

ŚWIADOMIE O ATOMIE

HANS BLIX

KORIUM

WODA W REAKTORACH



Freta 16 Warszawa  
Polska 00-227



MUZEUW MARII  
SKŁODOWSKIEJ - CURIE

**SKŁAD REDAKCJI****Redaktor Naczelny**

dr inż. Krzysztof Rzymkowski,  
dr inż. Marek Rabiński,  
dr inż. Andrzej Mikulski,  
dr inż. Piotr Czerski (PGE),  
Sekretarz Redakcji

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)

**NASZ SPONSOR****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

**EKOATOM Nr 3. Październik - Listopad 2011****Szanowni Państwo**

Przedstawiając trzeci numer kwartalnika EKOATOM, dziękuję za zainteresowanie poprzednimi numerami. Dotychczas stroną EKOATOM odwiedziło łącznie około 30 000 osób. Również na facebooku aktywnie prezentujemy problemy ekologii i energetyki

**W** bieżącym numerze użyczamy nasze strony gościom z zagranicy. Przedstawiamy m.in. poglądy Hansa Blixa, wieloletniego Dyrektora Generalnego Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej w Wiedniu, nt. perspektyw energetyki jądrowej w świecie. Zwróciliśmy się również do Aleksandra Kukshinova z ATOMSTROYEXPORTU z prośbą o opisanie najnowszych rozwiązań stosowanych w nowoczesnych rosyjskich elektrowniach jądrowych zapewniających bezpieczeństwo ich użytkowania.

Przyszłości poświęcone są też inne artykuły.

**W** opracowaniu J. Kaniewskiego można zapoznać się z perspektywami rozwoju energetyki jądrowej prowadzącymi do energetyki wysokosprawnej i niskoodpadowej. Artykuł jest końcowym opracowaniem z krótkiej serii publikacji dotyczących odpadów jądrowych. W sprawozdaniu z międzynarodowej konferencji „Współczesne Technologie Energetyczne” M. Kowalska przedstawiła nowoczesne zakłady francuskie pracujące w cyklu paliwowym, a S. Sommer podsumował wnioski z Międzynarodowego Kongresu Badań Radiacyjnych, który odbył się w Warszawie na początku września 2011 roku.

**U** nikalny artykuł J. Kubowskiego traktuje o awariach, w których dochodzi do roztopienia paliwa w rdzeniu reaktora, nawiązując do wydarzeń w Fukushima.

W zbiorowej pracy (T. Kisielewicz, B. Kuca, Z. Flisowski, F. Flamingo, C. Mazzetti) zwrócono uwagę na zagrożenia dla obiektów jądrowych wskutek wyładowań piorunowych. Ja pozwoliłem sobie omówić zagadnienia utylizacji odpadów ciekłych w elektrowniach jądrowych w powiązaniu z chłodzeniem reaktorów w sytuacjach awaryjnych.

W numerze proponujemy szereg nowych konkursów, a po 15 listopada na stronach ekoatom.com.pl, oraz w serwisie facebook ogłosimy wyniki konkursu fotograficznego.

**Wszystkich chętnych, a przede wszystkim specjalistów,  
serdecznie zapraszam do współpracy  
i publikowania na naszych łamach.**

Redaktor Naczelny

## Wiadomości

- 6 INFORMACJA DOT. SPOTKANIA INFORMACYJNEGO DLA DOSTAWCÓW TECHNOLOGII REAKTORA**
- 6 TESTY ODPORNOŚCIOWE ELEKTROWNI JĄDROWYCH NA EKSTREMALNE ZDARZENIA ZEWNĘTRZNE**
- 7 MG I UDT BĘDĄ WSPÓŁPRACOWAĆ PRZY REALIZACJI MISJI INIR**
- 7 55. SESJA KONFERENCJI GENERALNEJ MIĘDZYNARODOWEJ AGENCJI ENERGII ATOMOWEJ**
- 8 KAMPANIA INFORMACYJNA PGE „ŚWIADOMIE O ATOMIE”**
- 9 RAPORT— DLA KOGO ELEKTROWNIA JĄDROWA**
- 10 MONTAŻ KOPUŁY REAKTORA EPR W ELEKTROWNI TAISHAN 1 (CHINY)**
- 10 PROCEDURA UZGODNIENÍ TRANSGRANICZNYCH PROGRAMU POLSKIEJ ENERGETYKI JĄDROWEJ NIE ZAKOŃCZY SIĘ W TYM ROKU**

## Edukacja

Hans Blix

### **12 GEOPOLITYCZNE I STRATEGICZNE ASPEKTY WYKORZYSTANIA ENERGII JĄDROWEJ**

**TERAZ I W PRZYSZŁOŚCI** Na wypadek poważnego zdarzenia radiacyjnego w Centrum działają dwa komputerowe systemy wspomaganie decyzji: ARGOS (przekazany do PAA przez Danię w ramach umowy dwustronnej) oraz RODOS (przekazany nieodpłatnie przez Komisję Europejską i wdrożony w ramach środków własnych w PAA).

## Elektrownie Jądrowe

Jerzy Kubowski

### **20 KORIMUM - ROZTOPIONE PALIWO REAKTORA JĄDROWEGO**

W energetyce jądrowej mianem korium<sup>1</sup> przyjęto określać roztopioną, wysokotemperaturową, płynną mieszaninę materiałów rdzenia reaktora jądrowego. Jest złożona z tlenków uranu, plutonu, cyrkonu oraz metali wchodzących w skład wewnętrzzdzeniowych urządzeń konstrukcyjnych reaktora: aluminium, żelaza, niklu, chromu i innych.

Krzysztof Rzymkowski

### **22 WODA W ELEKTROWNIACH ATOMOWYCH – ROLA I ZAGROŻENIA**

Z wykorzystaniem wody w obiektach jądrowych i jej zanieczyszczeniem elementami radioaktywnymi wiąże się wiele nieporozumień. Istnieją np. obawy, że ciekłe wodne mogą wymywać elementy radioaktywne z przechowalników paliwa.

Zespół Autorów

### **60 PODSTAWY PROCEDUR SZACOWANIA I OCENY RYZYKA WYSTĘPUJĄCEGO W ELEKTROWNIACH NUKLEARNYCH WSKUTEK DOZIEMNYCH WYŁADOWAŃ PIORUNOWYCH**

SŁOWA KLUCZOWE: Ochrona odgromowa, zarządzanie ryzykiem, zagrożenie piorunowe, elektrownia nuklearna.

Alexander I. Kukshinov

### **70 ROSYJSKIE PROJEKTY ELEKTROWNI JĄDROWYCH**

#### **GWARANTOWANE BEZPIECZEŃSTWO I EFEKTYWNOŚĆ EKONOMICZNA**

Pośród oferowanych reaktorów jądrowych AP 1000, EPR 1600, WWER<sup>1</sup> ( w wariantach 1000, 1200, ), APWR, ABWR,

ESBWR, ACR 1000 i innych rosyjski reaktor WWER – jest na razie jedynym z reaktorów typu PWR generacji III i III+ posiadający: referencyjne systemy sterowania awarii projektowych oraz basen stopionego rdzenia

**Magdalena Kowalska**

## 90 WSPÓŁCZESNE TECHNOLOGIE ENERGETYCZNE 2010— PRZEMYSŁ JĄDROWY WE FRANCJI

Partnerska współpraca francusko-polska na polu nauki i techniki w dziedzinie energetyki jądrowej objawiła się do tej pory poprzez szkolenie polskich edukatorów.

