potrzeb. Jeden z pierwszych "zminiaturyzowanych" cyklotronów "OSCAR" zaprojektowała w 1990 roku angielska firma Oxford Instruments. Był to cyklotron z magnesem nadprzewodzącym z wewnętrznym źródłem jonów, wysyłający wiązkę o natężeniu 100 mikroamperów i energii 12 MeV. W 2009 roku firma ABT Molecular Imaging Inc. opracowała cyklotron przyspieszający jony dodatnie (Protony) do energii 7,5 MeV, wyposażony w wewnętrzną tarczę do wytwarzania jednorazowych porcji preparatu zawierającego fluor-18. Cyklotron ten zaprojektowano jako element składowy zintegrowanego systemu produkcyjnego, obejmującego także laboratorium radiochemiczne i system kontroli jakości wytwarzanych preparatów, a także zabezpieczenia przed promieniowaniem. Takie rozwiązanie stworzyło nową strategię polegającą na wytwarzaniu porcji preparatów zawierających krótkożyjące radioizotopy, potrzebnych tylko dla jednego badanego pacjenta. Co więcej, tego rodzaju instalację produkcyjną można zlokalizować w mniejszych obiektach klinicznych.

Prace nad dalszym zmniejszaniem gabarytów cyklotronów prowadzone są w wielu ośrodkach. Hiszpański instytut akceleratorowy CIEMAT w Madrycie we współpracy z międzynarodowym ośrodkiem CERN w Genewie prowadzi projekt AMIT (Advanced Molecular Imaging Technologies), mający na celu zaprojektowanie i zbudowanie możliwie najmniejszego,

wykorzystującego technologię nadprzewodnictwa, cyklotronu z wiązką protonów o energii około 8 MeV, przeznaczanego do wytwarzania jednorazowych porcji preparatu zawierającego fluor-18 oraz C-11. Ta współpraca pozwoli wykorzystać bogate doświadczenie CERN'u w pionierskiej technice akceleratorowej. Magnes projektowanego cyklotronu ma mieć średnicę wynoszącą tylko 80 cm.

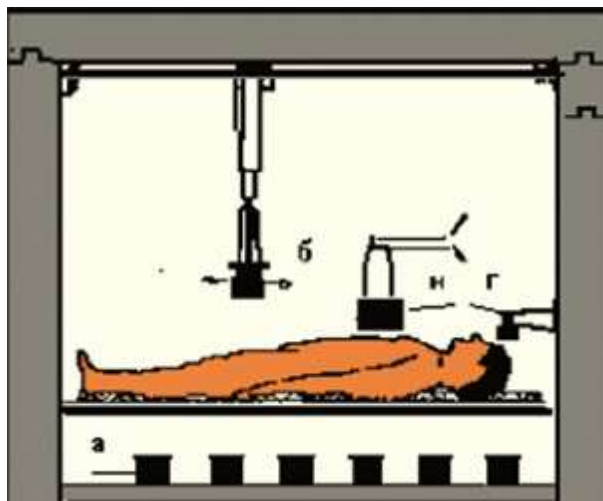


Rys. 8 - Koncepcja nadprzewodzącego cyklotronu CIEMAT/CERN

Pionierem w dziedzinie wykorzystywania nowoczesnej metody diagnostycznej było Centrum Onkologii im. prof. F. Łukaszczyka w Bydgoszczy, które w 2003 roku z własnej inicjatywy otworzyło pierwszą w Polsce Pracownię Pozytonowej

Tomografii Emisyjnej PET-CT. W 2005 roku w ramach "Narodowego programu zwalczania chorób nowotworowych" Rząd zatwierdził program budowy kilku dodatkowych ośrodków PET-CT w Polsce, jednakże ze względów finansowych wykonanie tego planu zostało zawieszono. W listopadzie 2006 roku wytypowanych zostało 8 ośrodków medycznych w Polsce, w których zaplanowano zainstalowanie urządzeń PET lub nowocześniejszych PET-CT.

Obecnie w Polsce istnieje (wg stanu na maj 2012 r.) 14 ośrodków, w których zainstalowanych jest 16 urządzeń PET-CT, a w planach są dalsze 3 instalacje. Urządzenia te są wykorzystywane przede wszystkim w diagnostyce onkologicznej z uwagi na to, że pozwala ona na wykrywanie niewielkich zmian nowotworowych w całym organizmie. Należy dodać, że w 5 miejscowościach działają cyklotrony służące do syntezy radiofarmaceutyków, potrzebnych do wykonywania takich badań.



Rys. 9a - Schemat komory z licznikiem promieniowania całego ciała

Na zakończenie wypada jeszcze wspomnieć o "licznikach promieniowania całego ciała" (LPCC). Są to urządzenia służące do wykrywania, analizy i rejestracji promieniowania gamma emitowanego przez izotopy promieniotwórcze wchłonięte do organizmu człowieka. W swojej klasycznej wersji jest to komora, której ściany zapewniają ekranowanie od promieniowania pochodzącego z zewnątrz (kosmicznego i t.d.), i wewnątrz której znajdują się dwa duże liczniki scyntylicyjne z kryształami NaI(Tl). Analiza widma promieniowania gamma umożliwia następnie identyfikację wykrywanych w ten sposób izotopów.