## Paliwo jądrowe

**Jacek T. Kaniewski**

### 76 PERSPEKTYWA WYSOKOSPRAWNEJ I NISKOODPADOWEJ ENERGETYKI JĄDROWEJ: REAKTORY POWIELAJĄCE NA NEUTRONACH PRĘDKICH

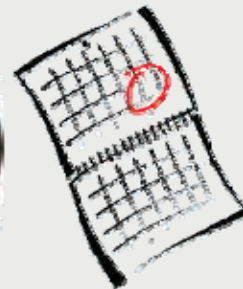
W niniejszym artykule zajmiemy się ... reaktorami prędkimi, które powielają materiał paliwowy wytwarzając pluton, ponieważ ich cykl paliwowy może być powiązany z cyklem paliwowym reaktorów lekkowodnych, które mamy uruchamiać w Polsce.

## Promieniowanie jonizujące

**Sylwester Sommer**

### 99 INFORMACJE O 14 MIĘDZYNARODOWYM KONGRESIE BADAŃ RADIACYJNYCH (ICRR 2011) WARSZAWA, 28.08.2011 – 1.09.2011

Nie od dzisiaj wiadomo, że promieniowanie jonizujące jest jednym z czynników najefektywniej wywołującym nowotwory. Według klasycznej nomenklatury skutki działania promieniowania na poziomie organizmu dzielimy na deterministyczne i stochastyczne.



Instrukcja Programy  
Pensji  
TU

GRUPA 1 2 3  
Szkolenia Egzaminy  
EKSPLOATACJA DOZÓR

Urządzenia Wytwarzające  
Pole Elektromagnetyczne  
BHP

Terminy szkoleń  
egzaminów  
WARSZAWA

EKO  
TECHNOLOGIE  
BIOGAZ  
WODA  
WIELE WIATR

# Szkolenia W.Cz.

[www.edu.cosiw.pl](http://www.edu.cosiw.pl)



**CHCESZ WSPÓŁTWORZYĆ EKOATOM ?**

**MASZ CIEKAWY ARTYKUŁ ...?**

**NAPISZ NA ADRES**

**[redakcja@ekoatom.com.pl](mailto:redakcja@ekoatom.com.pl)**

## **INFORMACJA DOT. SPOTKANIA INFORMACYJNEGO DLA DOSTAWCÓW TECHNOLOGII REAKTORA (22 - 23.09.2011)**

Inicjatywa organizacji spotkania informacyjnego przedstawicieli Spółki PGE Polska Grupa Energetyczna S.A. z potencjalnymi dostawcami nowoczesnych technologii jądrowych, to element transparentnej i otwartej strategii Grupy oraz samej Spółki PGE EJ 1, przy wyborze technologii dla pierwszej w Polsce elektrowni jądrowej. Jest kolejnym z cyklu spotkań z dostawcami prowadzonych od roku 2009 w ramach przyjętej strategii komunikacji i angażowania rynku dostawców technologii reaktora. Jej celem jest przede wszystkim rozpoznanie rynku dostawców technologii reaktora, zebranie informacji nt. oferowanych rozwiązań, a przede wszystkim potwierdzenie licznego udziału dostawców w planowanym procesie przetargowym, w celu zapewnienia odpowiedniej konkurencyjności. Podczas spotkania w dniu 22 września br., potencjalnym dostawcom przedstawiony został aktualny status realizacji Programu Polskiej Energetyki Jądrowej i udziału w nim Spółki PGE EJ 1 oraz harmonogram i założenia projektu, w tym podstawowe informacje dotyczące trybu i uwarunkowań formalno-prawnych planowanych postępowań przetargowych. Przedstawione także zostały priorytety polskiego Programu, wśród których kluczowe dotyczą bezpieczeństwa jądrowego, jakości, warunków i terminów realizacji prac.

## **27 IX 2011, 14:00 TESTY ODPORNOŚCIOWE ELEKTROWNI JĄDROWYCH NA EKSTREMALNE ZDARZENIA ZEWNĘTRZNE**

Zgodnie z podjętymi zobowiązaniami, do 15 września, urzędy dozoru jądrowego w krajach Unii Europejskiej dostarczyły krajowe raporty z postępu realizacji testów odpornościowych elektrowni jądrowych na ekstremalne zdarzenia zewnętrzne (tzw. stress tests). Raporty dostępne są na stronie internetowej Grupy ENSREG [http://www.ensreg.org/documents?view\\_filter\\_1=All](http://www.ensreg.org/documents?view_filter_1=All) od 20 września. Raporty te dotyczą 15 krajów, w tym 14 krajów UE posiadających elektrownie jądrowe jak: Belgia, Bułgaria, Czechy, Finlandia, Francja, Hiszpania, Litwa, Niemcy, Rumunia, Słowacja, Słowenia, Szwecja, Węgry i Wielka Brytania oraz Szwajcaria jako kraj stowarzyszony (niestety nie zamieszczono raportu z Holandii i trzeba wiedzieć, że na Litwie elektrownia została wyłączona). Przeglądy dokonane zostały przez operatorów elektrowni jądrowych pod nadzorem krajowych urzędów dozoru jądrowego. Raporty końcowe wykonane przez operatorów mają być gotowe do 31 października, a raporty krajowe do 31 grudnia, wtedy też rozpocznie się ich weryfikacja przez specjalny zespół międzynarodowy (tzw. peer review process). Sprawozdanie zbiorcze z postępu prac ma być przedstawione Komisji Europejskiej na posiedzeniu w dniu 9 grudnia br., a raport końcowy na posiedzeniu wyznaczonym na czerwiec 2012 r. że obszar ten nawiedzi w ciągu najbliższych 30 lat trzęsienie ziemi o sile 8 w skali Richtera, wynosi 87 proc.



**Ekologia Energetyka Ekonomia - wstęp do SEREN POLSKA**

Stowarzyszenie Ekologów Na Rzecz Energii Nuklearnej

SEREN

ul. Świętokrzyska 14 00-050 Warszawa

+48 22 5564309 :: [seren@seren.org.pl](mailto:seren@seren.org.pl)

Przystan do SEREN



**MG i UDT będą współpracować przy realizacji misji INIR.** Pełnomocnik Rządu ds. Polskiej Energetyki Jądrowej Hanna Trojanowska oraz prezes Urzędu Dozoru Technicznego Marek Walczak podpisali 5 października 2011 r. porozumienie o współpracy przy przygotowaniu i realizacji misji Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej dotyczącej Zintegrowanego Przeglądu Infrastruktury Jądrowej (INIR) w Polsce. Celem misji Integrated Nuclear Infrastructure Review jest ocena stanu przygotowań zaplecza instytucjonalno-organizacyjnego dla wdrożenia, eksploatacji i likwidacji przemysłowych obiektów jądrowych w Polsce. Zgodnie z ustaleniami porozumienia, Pełnomocnik Rządu oraz UDT będą współpracować przy przygotowaniu i realizacji misji INIR. W jej trakcie eksperci Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej ocenią przygotowanie naszego kraju do wdrożenia Programu polskiej energetyki jądrowej. Zadaniem UDT będzie także opracowanie „Polskiego raportu INIR dla I fazy”, w którym m.in. zostaną sformułowane wnioski i rekomendacje dla kolejnych etapów realizacji Programu. Prace nad projektem Raportu INIR powinny być zakończone do 31 grudnia 2011 roku. Ostateczna wersja dokumentu zostanie przekazana do Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej najpóźniej 28 lutego 2012 r.

W procesie wdrażania energetyki jądrowej Polska kieruje się koncepcją kamieni milowych Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (Milestones in the Development of a National Infrastructure for Nuclear Power, IAEA Nuclear Energy Series No. NG-G-3.1). Składa się ona z trzech głównych faz:



- przygotowanie decyzji o uruchomieniu programu energetyki jądrowej,
- przygotowanie budowy elektrowni jądrowych po podjęciu decyzji politycznej,
- działania dotyczące realizacji projektu budowy pierwszej elektrowni jądrowej.