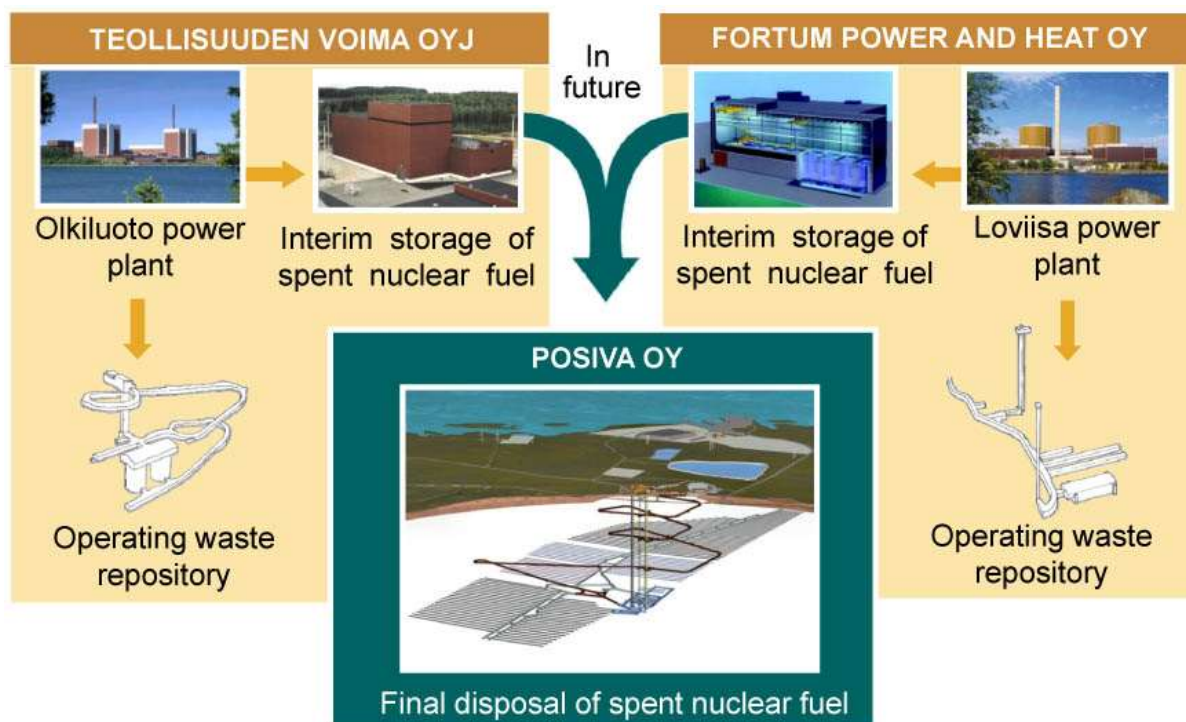
Przykładem nowoczesnego rozwiązania może być urządzenie ACCUSCAN firmy Canberra. Podstawowym zespołem tego urządzenia jest blok głowicy ekranującej, wewnątrz której znajduje się układ detektorów promieniowania. Badana osoba jest umieszczana na łożu, które na czas pomiaru jest wsuwane do wnętrza bloku głowicy. Dane są rejestrowane i analizowane przez specjalizowany system komputerowy. Granica detekcji dla ^{60}Co wynosi 150 Bq w ciągu 8 minut.



Rys. 9b- Licznik promieniowania całego ciała ACCUSCAN (Canberra)

Urządzenie ACCUSCAN, opracowane w Hanford Laboratories, jest bardziej uniwersalne aniżeli klasyczna komora z licznikami promieniowania całego ciała, jednakże należy zwrócić uwagę na fakt, że jego masa wynosi 5450 kg, co determinuje wymagania odnośnie miejsca jego instalacji.

Ponadto istnieje cały szereg podobnych urządzeń, umożliwiających kontrolę w pozycji stojącej, które są wykorzystywane do kontroli pracowników obiektów jądrowych.



BUDOWA SKŁADOWISKA ONKALO

Drążenie tuneli



Przy drążeniu tuneli dostępnych ONKALO wykorzystywane są roboty wiertnicze i strzelnicze. Szyby pionowe są wykonywane jako nadsiewłomy. to znaczy że wyrobisko będzie robione od dołu do góry. Prace przy budowie ONKALO prowadzone są w systemie trójmianowym przez 5 dni w tygodniu. W ciągu tygodnia drążone jest około 25 metrów tunelu. Postęp prac następuje odcinkami o długości 5 m, które nazywane są rundami.



Prace rozpoczynają się od wiercenia otworów, w których są następnie umieszczane ładunki wybuchowe. Po odpaleniu tych ładunków kruszywo powstałe w wyniku eksplozji jest usuwane. Następnie ściany skalne są myte i wszelkie luźne wyłamane kamienie są usuwane. Ściana jest, w razie potrzeby, uszczelniana przez cementowanie przed i po urabianiu, jak również przez stosowanie struktur izolacji wodnej. Do wzmocnienia skały wykorzystywane są śruby kotwowe, wykonane z żebrowanych prętów zbrojeniowych, a także stosowane jest torkretowanie (natryskiwanie betonem).

Drążenie szybów

Struktura ONKALO będzie posiadała trzy szyby pionowe: szyb dla windy osobowej, szyb do nadmuchu powietrza oraz szyb wyciągu powietrza. Średnica szybu pasażerskiego będzie miała 4,5 metra średnicy, natomiast szyb nadmuchu powietrza i szyb wyciągowy będą miały średnicę 3,5 metra.

Podczas budowy ONKALO szyb pasażerski będzie służył jako kanał do wyciągu powietrza i dymu. Szyb ten będzie wykorzystywany zgodnie ze swoim przeznaczeniem dopiero po zakończeniu budowy projektu ONKALO, kiedy zostanie w nim zainstalowana na stałe winda osobowa prowadząca do tunelu badawczego.



Podczas budowy ONKALO szyb dla powietrza wylotowego będzie wykorzystywany do nadmuchu powietrza. Szyb powietrza wylotowego jest również wyposażony w windę dla potrzeb transportu ładunków i konserwacji, oraz będzie wykorzystywany podczas wykonywania prac instalacyjnych i kontrolnych, a w sytuacjach awaryjnych do ewakuowania na powierzchnię ludzi z dolnych poziomów oraz w charakterze drogi połączeniowej dla brygady przeciwpożarowej.

Przy metodzie nadsiewłomu najpierw wykonywany jest odwiert pilotowy z góry na dół. Po wykonaniu tego odwiertu na końcu świdra instaluje się rozszerzak, który jest następnie przy wirującym świdrze podciągany do góry. Ostrze rozwiertaka porusza się do góry z prędkością około pół metra w ciągu godziny. Jednorazowo drąży się około 100 metrów szybu.

Postęp prac przy budowie składowiska o nazwie ONKALO ("Onkalo" oznacza "jaskinię, grotę") rokuje, że realnym terminem rozpoczęcia jego działalności będzie rok 2020. Przewiduje się ponadto, że zakończenie eksploatacji obiektu i jego ostateczne zamknięcie nastąpi do 2120 roku.

<http://www.posiva.fi/en>



Wojciech Głuszewski

BERAT — PERŁA EUROPEJSKIEJ KULTURY

Konferencja MAEA o wykorzystaniu metod jądrowych w sztuce i archeologii



Rysunek 1. Rembrandt Harmensz. van Rijn, Dziewczyna w ramie obrazu, lub Żydowska naręczona ok. 1641 r.

4 listopada 2011 otwarto w Zamku Królewskim w Warszawie galerię obrazów z kolekcji Lanckorońskich. Jest wśród nich znakomite dzieło Rembrandta „Dziewczyna w ramie obrazu”. Obok oryginału prezentowane jest również tego samego rozmiaru zdjęcie rentgenowskie portretu. Nie trzeba być specjalistą, aby zorientować się, że pod warstwą farby znajduje się szkic innej postaci. Można się domyślać, że ktoś, kto wcześniej pozował do portretu zrezygnował z zamówienia i malarz ponownie wykorzystał deskę topolową, nietypową dla mistrzów holenderskich. Zwykle malowali oni na deskach dębowych przywożonych prawdopodobnie z terenów Polski. Tak, więc posiadamy w istocie dwa dzieła genialnego artysty niestety wykonane jedno na drugim. Wykorzystanie jądrowych metod analizy pozwala obecnie pokazać historię obiektu historycznego, co w pewnym sensie można uważać również za działalność

artystyczną. W tym przypadku, konserwatorzy odtworzyli na nowo nieoglądany jeszcze przez nikogo obraz. Można nawet pójść dalej i spróbować na

podstawie szkicu, wykonać „oryginalną” kopię niedokończonego portretu Rembrandta. Metody jądrowe pozwalają poznać technikę malarską artysty oraz rodzaj farb, jakich używał. Być może w przyszłości powstanie kolekcja obrazów dotąd ukrytych i nieoglądanych w świetle widzialnym a odtworzonych za pomocą między innymi technik jądrowych.

Wpatrując się w obraz warszawskiej Giocondy jak się nazywa się niekiedy "Dziewczynę w iluzjonistycznej ramie obrazu", nawiązuję do kursu zorganizowanego przez Międzynarodową Agencję Energii Atomowej w stolicy Albanii Tiranie. Konferencja poświęcona była możliwości wykorzystania technik jądrowych w identyfikacji obiektów o znaczeniu historycznym. Gospodarzem spotkania było Centrum Zastosowań Fizyki Nuklearnej w Tiranie (Center of Applied Nuclear Physics – CANP). Albania była kolejnym krajem, który zorganizował cykliczne spotkania MAEA w ramach projektu (RER/0/034 Enhancing the Characterization, Preservation and Protection of Cultural Heritage Artefacts). Poprzednia konferencja, miała miejsce w zeszłym roku w Warszawie. Wykładowcami kursu w Tiranie byli naukowcy albańscy oraz profesorowie Stefano Ridolfi z Włoch oraz Peter Vandenabeele z Belgii. Stefano Ridolfi jest fizykiem, prezesem Ars Mensurae w Rzymie,

pierwszej spółki we Włoszech specjalizującej się w wykorzystaniu przenośnych nieinwazyjnych systemów analitycznych. Jest on również wykładowcą na Uniwersytecie "Sapienza" oraz autorem wielu artykułów naukowych i rozdziałów książek związanych z optymalizacją i wykorzystania przenośnych rentgenowskich systemów ED-XRF stosowanych do identyfikacji obiektów dziedzictwa kulturowego. Drugi ekspert, Peter Vandennebeele jest od 2007 roku jest wykładowcą archeometrii na wydziale archeologii Uniwersytetu w Gandawie. Uzyskał on doktorat z chemii analitycznej na Uniwersytecie w Gandawie w zakresie wykorzystania do badania obiektów zabytkowych całkowitego odbicia promieniowania rentgenowskiego (TXRF – Total Reflection X-ray Fluorescence) i spektroskopii Ramanowskiej.



Stefano Ridolfi od lat współpracuje z kolegami z Albanii. Wspólne prace konserwatorskie dotyczyły między innymi obiektów znajdujących się w położonym w centrum Albanii historycznym mieście Berat. Obecnie jest to ośrodek turystyczny i kulturalny znany również ze względu na charakterystyczne usytuowanie na stoku wzgórza pod nazwą "miasto tysiąca okien". W 2008 roku organizacja UNESCO umieściła Berat na liście światowego dziedzictwa kulturowego. Dzieje tego miasta mają swój początek w VI p.n.e. Miasto było wtedy zamieszkane przez Lirów - przedstawicieli starożytnego, indoeuropejskiego ludu, który na początku epoki żelaza zamieszkiwał zachodnie Bałkany. W

IV wieku p.n.e. w Berat zbudowano potężną cytadelę, którą dwieście lat później podbili Rzymianie i włączyli do jednej ze swoich prowincji. Po upadku cesarstwa rzymskiego miasto przechodziło z rąk do rąk. Za czasów Bizancjum było siedzibą biskupa, później dostało się w ręce Bułgarów, władców greckich państewek, Serbów i Turków. Mnogość kultur władających "Białym Miastem" przyczyniła się do umiejscowienia w jego obrębach wielu atrakcyjnych zabytków architektonicznych. Berat w 1976 roku zyskało status miasta-muzeum. Imponująco prezentuje się twierdza, usytuowana na szczycie strzelistego wzgórza od południa, zaś od północy zwieńczona masywną bramą. Niedaleko warownych murów stoi kościół św. Michała, wybudowany w XIV wieku. W obrębie murów miasta stoją kolejne zabytki sakralne – kościół św. Teodora, czy też XIII - wieczna świątynia Najświętszej Marii Panny. W kościele tym można podziwiać przepiękne freski albańskiego malarza Nikolle, który swój artystyczny kunszt przedstawił ozdabiając też freskami największą świątynię na terenie twierdzy – katedrę św. Mikołaja. Dalej można podziwiać między innymi XVIII wieczną cerkiew Zaśnięcia Matki Bożej, czy też zachwycające Muzeum Ikon, autorstwa Onufrego, wybitnego artysty albańskiego i zarazem ojca Nikolle.

Zasady fizyko - chemiczne metod XFR przedstawiono w EKOATOM nr 6 (W. Głuszewski „Śladami Midasa”). Prace konserwatorskie prowadzone w Berat uwypukliły unikatowe cechy XFR – nieinwazyjność analiz i mobilności urządzeń. Obie zalety zresztą wiążą się ze sobą. Aby uniknąć konieczności pobierania próbek z np. malowideł ściennych dokonuje się pomiarów na miejscu. Ręczny spektrometr przeznaczony do wykonywania analiz w terenie charakteryzuje się niewielkimi

rozmiarami, wagą i poręcznością. Używany może być on również jako analizator substancji niebezpiecznych, składu stopów, metali ciężkich w glebie, metali szlachetnych czy minerałów. Może być również doskonałym narzędziem w takich dziedzinach jak określanie klasy rud, sortowanie odpadów na złomowiskach i w procesach recyklingu. Badane próbki to między innymi minerały, skały, gleby i ich zawiesiny, roztwory i proszki.