Eksperti MAEA w kwietniu 2010 r. wstępnie ocenili zrealizowane dotychczas działania, z zadowoleniem przyjęli informacje o postępie prac nad Programem Polskiej Energetyki Jądrowej oraz zmianami prawnymi.

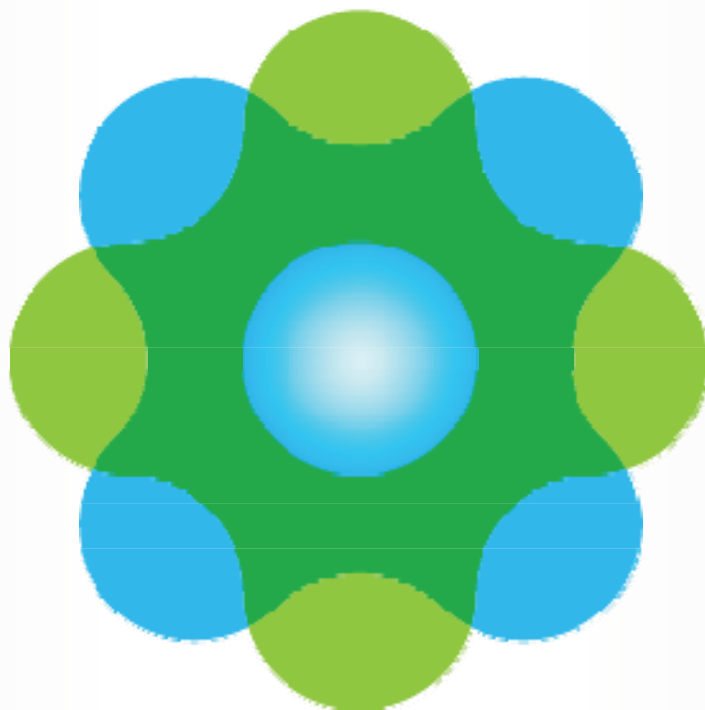


W dniach 19-23 września odbyła się w Wiedniu 55. sesja Konferencji Generalnej Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej, w której wzięło udział około 3 000 uczestników z większości spośród ponad 150 państw członkowskich MAEA, jak również przedstawiciele organizacji międzynarodowych rządowych i pozarządowych. W ramach polskiej delegacji w Konferencji uczestniczyła czteroosobowa delegacja Państwowej Agencji Atomistyki pod kierownictwem Prezesa PAA.

Konferencja Generalna jest organem plenarnym MAEA, zbierającym się corocznie i nadającym kierunek działania Agencji wiedeńskiej. W jej trakcie przyjmowany jest budżet MAEA na kolejny rok oraz szereg rezolucji dotyczących zakresu kompetencji tej organizacji międzynarodowej. Wzorem lat poprzednich, Konferencji towarzyszył szereg spotkań tematycznych i różne fora wymiany myśli i doświadczeń w zakresie bezpieczeństwa jądrowego i ochrony radiologicznej, zastosowania technik jądrowych w przemyśle, ochronie zdrowia, rolnictwie i innych dziedzinach oraz działalności weryfikacyjnej.



Posiedzenie plenarne Konferencji Generalnej MAEA. Z przodu siedzą (od lewej): amb. Przemysław Wyganowski, Zastępca Stałego Przedstawiciela RP w Wiedniu, Janusz Włodarski, Prezes PAA Maciej Jurkowski,



# Świadomie o atomie

## energia jądrowa w Polsce

**PGE Polska Grupa Energetyczna** uruchamia program edukacyjno-informacyjny „Świadomie o atomie”. Jego celem jest zachęcenie do poszukiwania informacji o energii jądrowej i jednocześnie dostarczanie wiedzy umożliwiającej każdemu wyrobienie sobie własnego zdania na ten temat. PGE rozpoczyna działania komunikacyjne, które będą prowadzone nieprzerwanie od teraz, poprzez etap przygotowania inwestycji, budowy, aż do uruchomienia pierwszego bloku pierwszej elektrowni jądrowej.

Jak podkreśla spółka jest to niezbędne dla pozyskania, zrozumienia i wsparcia dla tej inwestycji wśród Polaków, zwłaszcza wśród mieszkańców z regionów potencjalnych lokalizacji elektrowni. PGE chce prowadzić działania edukacyjne na temat energetyki jądrowej i na bieżąco informować o postępach prac w projekcie. Ten jeden z największych projektów infrastrukturalnych w historii polskiej gospodarki, to wielkie wyzwanie inżynierskie, organizacyjne i finansowe, do którego konsekwentnie się przygotowujemy. Jednym z kluczowych elementów gwarantujących powodzenie całego przedsięwzięcia będzie pozyskanie poparcia większości Polaków dla programu jądrowego w naszym kraju. - mówi Tomasz Zadroga, prezes zarządu PGE. - Zależy nam, na stworzeniu wiarygodnej platformy dialogu - także z naszymi przeciwnikami. Wierzymy, że program „Świadomie o atomie” podniesie wartość merytorycznej dyskusji w rozważaniach na temat rozwoju energii jądrowej w Polsce” - dodaje prezes.





Głównym narzędziem programu jest portal [www.swiadomieoatomie.pl](http://www.swiadomieoatomie.pl), który stanowił będzie bazę do działań komunikacyjnych. W jego tworzeniu biorą udział eksperci naukowcy oraz pracownicy merytoryczni spółki. Planowane jest też szereg innych aktywności: publikacji, spotkań, warsztatów i debat adresowanych do różnych grup interesariuszy. Wsparciem dla tych działań będzie przeprowadzona kampania reklamowa zarówno w prasie jak i w Internecie, której towarzyszy hasło „Masz wiedzę czy tylko opinię?”.

„Nie da się ukryć, że projekt budowy elektrowni jądrowej w Polsce wywołuje niespotykane przy innych tego typu przedsięwzięciach emocje społeczne. Emocje, wynikające często z braku podstawowej wiedzy na temat energetyki jądrowej. Dlatego chcemy dostarczać kompletną i rzetelną wiedzę na temat tego nowego dla Polaków źródła energii bo wiemy, że jednym z kluczowych elementów, gwarantujących powodzenie inwestycji, jest pozyskanie przychylności społecznej. Program „Świadomie o Atomie” będzie bazą naszej komunikacji z otoczeniem, na każdym etapie przygotowania i realizacji projektu” - mówi Tomasz Zadroga.



## DLA KOGO ELEKTROWNIA JĄDROWA?

Opinia publiczna o planach rozwoju energetyki jądrowej w Polsce i wybranych województwach w latach 2010-2011



## Raport— Dla Kogo Elektrownia Jądrowa.

Źródło: Gdański Park Naukowo-Technologiczny, Pomorska Specjalna Strefa Ekonomiczna, 18.10.2011

Badanie przeprowadzono w latach 2010-2011 w województwie pomorskim oraz trzech innych województwach z najbardziej prawdopodobnymi lokalizacjami przyszłej elektrowni jądrowej (zachodniopomorskim, wielkopolskim i mazowieckim). W sumie przebadano ponad sześć tysięcy osób. Wyniki przedstawiono w raporcie „Dla kogo elektrownia jądrowa? Opinia publiczna o planach rozwoju energetyki jądrowej w Polsce i wybranych województwach w latach 2010-2011”, który został zaprezentowany podczas spotkania Forum Dialogu i Współpracy Energia i Samorządność w Gdańskim Parku Naukowo-Technologicznym.



wnp.pl

Operacja montażu kopuły na budynku reaktora EPR w elektrowni Taishan w Chinach zakończyła się pełnym sukcesem.