W trakcie kursu MAEA w Tiranie, nie było czasu na powtórzenie pełnych badań analitycznych z Berat. Był to raczej pokaz jak takie analizy są w praktyce wykonywane. W czasie zajęć na sali seminaryjnej omawiano wyniki uzyskane wcześniej. Stefano Ridolfi omówił również projekty realizowane przez niego wcześniej we Włoszech. Często niemal jak kaskader z aparaturą pomiarową był transportowany na wysokość kilkudziesięciu metrów pod strop np. bazyliki. Żadna inna metoda analityczna nie zdałaby egzaminu w takich warunkach. W trakcie konferencji mówiono również na temat optycznych metod analitycznych będących domeną fotochemii. Dzieła sztuki inaczej wyglądają w świetle podczerwonym czy ultrafiolecie a jeszcze inaczej w analizach ramanowskim. Spektroskopia ramanowska (podobnie jak spektroskopia absorpcyjna w podczerwieni) należy do technik badania widm oscylacyjnych materiałów. W większości spektrometrów ramanowskich jako źródła wzbudzenia używa się laserów. Nadają się one do badania procesów: odwadniania, absorpcji substancji chemicznych z podłoża, nasiąkania obiektów, uszkodzenia wskutek nadmiernego narażenia na promieniowanie słoneczne, ataku bakterii i procesów utleniających. Spektroskopia ramanowska może stanowić niezastąpione źródło danych o historycznych warunkach

**Rysunek 3 Galeria Lanckorońskich - Obrazy Rembrandta
Galeria Malarstwa, Rzeźby i Sztuki Zdobniczej**



środowiskowych, jakim podlegały dzieła sztuki i obiekty archeologiczne. Daje ona archeologom, specjalistom od restauracji i naukowcom-konserwatorom nowe spojrzenie na wydobyte obiekty i materiały oraz na ochronę zabytków i dzieł sztuki, które niszczeję z przyczyn środowiskowych lub z powodu działania człowieka. To szczególnie ważne w przypadku biomateriałów archeologicznych z powodu ich względnej delikatności i wrażliwości na zniszczenia chemiczne, biologiczne i środowiskowe łącznie z

wynikami uzyskanymi za pomocą metod jądrowych dają one pełną informację o badanym obiekcie.

Warto przypomnieć, że konferencja odbyła się w roku, w którym obchodzimy 100 rocznicę odkrycia przez Maxa Lauego zjawiska dyfrakcji promieni rentgenowskich na kryształach. Doświadczenia Charlesa Barkli wskazywały, że promienie rentgenowskie to promieniowanie elektromagnetyczne o znacznie mniejszej długość fali niż fale świetlne. Nie było na to jednak dowodów. Dopiero Sommerfeld określił przypuszczalną długość fal rentgenowskich. Na tej

podstawie Max Laue doszedł do wniosku, że można spróbować promieniowanie rentgenowskie zbadać za pomocą odpowiedniej siatki dyfrakcyjnej. Przypadkowo, uświadomił sobie, że kryształy mają budowę podobną do siatki dyfrakcyjnej. Zaproponował przeprowadzenie doświadczeń, w których wiązka promieni X padała przez mały otwór na kryształ siarczynu cynkowego, za którym ustawiono płytę fotograficzną. Po wywołaniu płyty ukazał się na niej piękny, doskonale symetryczny wzór. Tego samego wieczoru 21 kwietnia 1912 roku wracając do domu, wymyślił jak wykorzystać do opisu odkrytego zjawiska obliczenia stosowane w pomiarach optycznych siatek dyfrakcyjnych. Znaczenie pracy Lauego zauważono natychmiast. Zakres badań poszerzyli inni badacze, zwłaszcza William Lawrence Bragg i jego ojciec William Henry Bragg. Pod wpływem odkrycia Lauego inny uczone Henry Moseley opracował metodę spektroskopii rentgenowskiej, pozwalającą na identyfikację różnych pierwiastków. Laue otrzymał Nagrodę Nobla w 1914 roku, a Braggowie rok później. Henry Moseley miał mniej szczęścia, stracił życie w I wojnie światowej. Wielkim tryumfem zastosowań dyfrakcji rentgenowskiej było pod koniec lat 50. XX wieku rozszyfrowanie pierwszych struktur białkowych. Badania te stanowiły kamienie milowe na drodze do zrozumienia funkcjonowania organizmów żywych na poziomie atomowym. Sukces krystalografii białek był możliwy dzięki wynalezieniu odpowiednio silnych źródeł promieniowania rentgenowskiego umożliwiających pomiar dyfrakcji od kryształów makromolekuł.

Spotkanie MAEA było okazją do wymiany doświadczeń między specjalistami z różnych dziedzin nauki: fizykami, chemikami analitykami, konserwatorami zabytków, materiałoznawcami i chemikami radiacyjnymi. Warto przypomnieć, że konferencja odbyła się w roku, w którym obchodzimy 100 rocznicę odkrycia przez Maxa Lauego zjawiska dyfrakcji promieni rentgenowskich na kryształach. Doświadczenia Charlesa Barkli wskazywały, że promienie rentgenowskie to promieniowanie elektromagnetyczne o znacznie mniejszej długości fali niż fale świetlne. Nie było na to jednak dowodów. Dopiero Sommerfeld określił przypuszczalną długość fal rentgenowskich. Na tej podstawie Max Laue doszedł do wniosku, że można spróbować promieniowanie rentgenowskie zbadać za pomocą odpowiedniej siatki dyfrakcyjnej. Przypadkowo, uświadomił sobie, że kryształy mają budowę podobną do siatki dyfrakcyjnej. Zaproponował przeprowadzenie doświadczeń, w których wiązka promieni X padała przez mały otwór na kryształ siarczynu cynkowego, za którym ustawiono płytę fotograficzną. Po wywołaniu płyty ukazał się na niej piękny, doskonale symetryczny wzór. Tego samego wieczoru 21 kwietnia 1912 roku wracając do domu, wymyślił jak wykorzystać do opisu odkrytego zjawiska obliczenia stosowane w pomiarach optycznych siatek dyfrakcyjnych. Znaczenie pracy Lauego zauważono natychmiast. Zakres badań poszerzyli inni badacze, zwłaszcza William Lawrence Bragg i jego ojciec William Henry Bragg. Pod wpływem odkrycia Lauego inny uczone Henry Moseley opracował metodę spektroskopii rentgenowskiej, pozwalającą na identyfikację różnych pierwiastków. Laue otrzymał Nagrodę Nobla w 1914 roku, a Braggowie rok później. Henry Moseley miał mniej szczęścia, stracił życie w I wojnie światowej. Wielkim tryumfem zastosowań dyfrakcji rentgenowskiej było pod koniec lat 50. XX wieku rozszyfrowanie pierwszych struktur białkowych. Badania te stanowiły kamienie milowe na drodze do zrozumienia funkcjonowania organizmów żywych na poziomie atomowym. Sukces krystalografii białek był możliwy dzięki wynalezieniu odpowiednio silnych źródeł promieniowania rentgenowskiego umożliwiających pomiar dyfrakcji od kryształów makromolekuł.

BARBARA PIOTROWSKA, KRZYSZTOF ISAJENKO, MARIAN FUJAK

RADIOAKTYWNOŚĆ NATURALNA SUROWCÓW ODPADOWYCH

Wstęp

Radionuklidy naturalne są obecne w naszym środowisku. Wartości ich stężeń w poszczególnych komponentach środowiska mogą różnić się o kilka rzędów wielkości, w zależności od naturalnych i sztucznie wytwarzanych warunków lokalnych. Można także zaobserwować znaczne różnice składu izotopowego poszczególnych komponentów.

W glebach w Polsce naturalne stężenia radionuklidów naturalnych: potasu K-40, radu Ra-226 oraz toru Th-228 przedstawiają się następująco:

- K-40 zakres (116 – 1055) Bq/kg, wartość średnia 428 Bq/kg,
- Ra-226 zakres (3,7 – 143,2) Bq/kg, wartość średnia 25,3 Bq/kg,
- Th-228 zakres (3,7 – 125,0) Bq/kg, wartość średnia 24,4 Bq/kg.

według opracowanego przez CLOR wydawnictwa „Radiologiczny Atlas Polski – 2011”.

Wytwarzanie surowców odpadowych, które są następnie używane w ramach recyklingu w różnych gałęziach przemysłu, najczęściej wiąże się z zagęszczaniem ich naturalnych zanieczyszczeń promieniotwórczych.

Na podstawie wyników badań radioaktywności naturalnej surowców i materiałów budowlanych, prowadzonych przez Centralne Laboratorium Ochrony Radiologicznej i ponad 30 innych placówek pomiarowo-badawczych w naszym kraju, została stworzona ogólnopolska baza danych wyników tych pomiarów. Baza zawiera wyniki badań prowadzonych od 1980 roku do chwili obecnej.

Przepisy prawne

Metodyka badań surowców i materiałów budowlanych (w tym także surowców odpadowych), została dokładnie opisana w Poradniku 455/2010 Instytutu Techniki Budowlanej pt. „Badania promieniotwórczości naturalnej surowców i materiałów budowlanych”.

Przedmiotem tego poradnika są procedury związane z ochroną przed promieniowaniem jonizującym, którego źródłem mogą być naturalne pierwiastki promieniotwórcze występujące w surowcach i w odpadach przemysłowych pochodzenia mineralnego, stosowanych do produkcji materiałów i wyrobów budowlanych. Ponadto, poradnik przedstawia: asortyment kontrolowanych surowców naturalnych i odpadów przemysłowych pochodzenia mineralnego, wykorzystywanych w budownictwie oraz oferowanych materiałów i wyrobów budowlanych, podlegającym badaniom kontrolnym, podstawowe wymagania, metody badania stężeń zawartych w nich naturalnych pierwiastków promieniotwórczych, oraz zasady interpretacji wyników badań i oceny ich zgodności z ustalonymi wymaganiami.



Rysunek 1 Aparatura pomiarowa do pomiarów surowców odpadowych – analizator trójkanałowy azar-90 oraz domek osłonny.

Podstawowym aktem prawnym określającym wymagania stawiane surowcom i materiałom budowlanym stosowanym w różnych rodzajach budownictwa jest Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 2 stycznia 2007 roku „w sprawie wymagań dotyczących zawartości naturalnych izotopów promieniotwórczych potasu K-40, radu Ra-226 i toru Th-228 w surowcach i materiałach stosowanych w budynkach przeznaczonych na pobyt ludzi i inwentarza żywego, a także w odpadach przemysłowych stosowanych w budownictwie oraz kontroli zawartości tych izotopów” (Dz.U. nr 4/2007 poz. 29).

Rozporządzenie to klasyfikuje możliwość zastosowania różnych surowców i materiałów budowlanych w różnych typach budownictwa poprzez określenie dwóch parametrów:

1.) Wskaźnika aktywności f_1 , określającego zawartość naturalnych izotopów promieniotwórczych (jest to wskaźnik narażenia całego ciała na promieniowanie gamma),

zdefiniowanego za pomocą wzoru:

$$f_1 = \frac{S_K}{3000} + \frac{S_{Ra}}{300} + \frac{S_{Th}}{200}$$

gdzie: S_K , S_{Ra} , S_{Th} - oznaczają odpowiednio stężenie promieniotwórcze izotopów potasu K-40, radu Ra-226 oraz toru Th-228 wyrażone w [Bq/kg].

2.) Wskaźnika aktywności f_2 , który określa zawartość radu Ra-226 (jest to wskaźnik narażenia nabłonka płuc na promieniowanie alfa emitowane przez produkty rozpadu radonu pobrane wraz z powietrzem przez układ oddechowy człowieka):

$$f_2 = S_{Ra}$$

W zależności od wartości tych dwóch wskaźników, badany materiał może być stosowany w różnych typach budownictwa. I tak, wartości wskaźników f_1 oraz f_2 nie mogą przekraczać o więcej niż 20% wartości:

- 1.) $f_1=1$ i $f_2=200$ [Bq/kg] w odniesieniu do surowców i materiałów budowlanych stosowanych w budynkach przeznaczonych na pobyt ludzi lub inwentarza żywego;
- 2.) $f_1=2$ i $f_2=400$ [Bq/kg] w odniesieniu do odpadów przemysłowych stosowanych w obiektach budowlanych naziemnych wznoszonych na terenach zabudowanych lub przeznaczonych do zabudowy w miejscowym planie zagospodarowania przestrzennego oraz do niwelacji takich terenów;

- 3.) $f_1=3,5$ i $f_2=1000$ [Bq/kg] w odniesieniu do odpadów przemysłowych stosowanych w częściach naziemnych obiektów budowlanych niewymienionych w punkcie 2 oraz do niwelacji terenów niewymienionych w punkcie 2;
- 4.) $f_1=7$ i $f_2=2000$ [Bq/kg] w odniesieniu do odpadów przemysłowych stosowanych w częściach podziemnych obiektów budowlanych, o których mowa w punkcie 3, oraz w budowach podziemnych, w tym w tunelach kolejowych i drogowych, z wyłączeniem odpadów przemysłowych wykorzystywanych w podziemnych wyrobiskach górniczych.



Rysunek 2 Zestaw wzorców kalibracyjnych (potas-40, rad-226, tor-228) do kalibracji aparatury pomiarowej.