Kopuła, o obwodzie 147 metrów i wadze około 270 ton, została podniesiona 70 metrów nad ziemię a następnie pozwoli opuszczona na 44-metrowy budynek reaktora. Według przedstawiciela CNECC, jest to najwyżej umieszczona kopuła budynku reaktora na świecie.

Położenie kopuły wieńczy zasadniczy etap budowy reaktora EPR dostarczonego do Chin przez firmę AREVA. Budowa reaktora trwała od ponad dwóch lat. Uczestniczyło w niej ponad 2 tysięcy pracowników. W operacji brały udział największe chińskie firmy budowlano-montażowe i elektromechaniczne, w tym Huaxing i 23. Kompania, oraz francuskie firmy inżynierskie i dostawcy urządzeń, jak AREVA i Sofinel, wraz z chińskimi partnerami. EDF, który jest inwestorem reaktorów EPR w Chinach, zapewnił firmie CGNPC niezbędne wsparcie techniczne realizowane przez około czterdziestu inżynierów, oddelegowanych do pracy na budowie Taishan w ramach struktury TNPJVC.



Montaż kopuły reaktora EPR w elektrowni Taishan 1

Źródło: China Nuclear Engineering and Construction Corporation (CNECC)



*EDF, grupa energetyczna o światowym zasięgu, działa od 1993 roku i jest największym w Polsce inwestorem zagranicznym w sektorze produkcji energii elektrycznej i ciepła.*

**Rzeczpospolita - 17-10-2011 06:39**

Z powodu uwag zgłaszanych przez Austrię, Niemcy i Finlandię, procedura uzgodnień transgranicznych Programu Polskiej Energetyki Jądrowej nie zakończy się w tym roku - informuje „Rzeczpospolita”.

Do programu budowy pierwszej elektrowni jądrowej w naszym kraju uwagi zgłaszają Niemcy, wspólnie z Niemcami Austria i Finlandia. Kraje te wystąpiły o wydłużenie o dwa miesiące terminu składania uwag do programu, bo według nich powinny one dysponować taką samą ilością czasu na wyrażenie swoich opinii jak Polacy.

Według informacji "Rz", termin nadsyłania stanowisk przedłużono do 4 stycznia 2012 r., co oznacza, że Program Polskiej Energetyki Jądrowej będzie mógł być przyjęty przez rząd dopiero w przyszłym roku.

Rozkład mocy dawki promieniowania gamma w Polsce w dniu 01.11.2011r.



Brak jakichkolwiek zagrożeń radiacyjnych



Działalność Prezesa  
PAŃSTWOWEJ AGENCJI ATOMISTYKI

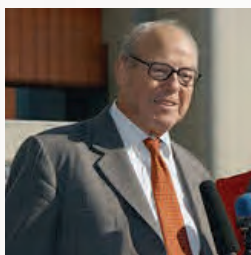
oraz  
Ocena Stanu Bezpieczeństwa Jądrowego  
i Ochrony Radiologicznej w Polsce  
w 2010 Roku



# GEPOLITYCZNE I STRATEGICZNE ASPEKTY WYKORZYSTANIA ENERGII JĄDROWEJ TERAZ I W PRZYSZŁOŚCI

Hans Blix

Tłumaczył z angielskiego Krzysztof Rzymkowski



*Wieloletni Dyrektor Generalny MAEA. Szwedzki dyplomata, minister spraw zagranicznych (1978 – 1979). Przewodniczący Komisji Monitorującej, Weryfikacyjnej i Inspekcyjnej ONZ (2000 -2003). Laureat Nagrody im. Olofa Palmego. Referat wygłoszony w Varenna 15 września 2011 (Third Symposium on Plasma Heating in Toroidal Devices)*

Coraz częściej **znaczące gremia opiniotwórcze wywierają nacisk na ludzkość, by zrezygnowała z używania energii jądrowej zarówno do produkcji energii jak i broni.**

Pozwolę sobie pokrótce wymienić niektóre ze zgłaszanych zastrzeżeń co do wykorzystywania energii jądrowej:

Twierdzi się, że zarówno wypadek w Fukushima oraz ten sprzed 25 lat w Czarnobylu pokazują, że elektrownie jądrowe wymagają nadludzkich umiejętności by zapewnić bezpieczną obsługę, a my takimi nie dysponujemy.

Mimo, że niewiele było przypadków bezpośrednich obrażeń ciała spowodowanych promieniowaniem w Czarnobylu, a żadnego takiego przypadku nie było w Fukushima, wypadki jądrowe postrzegane są gorzej niż jakiegokolwiek inne. Wiele kilometrów kwadratowych uległo **skażeniu** na różnym poziomie aktywności przez długi okres czasu. Wiele dzieci na Ukrainie zachorowało na **raka tarzczycy** i część z nich zmarła. Inni ludzie zostali napromienieni w różnym stopniu. W społeczeństwie pozostał wielki **uraz psychiczny**, oraz obawa o nowe przypadki nowotworów, choć niemożliwa będzie identyfikacja tych spośród milionów przypadków zachorowań, które będą spowodowane promieniowaniem.

Krytycy podkreślają, że **niemoralnym jest**, aby nasze pokolenie korzystało z dobrodziejstw energetyki jądrowej, pozostawiając **dla przyszłych pokoleń odpady**, które będą stanowić zagrożenie przez setki tysięcy lat

Podkreśla się, że każde kolejne użycie **broni jądrowej** będzie katastrofą i że **wojna nuklearna** może spowodować „**zimę nuklearną**” i zmieść ludzkość z powierzchni ziemi

Twierdzi się, że świat nie potrzebuje energii jądrowej. Istnieją bowiem **alternatywne źródła energii**, zwłaszcza energia wiatrowa i słoneczna.

Moim zdaniem **rozbrowienie nuklearne** – jak i każde inne - wzmocnią bezpieczeństwo geopolityczne. Na świecie po zimnej wojnie rozbrowienie staje się **możliwe** w miarę jak postęp globalizacji wzmacnia wzajemne uzależnienie państw od siebie. Usunęłoby ono wiele niebezpieczeństw i napięć, zredukowałoby absurdalnie rozbudowane budżety wojskowe, uwalniając tym samym środki niezbędnie potrzebne do ochrony środowiska.

**Energia jądrowa** nie będzie, jak myślę, zaniechana, ponieważ może ona być znacząco i ekonomicznie pomocna w dostarczeniu ogromnej ilości niezbędnej światu energii przy niskim – ale nie zerowym - ryzy-

ku, wytwarzając odpady, które mogą być bezpiecznie izolowane od biosfery. Przy jednoczesnym wzroście wydajności w produkcji i wykorzystaniu energii oraz innowacyjności technologicznej energia jądrowa jest najprawdopodobniej najważniejszym narzędziem przeciwstawienia się globalnemu ociepleniu. Jakkolwiek technika jądrowa i jej technologie przeszły długą drogę, nie są przy jej końcu, lecz raczej na początku swej historii. Technika jądrowa powinna więc zbierać kolejne plony z drzewa wiedzy.

Rola **źródeł odnawialnych** będzie wzrastać, lecz ich rola pozostanie **marginalna**. Wiatraki i baterie słoneczne nie są w stanie zaspokoić podstawowych potrzeb energetycznych przemysłu, mega –miast i komunikacji przy akceptowalnych kosztach.

Pozwolę sobie teraz przejść do bardziej szczegółowych rozważań.

### MILITARNE WYKORZYSTANIE ENERGII JĄDROWEJ

W szczytowym momencie zimnej wojny na świecie było ponad 50 000 głowic jądrowych – większość z nich znajdowała się w Stanach Zjednoczonych i Związku Radzieckim. Oba supermocarstwa miały możliwość wywołania dużych zniszczeń w odwecie za atak nuklearny drugiej strony. Nazywano to MAD – Mutually Assured Destruction – Gwarancja Wzajemnego Zniszczenia. Czy układ MAD zapobiegał wojnie, jak twierdzi część ekspertów, pozostaje w sferze domysłów. Wielu jest przekonanych, że uniknięcie wojny nuklearnej było kwestią szczęścia – jak w czasie kryzysu kubańskiego.

Po zakończeniu zimnej wojny oba super-mocarstwa postrzegały nadmiar siły niszczącej jako niepotrzebny ciężar i około 25 000 głowic jądrowych zostało rozbrojonych. Większość materiałów rozszczepialnych została wykorzystana jako paliwo jądrowe w elektrowniach - megatony zostały zamienione na megawaty.

Wraz z przejściem władzy przez administrację prezydenta Obamy w 2009 narodziła się nadzieja na powrót do negocjacji rozbrojeniowych, które w czasie zwłaszcza prezydencji Busha wkroczyły w fazę stagnacji. Nowe porozumienie START pomiędzy Stanami Zjednoczonymi i Rosją zostało podpisane już w 2010 r. Uzgodniono skromną ale rzeczywistą redukcję broni jądrowej i środków przenoszenia i obudzono oczekiwania na więcej.

Część amerykańskich i rosyjskich polityków prominentnych w czasie zimnej wojny - jak Shultz i Kissinger ze Stanów Zjednoczonych oraz Primakow i Ivanow z Rosji - przedstawili swój pogląd, że po zakończeniu zimnej wojny system odstraszania stał się anachroniczny, i że Stany Zjednoczone i Rosja powinny być liderami **globalnego rozbrojenia**. Postrzegali oni rozprzestrzenianie się broni jądrowej do innych państw i organizacji terrorystycznych jako wielkie zagrożenie, do usunięcia być może tylko przez wspólne światowe zakończenie ery broni jądrowej.

Niestety, propozycje rozbrojenia nuklearnego spotkały się z protestem elit wojskowych i politycznych odpowiedzialnych za bezpieczeństwo w Stanach Zjednoczonych i Rosji. Po obu stronach nie ustawały naciski, że obrona nuklearna musi pozostać w pogotowiu na wypadek wzajemnego ataku. **W Waszyngtonie** prezydent Obama tylko w wyniku wielkiego wysiłku politycznego i po obiecaniu wielubilionów na utrzymanie produkcji broni jądrowej, w dobrej formie uzyskał zgodę senatu na ratyfikację układu START. **W Moskwie** wojskowi eksperci bezpieczeństwa ostrzegali, że Stany Zjednoczone wciąż opracowują system tarczy antyrakietowej, który może pewnego dnia umożliwić Stanom atak na jakikolwiek cel na świecie przy użyciu broni jądrowej, bez niebezpieczeństwa odwetu. Tym samym upadłby układ MAD.

Nadzieje na rozbrojenie z wiosny 2010 w 2011 roku przeszły w fazę stagnacji. Jakkolwiek kontynuowane są rozmowy Stany Zjednoczone - Rosja w najważniejszej kwestii pocisków, jak również następują pewne elementy „resetu”; świat znajduje się **w kwestii rozbrojenia w punkcie zawieszenia**. W przededniu wyborów prezydenckich w Stanach Zjednoczonych i Rosji oba rządy wiedzą, że muszą wyglądać na silne i zdeterminowane.

Potencjalne geopolityczne zagrożenie ogromnymi arsenałami jądrowymi istnieje nadal. Jest ono złagodzone przez **brak** - po zakończeniu zimnej wojny –realnych poważnych **konfliktów pomiędzy głównymi potęgami jądrowymi**. Nie można jednak powiedzieć, że nie istnieje ryzyko zagrożenia jądrowego na skutek wypadku czy nieporozumienia. Ponadto mimo, że



ryzyko przejścia materiałów nuklearnych lub „brudnej bomby” wydaje się niskie, to jednak pojawiają się nowe zagrożenia ze strony **Korei Północnej i Iranu**.

Do tej mapy zagrożeń należy dodać szereg **dalszych komplikacji**. Każde spowolnienie ekspansji energetyki jądrowej po Fukushima będzie powodować **wzrost rywalizacji do dostępu do zasobów gazu i ropy**. **Włoskie „nie”** dla rozwoju energetyki jądrowej spowoduje uzależnienie kraju od importu gazu. Niemcy rezygnując z energetyki jądrowej zwiększą import gazu.

Silne uzależnienie od importu gazu spowoduje zwiększenie rywalizacji i napięć **w obszarze dostawy produkcji gazu** na Bliskim Wschodzie, Azji Środkowej i Arktyce. Ważne postacie w polityce Stanów Zjednoczonych (**Senator Lugar**) ostrzegały, że przerwy w eksporcie gazu mogą być postrzegane jako agresja wyzwalająca solidarność NATO.

**W ten sposób, zaniechanie** lub spowolnienie rozwoju **energetyki jądrowej** może, z dużą dozą prawdopodobieństwa, prowadzić do zwiększenia **napięć geopolitycznych**. Niektórzy są nieufni i nieprzychylni wobec planów budowy własnych elektrowni jądrowych przez kraje eksportujące ropę z rejonu Zatoki. Czy woleli by oni by te kraje pokrywały swoje rosnące zapotrzebowanie na energię elektryczną przez spalanie większej ilości ropy? Pozwolę sobie zauważyć, że Chiny są obecnie większym importerem ropy z Arabii Saudyjskiej niż Stany Zjednoczone. Czy nie powinniśmy raczej życzyć Chinom utrzymania szybkiego wzrostu energetyki jądrowej niż dalszego zwiększania importu paliw płynnych i budowy nowych elektrowni węglowych?

**Dalsze komplikacje** na mapie zagrożeń nuklearnych mają związek z budową **nowych instalacji cyklu paliwowego**, przede wszystkim zakładów **wzbogacania uranu** lub reprocesowania (wydzielania z paliwa wypalonego) **plutonu**. **Na mocy** Traktatu o Nierozprzestrzenianiu Broni Jądrowej (*Non – Proliferation Treaty NPT*) państwa – sygnatariusze mogą budować nie tylko elektrownie jądrowe, ale również zakłady wzbogacania i przerobu paliwa dla celów pokojowych.

Budowa kolejnych **reaktorów lekko-wodnych** – nawet na dużą skalę – nie wzbudziła większych sprzeciwów. Tak naprawdę, w latach 90-tych Stany Zjednoczone były skłonne pomóc **Korei Północnej** w budowie dwóch reaktorów lekkowodnych w zamian za zaprzestanie planu budowy zakładu **przerobu** i produkcji plutonu, a EU proponowało pomoc w budowie większej ilości reaktorów lekko wodnych **Irano- wi**, pod warunkiem rezygnacji z planów budowy zakładów wzbogacania uranu.

Przeciwnie zaś, budowa **zakładów wzbogacania uranu** może wzbudzać obawy - szczególnie jeżeli uzasadnienie ekonomiczne nie wydaje się racjonalne. Problem polega na tym, że jeżeli jest się w posiadaniu aparatury pozwalającej uzyskać wzbogacenie uranu do 4% wymaganych dla paliwa w elektrowniach jądrowych, to bez większych przeszkód można uzyskać wzbogacenie 94% wystarczające do budowy broni jądrowej.

Kraje objęte układem NPT takie jak **Japonia, Brazylia i Argentyna** posiadają takie możliwości, lecz nie budzi to większego niepokoju na scenie międzynarodowej. Z drugiej strony **Iran** spotyka się z silnymi sprzeciwami międzynarodowymi na swojej drodze do uzyskania takiej wydajności wzbogacania uranu, jak deklaruje, na użytek pokojowy.