Dodatkowo przy stosowaniu odpadów przemysłowych do niwelacji terenów, o których mowa w punktach 2 i 3, oraz do budowy dróg, obiektów sportowych i rekreacyjnych zapewnia się, przy zachowaniu wymaganych wartości wskaźników f_1 i f_2 , obniżenie mocy dawki pochłoniętej na wysokości 1 m nad powierzchnią terenu, drogi lub obiektu do wartości nieprzekraczającej 0,3

$\mu\text{Gy/h}$, w szczególności przez położenie dodatkowej warstwy innego materiału.

W niniejszym opracowaniu przeprowadzono analizę możliwość wykorzystania surowców odpadowych (popiołów i żużli) do budownictwa mieszkaniowego i drogowego, czyli sprawdzono czy wskaźniki aktywności f_1 i f_2 określone dla tych odpadów, spełniają kryteria podane w w/w Rozporządzeniu Rady Ministrów.

Wyniki badań radioaktywności naturalnej surowców odpadowych w latach 1980 -2012

Węgiel kamienny charakteryzuje się stężeniami naturalnych radionuklidów zbliżonymi do wartości średnich określonych dla gleb w Polsce. W popiołach lotnych i żużlach powstałych w wyniku spalania węgla w elektrowniach następuje kilkakrotne zagęszczenie zawartości radionuklidów, przy czym jego stopień zależy od jakości spalanego węgla, sprawności spalania, rodzaju kotłów i wielu innych czynników.

Tabela 1. Stężenia naturalnych izotopów promieniotwórczych: potasu K-40, radu Ra-226 i toru Th-228 w produktach ubocznych spalania węgla w latach 1980 - 2012

Rodzaj materiału lub surowca odpadowego	Liczba próbek	Stężenie [Bq/kg]					
		K-40		Ra-226		Th-228	
		średnie	zakres (min - max)	średnie	zakres (min - max)	średnie	zakres (min - max)

PROMIENIOWANIE JONIZUJĄCE

Węgiel	433	156,3	4,9 – 776,0	24,74	2,0 - 91,0	18,32	0,5 - 45,0
Popiół elektrowniany	13818	697,6	6,0 – 2425,7	119,89	0,1 - 876,0	90,99	2,0 - 206,0
Żużel elektrowniany	3311	585,3	0,0 - 2270,8	83,85	4,0 - 468,7	71,48	0,1 - 185,0
Mieszanka popiołowo-żużlowa	2499	579,7	29,0 – 1430,0	96,39	0,0 - 326,0	70,87	0,0 - 142,0
Mikrosfery-glinokrzemian	163	760,7	58,0 - 1310,6	108,02	11,4 - 255,9	75,55	0,0 - 119,0
Gips elektrowniany	150	40,7	2,0 - 147,4	9,00	0,1 - 72,0	3,18	0,0 - 30,0

Najmniejsze wartości stężeń obserwuje się w żużlach elektrownianych i mieszaninach popiołowo-żużlowych, dla których średni stopień wzbogacenia naturalnych izotopów promieniotwórczych w stosunku do zawartości tych izotopów w węglu wynosi ok. 3,7. Z kolei, największe wartości stężeń występują w popiołach elektrownianych i mikrosferach, dla których średni stopień wzbogacenia wynosi ok. 4,5. Jedynie dla gipsów elektrownianych, uzyskiwanych w procesie odsiarczania, stężenia naturalnych radionuklidów są mniejsze niż w spalonym węglu.

Podobnie wysokie wartości stężeń naturalnych radionuklidów występują w niektórych produktach odpadowych przemysłu hutniczego. Dla porównania (patrz Tabela 2) podano wartości stężeń naturalnych radionuklidów w żużlach wielkopieczowych, pomiedziowych, poniklowych.

Największe wartości stężeń naturalnych izotopów promieniotwórczych zawierają żużle pomiedziowe.

Tabela 2. Wartości stężeń naturalnych izotopów promieniotwórczych: potasu K-40, radu Ra-226 i toru Th-228 w surowcach odpadowych przemysłu hutniczego.

Rodzaj surowca odpadowego	Liczba próbek	Stężenie [Bq/kg]					
		K-40		Ra-226		Th-228	
		średnie	zakres (min - max)	średnie	zakres (min - max)	średnie	zakres (min - max)
Żużel pomiedziowy	34	875,2	680,8 – 1060	312,31	104,2 – 385,7	62,75	35,0 - 183
Żużel ponikłowy	3	604,7	78,1 – 888,0	234,6	16,7 - 364	44,90	7,9 - 82
Żużel wielkopieczowy	161	206,5	21,0 - 1400	110,6	12,4 – 205,1	37,9	4,0 - 101

Możliwość zastosowania surowców odpadowych w budownictwie mieszkaniowym

Z uwagi na to, że pobyt ludzi w mieszkaniach szacuje się na 80 % spędzanego czasu życia, regulacja prawna dotycząca parametrów przydatności surowców i materiałów budowlanych przeznaczonych dla budownictwa mieszkaniowego pod względem radiologicznym jest w pełni uzasadniona. Do oceny przydatności materiałów korzysta się z obliczanych wskaźników aktywności f_1 i f_2 .

PROMIENIOWANIE JONIZUJĄCE

Na podstawie dotychczas przeprowadzonych badań radioaktywności naturalnej surowców i materiałów budowlanych, w Tabeli 3 zamieszczono informacje o ilości próbek, których wartości wskaźników aktywności f_1 i f_2 spełniają normy dopuszczające zastosowanie tych materiałów oraz surowców do budownictwa mieszkaniowego (zgodnie z Rozporządzeniem Rady Ministrów z 2007 r.). W tabeli podano również procentową ilość próbek dla każdego rodzaju surowców i materiałów budowlanych, które (zgodnie z obowiązującymi w Polsce przepisami) można bezpośrednio zastosować do budownictwa mieszkaniowego.

Jak można zauważyć w Tabeli 3, prawie 100 % surowców pochodzenia naturalnego i gotowych materiałów budowlanych może być wykorzystanych w budownictwie mieszkaniowym. W przypadku surowców pochodzenia przemysłowego najlepszymi wskaźnikami aktywności charakteryzują się: gips (100 % badanych próbek może być zastosowana w budownictwie mieszkaniowym), kruszywo z żużli (100 %), kruszywo domieszkowane (100 %) i kruszywo z popiołów (98,0 %), żużel wielkopiecowy (99,0 %), żużel elektrowniany (98,7 %).

Tabela 3. Ilości próbek surowców i materiałów budowlanych, które mogą być zastosowane w budownictwie mieszkaniowym – wskaźniki aktywności nieprzekraczające wartości $f_1 < 1,2$ oraz $f_2 < 240$ [Bq/kg].

Rodzaj surowca lub materiału budowlanego	Liczba próbek	Próbki, dla których $f_1 < 1,2$ i $f_2 < 240$ [Bq/kg]	
		Ilość	%
SUROWCE POCHODZENIA NATURALNEGO			
Żwir	34	34	100,0
SUROWCE POCHODZENIA PRZEMYSŁOWEGO			
Popiół elektrowniany	13818	11540	83,5
Popiół	730	619	84,8
Żużel elektrowniany	3311	3267	98,7
Żużel pomiedziowy	34	1	2,9
Żużel ponikłowy	3	1	33,3
Żużel wielkopiecowy	161	160	99,4
Żużel	1345	1270	94,4
Mieszanka popiołowo-żużłowa	2499	2457	98,3
Mikrosfery-glinokrzemian	163	152	93,3
Gips elektrowniany	150	150	100,0
Gips	88	88	100,0
Kruszywo	155	152	98,0
Kruszywo domieszkowane	12	12	100,0
Kruszywo z żużli pomiedziowych	34	1	2,9
Kruszywo z żużli	56	56	100,0
Kruszywo z popiołów	2440	2397	98,0
Odpad węglowy	8	8	100,0
MATERIAŁY BUDOWLANE			

PROMIENIOWANIE JONIZUJĄCE

Cement	161	161	100,0
Beton lekki	2561	2561	100,0
Beton tradycyjny	162	160	99,0
Cegła	1674	1674	100,0
Dachówka	49	49	100,0
Styropopiolobeton	1	1	100,0
Pustak betonowy	424	424	100,0
Wapno palone	28	28	100,0

Z kolei, najmniejszą możliwość wykorzystania surowców budowlanych pochodzenia przemysłowego do celów mieszkaniowych mają żużel pomiedziowy (tylko 1,3 % ogólnej ilości próbek nadaje się do budownictwa mieszkaniowego) i kruszywo z żużli pomiedziowych (2,9 %).

Zastosowanie surowców odpadowych w budownictwie drogowym



Rysunek 3. Domek osłonny (wykonany z ołowiu) do pomiarów surowców odpadowych

warunki dla możliwości ich zastosowania w budownictwie mieszkaniowym ($f_1 < 1,2$ i $f_2 < 240$ [Bq/kg]), mogą być oczywiście zastosowane w budownictwie drogowym, to z powyższej tabeli widzimy, że większość surowców może być w 100 % stosowana w budownictwie drogowym.

W praktyce surowce odpadowe pochodzenia przemysłowego mają zastosowanie przede wszystkim w budownictwie drogowym. Zgodnie z obowiązującymi przepisami wymagania dotyczące dopuszczalnych wartości wskaźników aktywności dla tego rodzaju budownictwa są mniej rygorystyczne i wynoszą odpowiednio $f_1 < 2,4$ i $f_2 < 480$ [Bq/kg] (z uwzględnieniem 20 % przekroczenia wartości granicznych podanych w Rozporządzeniu Rady Ministrów z 2007 r.). Na podstawie zebranych wyników badań znajdujących się w naszej bazie danych, w Tabeli 4 zestawiono liczby próbek, dla których wskaźniki aktywności ograniczone są wartościami $f_1 < 2,4$ oraz $f_2 < 480$ [Bq/kg] i które nie nadają się do budownictwa mieszkaniowego (tzn. $f_1 > 1,2$ lub $f_2 > 240$ [Bq/kg]).

Jeśli weźmiemy pod uwagę fakt, że surowce odpadowe, które spełniają

PROMIENIOWANIE JONIZUJĄCE

Oczywiście takie surowce jak żużel pomiedziowy (97,1 % próbek może być wykorzystanych tylko w budownictwie drogowym – nie może być stosowana w budownictwie mieszkaniowym), kruszywo z żużli pomiedziowych (97,1 %) czy żużel ponikłowy (66,7 %) mogą mieć zastosowanie przede wszystkim w budownictwie drogowym.

Tabela 4. Ilości próbek surowców odpadowych, które mogą być zastosowane w budownictwie drogowym – wskaźniki aktywności nieprzekraczające wartości $f_1 < 2,4$ oraz $f_2 < 480$ Bq/kg – nienadające się do budownictwa mieszkaniowego.

Rodzaj surowca odpadowego	Liczba próbek	Ilość (%) próbek, które mogą być zastosowane w budownictwie mieszkaniowym	Próbki, dla których $f_1 < 2,4$ i $f_2 < 480$ [Bq/kg] i które nie mogą być zastosowane do budownictwa mieszkaniowego	
			Ilość	%
Popiół elektrowniany	13818	11540 (83,5 %)	2272	16,4
Popiół	730	619 (84,8 %)	110	15,1
Żużel elektrowniany	3311	3267 (98,7 %)	44	1,3
Żużel pomiedziowy	34	1 (2,9 %)	33	97,1
Żużel ponikłowy	3	1 (33,3 %)	2	66,7
Żużel wielkopiecowy	161	160 (99,4 %)	1	0,6
Żużel	1345	1270 (94,4 %)	73	5,4
Mieszanka popiołowo-żużłowa	2499	2457 (98,3 %)	42	1,7
Mikrosfery-glinokrzemian	163	152 (93,3 %)	11	6,7

Tabela 4. (c.d.) Ilości próbek surowców odpadowych, które mogą być zastosowane w budownictwie drogowym – wskaźniki aktywności nieprzekraczające wartości $f_1 < 2,4$ oraz $f_2 < 480$ Bq/kg – nienadające się do budownictwa mieszkaniowego.

Rodzaj surowca odpadowego	Liczba próbek	Ilość (%) próbek, które mogą być zastosowane w budownictwie mieszkaniowym	Próbki, dla których $f_1 < 2,4$ i $f_2 < 480$ [Bq/kg] i które nie mogą być zastosowane do budownictwa mieszkaniowego	
			Ilość	%
Gips elektrowniany	150	150 (100 %)	0	0,0
Gips	88	88 (100 %)	0	0,0
Kruszywo	155	152 (98,1 %)	3	1,9
Kruszywo	12	12 (100 %)	0	0,0

PROMIENIOWANIE JONIZUJĄCE

domieszkowane				
Kruszywo z żużli pomiedziowych	34	1 (2,9 %)	33	97,1
Kruszywo z żużli	56	56 (100 %)	0	0,0
Kruszywo z popiołów	2440	2397 (98,2 %)	43	1,8
Odpad węglowy	8	8 (100 %)	0	0,0

Ocena narażenia osób wynikająca z zastosowania surowców odpadowych do budowy dróg

Według danych opublikowanych w raportach UNSCEAR standardowy człowiek spędza średnio poza budynkiem 20% rocznego czasu, tzn. około 1750 godzin. Jeżeli w wyniku zastosowania substancji o podwyższonej radioaktywności część tego czasu spędzi on w miejscach o zwiększonej wartości mocy dawki (ponad wartość mocy dawki tła naturalnego), to w takim przypadku może wystąpić dodatkowe narażenie całego ciała spowodowane zewnętrznym promieniowaniem jonizującym. Radionuklidy zawarte w tych substancjach mogą również przedostać się do łańcucha pokarmowego ludzi i zwierząt zwiększając w ten sposób narażenie wewnętrzne. Ludzi narażonych na promieniowanie jonizujące można podzielić na trzy grupy. Są to: osoby zatrudnione przy budowie dróg, kierowcy zawodowi oraz inni użytkownicy dróg. Do obliczeń narażenia przyjmuje się, że dla budowniczych i kierowców roczny czas narażenia wynosi 2100 godzin, zaś dla innych użytkowników nie przekracza on 750 godzin.