Wiele rządów uważa za pożądane wprowadzenie pewnych **ograniczeń w zakresie dalszej budowy zakładów wzbogacania w krajach nie posiadających broni jądrowej**. Prawdą jest, że takie budowy – jak to widać w przypadku Iranu - wywołują podejrzenia, napięcia i może nawet „wyścigi do cyklu paliwowego”. Można przekonywać, że takie nowe ograniczenia nie byłyby zbyt dużym obciążeniem, ponieważ tak jak nie wszystkie państwa muszą posiadać własne rafinerie ropy, lecz mogą importować rafinowane produkty ropy gdy jest to bardziej ekonomiczne, tak samo poszczególne państwa mogą kupować wzbogacony uran, jeżeli zagwarantowana będzie jego wystarczająca dostępność na rynkach światowych. Jednakże mało prawdopodobne jest, by państwa nie posiadające broni jądrowej zaakceptowały ograniczenia inne niż zobowiązanie do zaniechania konstrukcji broni jądrowej.

Jak zaznaczyłem, **krótkoterminowa perspektywa** rozbrojenia jądrowego i innego jest mglista i bez większych szans na rozświetlenie całokształtu zagrożeń geopolitycznych. Sytuację pogorszyć może zwiększenie się zapotrzebowania Azji na ropę, gaz i inne surowce, co może prowadzić do zatargów. W sektorze

energetycznym rozwój energetyki jądrowej pomoże do pewnego stopnia zmniejszyć napięcie.

**Więszym optymistą** jestem w **dlugoterminowej** ocenie kwestii rozbrojenia i zmniejszenia budżetów wojskowych, ponieważ widzę niewiele potencjalnych źródeł **poważnych konfliktów** między dużymi państwami o poważnym potencjale militarnym. **Historyczne** konflikty zbrojne między państwami powodowane były sporami o **granice, terytorium** lub **religie/ ideologię**. Z dużą dozą prawdopodobieństwa zimna wojna była ostatnią światową wojną toczoną w imię ideologii lub ustroju społecznego. Nie będzie wojen cywilizacyjnych, a ujednoczony system ekonomiczny (z różnymi odcieniami) został przyjęty praktycznie w całym świecie.

O co zatem prowadzić mogą spór między sobą duzi i silni i dlaczego utrzymują oni ogromne struktury militarne włączając w to kosztowne arsenały jądrowe? Światowe **wydatki wojskowe** wynosiły w 2009 około 1 500 bilionów dolarów – z tego blisko 45% to wydatki Stanów Zjednoczonych, może 6% Chin, około 4% Francji, między 3-4% Wielkiej Brytanii, Japonii, Niemiec i Rosji (Włochy 2,3 % Indie 2,4 % Arabia Saudyjska 2,7 %).

Prawdą jest, że są **punkty zapalne** jak Taiwan, Kaszmir, czy granica Indii z Chinami. Podczas gdy nie można założyć, że zaangażowane państwa będą zawsze kierować się względami pragmatycznymi, jest mało prawdopodobne, by stały się zarzewiem konfliktu ogólnoswiatowego. To samo odnosi się do **wojen domowych** i **regionalnych** konfliktów zbrojnych, które nadal będą wybuchać, zwłaszcza w Afryce.

W rzeczywistości za tymi nadal horrendalnymi **przygotowaniami militarnymi** stoi, jak już wcześniej wspominałem, duża część **elit** wojskowo — przemysłowo — politycznych, odpowiedzialnych za bezpieczeństwo wielkich potęg, która nadal nie wyklucza możliwości zbrojnego konfliktu między nimi. **Jedynie okres bez poważnych kontrowersji**, jak myślę, przekona je, że po zimnej wojnie i w dobie przyspieszającej globalizacji świat znalazł się w nowej fazie rozwoju, w której potrzeba lepszej obrony przed terroryzmem i atakiem cybernetycznym, a duże ilości bombowców, łodzi podwodnych, myśliwców oraz walki w przestrzeni kosmicznej są stratą materiałów i wysiłku. **Reset** w stosunkach między Stanami Zjednoczonymi a Rosją, rosnąca współpraca między EU i Rosją oraz zbliżenie między Stanami Zjednoczonymi i Chinami są procesami, które mogą doprowadzić do okresu wyciszenia oraz rozbrojenia jądrowego.

Zazaczyłem uprzednio, że współzawodnictwo o dostęp do ropy i gazu – a może i innych dóbr – jest potencjalnym podłożem zatargów. Bardziej prawdopodobny jest on jednak, w mojej ocenie, w sferze cen niż konfliktów zbrojnych. Jest jednakże jasne, że **ekspansja energetyki jądrowej** może pomóc krajom w uzyskaniu **niezależności energetycznej** i zredukować współzawodnictwo o drożące ropę i gaz.

Pozwolę sobie zakończyć tę część mojej prezentacji przez dodanie, że istnieje nowy istotny czynnik, który ma szansę ułatwienia pojednania i współpracy pomiędzy najpotężniejszymi państwami, jak również innymi krajami. **MAD** – Gwarancja Wzajemnego Zniszczenia zostaje szybko **zastąpiona przez MED** – Mutual Economic Dependence, Wzajemną Zależność Gospodarczą. Szeroka wzrastająca **zależność** pomiędzy krajami prowadzi do **okazania większych względów** dla wzajemnych dążeń i do **unikania grózb i konfliktów**.

Jeśli elity wojskowe i ministerstwa obrony nie dostrzegą zmniejszania się stopnia ryzyka geopolitycznego oraz wagi sprawy rozbrojenia jądrowego i nie tylko, ufam, że zrobią to ministerstwa finansów i podatnicy.

### CYWILNE ZASTOSOWANIA ENERGII JĄDROWEJ

Pozwolę sobie teraz przejść do dyskusji o argumentach przeciwko zwiększaniu zależności od energii jądrowej. Nie da się zignorować faktu, że po wypadku w **Fukushimie** wzrosło wyczulenie się opinii publicznej na tego rodzaju argumenty i w niektórych krajach podjęto ważne **akcje polityczne**. We **Włoszech referendum**, które miało **otworzyć drogę** dla odrodzenia energetyki jądrowej zakończyło się – po Fukushima – utrzymaniem szlabanu wprowadzonego po wypadku w Czarnobylu w 1986r. Rząd **Niemiec**, który zaledwie kilka miesięcy wcześniej przepchnął ustawę zezwalającą na przedłużenie licencji na funkcjonowanie elektrowni jądrowych, był zmuszony pod wpływem opinii publicznej po Fukushima

zrobić krok w tył i wprowadzić zalecenie **wycofania się** z energetyki jądrowej do 2022 roku. W Japonii gdzie energetykę jądrową postrzegano jako podstawowy środek niezależności energetycznej planowany uprzednio szybki jej rozwój obecnie nie nastąpi.

W **Stanach Zjednoczonych** zarzucono plany budowy wielu nowych elektrowni jądrowych - może nie tyle z uwagi na Fukushima, ile na łatwy dostęp do gazu łupkowego. Mimo to, wiele innych krajów widać się utrzymywać pozytywne nastawienie do energetyki jądrowej przy założeniu dążenia do poprawy bezpieczeństwa atomowego, włączając w to naukę płynącą z wypadku w Fukushimie. Myślę tu o wielu krajach **Azji, na Środkowym Wschodzie, Wielkiej Brytanii, Finlandii, Holandii, Rosji i Europy Wschodniej.**

Pomimo tego, po okresie wzrastającego przekonania, że **ekspansja energetyki wolnej od emisji CO<sub>2</sub>** jest za rogiem, nastąpiło pewne wyhamowanie i świat nauki i technologii nuklearnej oraz rządy pragnące ograniczenia emisji CO<sub>2</sub> stanęły przed **wielkim zadaniem**, przywrócenia zagadnieniu **rozpędu.**

Myślę, że w **krótkiej perspektywie** jedyną odpowiedzią jest lepsza i bezpieczniejsza technologia. Przywiązanie do kultury bezpieczeństwa jądrowego musi nastąpić z pełnym zaangażowaniem i wszędzie. Nie ma tu kolizji z ekonomią. Przeciwnie, bezpieczne działania są bardziej ekonomiczne. Nieplanowane przerwy w dostawie energii są kosztowne.