Moc dawki promieniowania gamma na wysokości 1 m nad nieograniczoną płaską powierzchnią terenu o średniej gęstości $\rho = 1,6 \text{ g/cm}^3$ określa w przybliżeniu wzór półempiryczny [H.L. Beck and other : The Natural Radiation Environment – U.S. Energy Research and Development Administration Report – 1972] :

$$D = 0,043 S_K + 0,43 S_{Ra} + 0,66 S_{Th}$$

gdzie S_K , S_{Ra} , S_{Th} – stężenia w [Bq/kg] odpowiednio ^{40}K , ^{226}Ra (w równowadze promieniotwórczej z jego izotopami pochodnymi) oraz ^{228}Th (w równowadze promieniotwórczej z jego izotopami pochodnymi).

Na podstawie pomierzonych wartości stężeń naturalnych izotopów promieniotwórczych w surowcach odpadowych i przy uwzględnieniu podanego powyżej czasu przebywania dla trzech w/w grup obliczono średnią i maksymalną wartość narażenia od różnych materiałów odpadowych. Wyniki mocy dawki przedstawiono w tabeli 5.

PROMIENIOWANIE JONIZUJĄCE

Tabela 5. Wielkość narażenia osób (obliczona wartość mocy dawki) wynikająca z zastosowania surowców odpadowych do budowy dróg – wartości średnie i maksymalne.

Rodzaj surowca lub materiału budowlanego	Roczny czas narażenia [h]			
	2100		750	
	Wartość narażenia [mSv/rok]			
	średnia	maksymalna	średnia	maksymalna
Popiół elektrowniany	0,342	1,489	0,122	0,532
Żużel elektrowniany	0,262	1,017	0,093	0,363
Mieszanka popiołowo-żużłowa	0,273	0,713	0,098	0,255
Mikrosfery-glinokrzemian	0,311	0,591	0,111	0,211
Gips elektrowniany	0,019	0,138	0,007	0,049

Z powyższej tabeli wynika, że średnie wartości obliczonej mocy dawki (czyli narażenia na oddziaływanie zewnętrznego promieniowania gamma) dla osób narażonych z tytułu wykonywanego zawodu budowniczy dróg oraz zawodowi kierowcy) zawiera się w granicach od 0,019 do 0,342 mSv/rok. Maksymalna wartość została obliczona dla popiołu elektrownianego i wynosi 1,489 mSv/rok; wartość tę uzyskano dla próbki nie dopuszczonej do zastosowania w budownictwie drogowym na terenie zabudowanym i należącej do 0,043 % przebadanego surowca odpadowego.

Średnie wartości narażenia na promieniowanie gamma dla ludności są mniejsze i zawierają się w granicach od 0,007 do 0,122 mSv/rok (przy maksymalnej obliczonej wartości wynoszącej 0,532 mSv/rok).

Podsumowanie

Uboczne produkty spalania węgla nie są odpadami radioaktywnymi lecz materiałami o podwyższonej zawartości naturalnych radionuklidów.

Utrzymanie w dotychczasowym wymiarze obligatoryjnej kontroli surowców i materiałów budowlanych zapewnia mieszkańcom (z punktu widzenia ochrony radiologicznej) stosowanie nieszkodliwych materiałów.

Na podstawie dostępnych wyników badań dotyczących naturalnej promieniotwórczości surowców budowlanych w Tabeli 6 podano ilości poszczególnych surowców odpadowych, które nie mogą być zastosowane w budownictwie drogowym, czyli takie, dla których, zgodnie z Rozporządzeniem Rady Ministrów z 2007 roku, wskaźniki aktywności wynoszą $f_1 > 2,4$ lub $f_2 > 480$ [Bq/kg].

Tabela 6. Ilość przekroczeń wartości granicznych wskaźników aktywności $f_1 > 2,4$ lub $f_2 > 480$ [Bq/kg] określonych dla odpadów przemysłowych i materiałów budowlanych - surowce te nie powinny mieć zastosowania w obiektach budowlanych naziemnych wznoszonych na terenach zabudowanych lub przeznaczonych do zabudowy w miejscowym planie zagospodarowania przestrzennego w latach 1980 - 2009.

Rodzaj surowca lub materiału budowlanego	Liczba próbek	Próbki, dla których $f_1 > 2,4$ lub $f_2 > 480$ [Bq/kg]	
		Ilość	%
SUROWCE POCHODZENIA PRZEMYSŁOWEGO			
Popiół elektrowniany	13818	6	0,043
Żużel	1345	2	0,15
MATERIAŁY BUDOWLANE			
Beton tradycyjny	162	2	1,23

Jak widzimy z powyższej tabelki, prawie wszystkie surowce i materiały budowlane (także surowce odpadowe) mogą być zastosowane w budownictwie drogowym. Należy tutaj jeszcze zwrócić uwagę na fakt, że wszystkie podane w tym opracowaniu wyniki dotyczą „czystych” materiałów i surowców. Wiadomo że zarówno w budownictwie mieszkaniowym jak i w budownictwie drogowym wykorzystuje się odpady przemysłowe zmieszane z materiałami o dużo niższych stężeniach naturalnych izotopów promieniotwórczych, nie ma więc możliwości aby dla tak przygotowanego materiału nastąpiło przekroczenie wartości wskaźników aktywności podanych w cytowanym już kilkakrotnie Rozporządzeniu Rady Ministrów.

*Barbara PIOTROWSKA, Krzysztof ISAJENKO, Marian FUJAK
Centralne Laboratorium Ochrony Radiologicznej, Zakład Dozymetrii
ul. Konwaliowa 7; 03-194 Warszawa*



Mała encyklopedia energii jądrowej

Mini Encyclopedia of Nuclear Energy