W **dłuższej perspektywie** myślę, że krajobraz ulegnie zmianie poprzez **innowacje** naukowe i technologiczne. Sprzecznie z tym, co twierdzą niektórzy krytycy, problemy, z którymi się zmierzamy, **nie przerastają ludzkich możliwości.** Mogą i muszą być rozwiązane przez innowacje wprowadzane przez naukowców i inżynierów.

Istnieje potrzeba, aby naukowcy i inżynierowie oraz przede wszystkim odpowiedzialne społeczeństwa poświęcały więcej wysiłku i umiejętności na **wytłumaczenie**, jak ludzkość może skorzystać z energii jądrowej, jednocześnie utrzymując **ryzyko na akceptowalnym** poziomie. Musimy również szczerze przedyskutować, co przez to rozumiemy.

Należy odnotować, że technologia jądrowa nie jest **pierwszą i jedyną technologią**, wywołującą niepokój wielu ludzi. W początkach stosowania **kotłów parowych**, ludzie przerażały liczne wybuchy. Z poprawą rozwiązań technicznych i wzrostem doświadczenia, kotły stały się bezpieczniejsze a wypadki rzadsze. Obawy i protesty zniknęły.

Informacje kierowane do opinii publicznej muszą być rzetelne i uczciwe. Musimy przede wszystkim wyjaśnić, że poleganie na energii jądrowej – tak jak na **każdym źródle energii** - **nigdy** nie będzie całkowicie **pozbawione ryzyka**. Możemy posłużyć się przykładem. **Ogień** jest formą energii, którą ludzkość zna i na której polega od tysięcy lat. **Energia nuklearna jest trochę jak ogień.** Możemy i wykorzystujemy go do naszych potrzeb, lecz musimy unikać ryzykownego lub nieostrożnego zastosowania.

Kiedy dyskutujemy o **ryzyku powiązanim** z eksploatacją różnych źródeł energii, powinniśmy może przytoczyć słowa słynnego indyjskiego naukowca Homi Bhaba, o tym, że „**nie ma energii bardziej kosztownej niż brak energii**”.

Można też odnotować, że największe wypadki w nowoczesnej energetyce - pod względem wypadków śmiertelnych – są związane z **zaporami wodnymi**, gdzie śmierć powodowały fale zalewowe. We Włoszech **w wypadku w Vaiont w 1963** zginęło około 2000 osób w przeciągu zaledwie kilku minut. Nie zahamowało to wykorzystywania energii wodnej ...

Można także wymieniać niezliczone wypadki **w kopalniach węgla, zniszczenia platform wydobywania ropy** i wybuchów gazu. Pogłębione badania wykazują, że energia wiatrowa, baterie słoneczne i energia jądrowa powodują **najmniejsze zagrożenia** dla zdrowia i życia ludzi.

Prawdą jest, że uwolnienie substancji radioaktywnych do środowiska **może być** przyczyną szczególnie negatywnej konsekwencji pod postacią długotrwałego groźnego **skażenia**. Należy jednak pamiętać, że takie **uwolnienia** są wynikiem **rzadkich wypadków**. W wielu innych gałęziach przemysłu toksyczne niszczące uwolnienia bywały częścią normalnej pracy – i były tolerowane. Nadal emitowane są ogromne ilości dwutlenku siarki i tlenków azotu, powodując zniszczenia i kwaśne deszcze.

Podsumowując pozycję energii nuklearnej, trzeba jednak zauważyć, że **wiele osób uważa cały temat promieniowania za wywołujący lęk i część będzie się opierała energii jądrowej za każdą cenę.** Mo-



zemy tylko domyślać się, dlaczego tak jest. Osobiście myślę, że ma to związek z faktem, że ciało ludzkie nie ma mechanizmów ostrzegających przed promieniowaniem jądrowym. **Promieniowanie ciepłe** jest inne. Odczuwamy je i możemy się odsunąć. Prawdą jest, że nie wyczuwamy **promieniowania ultrafioletowego**, ale wiemy – z czasem bardzo bolesnych doświadczeń – że te promienie mogą nam szkodzić jeżeli pozwolimy sobie na zbyt intensywną ekspozycję na promienie słoneczne. W rezultacie liczymy minuty na słońcu lub smarujemy się grubą warstwą kremu ochronnego.

**Radon** - zawarty w budynkach i wodzie – może być pouczającym przykładem. Wiemy, że pewien poziom radonu jest niebezpieczny dla naszego zdrowia, lecz nie możemy wykryć radonu naszymi zmysłami. Jednakże radzimy sobie z tym problemem. Używamy **przyrządów informujących** nas, czy poziom radonu jest niebezpieczny i czy należy go zredukować, na przykład przez lepszą wentylację.

W elektrowni jądrowej istnieją **wielostopniowe bariery ograniczające promieniowanie** (*emisję substancji promieniotwórczych do środowiska*): koszulki cyrkonowe prętów paliwowych, zbiornik ciśnieniowy reaktora, stalowa obudowa bezpieczeństwa, zbrojony betonowy budynek reaktora. W **wypadku w Three Mile Island** bariery izolacyjne zapobiegły przeciekowi substancji promieniotwórczych do środowiska pomimo stopienia rdzenia. W przypadku **Czarnobyla i Fukushima** stopienie rdzenia spowodowało szkodliwe uwolnienia. Reaktor w Czarnobylu został wyłączony i nie budowano już kolejnych reaktorów typu RBMK, a w nielicznych starych wprowadzono modyfikacje.

W następstwie wypadku w 40-letniej **elektrowni w Fukushima** cały świat sprawdza swoje elektrownie jądrowe poprzez stress-testy i innymi środkami, celem wykrycia któregośkolwiek z niedociągnięć ujawnionych w Fukushima, jak również jakichkolwiek innych niedociągnięć. Przy trwającej ekspansji energetyki jądrowej szczególnie w szybko rozwijających się krajach Azji, ostatni wypadek w kraju o największym doświadczeniu w energetyce jądrowej w Azji może przypominać o konieczności pełnego przywiązania do **kultury bezpieczeństwa jądrowego** wszędzie.

Silne i niezależne **instytucje kontrolne** muszą nadzorować budowę i pracę. Konieczne jest korzystanie z doświadczeń innych państw. Tak jak w powiedzeniu, że „**wypadek gdziekolwiek** jest wypadkiem globalnym” należałoby uznać, że „doświadczenie **gdziekolwiek** powinno być doświadczeniem globalnym”. Współpraca pod patronatem WANO (*World Association of Nuclear Operators* - Światowe Stowarzyszenie Operatorów Jądrowych) oraz MAEA i według **wspólnych zasad** jest koniecznością.

O ile wpływ na opinię publiczną wypływający z trzech dużych wypadków jądrowych był silny i negatywny należy odnotować, że opinia publiczna i cały świat wyciągnęli z nich ważne wnioski. Przed wypadkiem TMI (*Three Mile Island – przyp. tłum.*) film „**Chiński Syndrom**” zilustrował obawę, że stopiony rdzeń może **przetopić ziemię na wylot**. Trzy duże wypadki stopienia rdzenia, których doświadczył świat w ciągu 60 lat funkcjonowania elektrowni jądrowych na pewno podsyciły obawy i pobudzały opozycję, ale również, jak wierzę, nieco oswajały energetykę jądrową. Rzeczywiste niepożądane zdarzenia, które obserwowaliśmy na własne oczy, ściągnęły nieco wodze nieprawdopodobnych scenariuszy, jakie jest w stanie wyczarować nasza wyobraźnia.

Większość obecnie pracujących reaktorów należy do **II generacji** i pracuje około trzydziestu, lub, jak Fukushima, czterdziestu lat. Wiele z nich może mieć przedłużoną licencję i pracować do 50 i nawet 60 lat. Jakkolwiek więc ich podstawowa konstrukcja jest dość stara, to wiele zostało zmodernizowanych. Jednym z elementów osiągnięcia poprawy ich bezpieczeństwa jest wprowadzenie **wentyli** redukujących nadciśnienie. W innych osiągnięto **zwiększenie wydajności** korzystne ze względów ekonomicznych lub wynikające z trudności uzyskania akceptacji budowy nowych elektrowni.

Pierwsze elektrownie III generacji wejdą do eksploatacji już niedługo i będą pracować przez większą część tego stulecia. Oczekuje się ich z nadzieją, ponieważ posiadają wiele nowych rozwiązań i są budowane w oparciu o większe doświadczenie. Dowodem żywotności światowej nauki i techniki jądrowej jest fakt, że wiele rozwiązań reaktorów IV generacji jest opracowywanych i testowanych zanim jeszcze uruchomiono reaktory III generacji. Oczekiwań w stosunku do IV generacji jest wiele – zarówno w sferze bezpieczeństwa, wydajności, łatwości obsługi, jak i **możliwości kontroli materiałów jądrowych** (*safeguard*). Ja myślę o reaktorach i cyklu paliwowym **zabezpieczonych** przed rozprzestrzenianiem mate-

riałów jądrowych, **odsalających** wodę morską, lub służących do **napełnienia** dużych statków.

Obszary trudno dostępne, wyspy, kraje o ograniczonych sieciach przesyłowych potrzebują niewielkich reaktorów. Osobiście omawiałem w zeszłym roku w Chinach reaktor **wysokotemperaturowy chłodzony gazem z paliwem granulowanym** (*pebble bed reactor*) o mocy około 100MW, w którym nie może dojść do stapiania rdzenia i który w większej części może być budowany przemysłowo. Podobne rozwiązanie było opracowywane w Afryce Południowej i Stanach Zjednoczonych. Jak widać, budzi zainteresowanie.

Zasoby powinny być ukierunkowane na badania i przyszły rozwój w obszarach takich jak te poruszane na tej **konferencji**. Chociaż w praktyce wykorzystanie **syntezy** jądrowej wydaje się być możliwe niezależnie za 50 lat, ITER i inne badania powinny być kontynuowane.

**Reaktory powielające się** wyszły z mody wiele lat temu, częściowo z powodu obaw co do wykorzystywania w nich plutonu, ale być może głównie z powodu niskich cen uranu, które sprawiły, że nawet wykorzystanie go w jednym cyklu było bardziej opłacalne niż plutonu. Jeżeli energetyka jądrowa rozwinie się znacząco a ceny uranu wzrosną, przetwarzanie uranu w procesie przerobu wypalonego paliwa na pluton i jego wykorzystanie może powrócić do łask. Zdobyliśmy już znaczące doświadczenie odnośnie reaktorów prędkich – szczególnie we Francji, Rosji, Chinach i Indiach. Przerób paliwa spowoduje, że światowe zasoby uranu wystarczą na bardzo długo, nawet przy ogromnym rozwoju energetyki jądrowej. Użycie toru w reaktorach energetycznych – technika mająca wiele zalet i budząca rosnące zainteresowanie – także usunie obawy wyczerpania źródeł paliwa jądrowego. Co prawda uran i tor nie są odtwarzalne, ale stanowią stabilne źródło energii – co jest podstawą.

### MOJE KOŃCOWE UWAGI DOTYCZĄ EKONOMII ORAZ ODPADÓW.

Słynne stało się w swoim czasie twierdzenie, że elektryczność generowana przy użyciu energii jądrowej będzie zbyt tania by warto było je mierzyć. Nie okazało się ono trafne. W latach 90-tych głównym powodem posuchy w zakresie budowy nowych reaktorów jądrowych był najprawdopodobniej fakt, że wykorzystanie turbin gazowych było bardziej opłacalne. W czasie tej dekady koszty wytwarzania energii elektrycznej przy wykorzystaniu ropy i gazu mogą wyraźnie wzrosnąć w wyniku zmniejszenia się zasobów światowych i rosnącego popytu. Niemniej światowe ożywienie energetyki jądrowej będzie nadal w dużym stopniu zależało od jej zdolności utrzymania **niskich kosztów**. Mimo, że energia wiatrowa i słoneczna tanieje, jest mało prawdopodobne, by mogła stać się konkurencyjna dla energetyki jądrowej w warunkach wolnego rynku. Słońce i wiatr są dobrem darmowym, ale są to źródła nierówno rozłożone i niestale, na dodatek drogie w uzysku. Gdyby jednak okazało się, że przemysł jądrowy nie potrafi utrzymać w ryzach kosztów, rząd może postawić na wykorzystywanie energii wiatrowej i słonecznej pomimo nieco wyższych wydatków.

Dla wielu osób podstawowym zastrzeżeniem odnośnie energetyki jądrowej jest to, że wytwarza ona odpady, które mogą być szkodliwe dla ludzi nawet za sto tysięcy lat. Nie będę przywoływał słynnego pytania Groucho Marxa: „dlaczego mamy coś zrobić dla przyszłych pokoleń? One jeszcze nigdy nic dla nas nie zrobiły!”. Zgadzam się, że musimy unikać kreowania zagrożeń dla przyszłych pokoleń. Myślę, że wysiłek włożony w opracowanie paliw i cyklu paliwowego, który wyeliminuje lub zminimalizuje groźne i długotrwałe promieniowanie po akceptowalnych kosztach zakończy się sukcesem.

Jednak moim podstawowym komentarzem jest to, że na cały problem trzeba spojrzeć z rozważą i z dystansu. Po pierwsze, istniejące plany przechowywania odpadów na dużej głębokości w stabilnych złożach geologicznych redukują potencjalne przyszłe zagrożenia do bardzo niskiego poziomu. Po drugie, powinniśmy rozmawiać nie tylko o alternatywnych źródłach energii, ale również o alternatywnych **odpadach**. Ogromna emisja CO<sub>2</sub> do atmosfery – odpadu spalania paliw kopalnych – oto alternatywa niskoobjętościowych odpadów jądrowych. Globalne ocieplenie spowodowane częściowo przez emisję CO<sub>2</sub> może zagrozić warunkom życiowym ludzkości już na przestrzeni kilku stuleci. Wycieki drobnych ilości plutonu w perspektywie tysiąca lat lub po następnym zlodowaceniu wydają się dużo mniej groźne. Kuszący wydaje mi się wniosek, że ograniczone ilości odpadów jądrowych, które można w całości zabezpieczyć, stanowią jeden z największych plusów energetyki jądrowej.

Tłumaczenie. Krzysztof Rzymkowski



# KORIUM - ROZTOPIONE PALIWO

## AWARIE W ELEKTROWNIACH THREE MILE ISLAND, CZARNOBYL KONSTRUKCJE ZBIORNIKÓW DO

Jerzy Kubowski

© by Jerzy Kubowski, Warszawa 2011

### SPIS TREŚCI

- 1) WSTĘP
- 2) „CHIŃSKI SYNDROM”
- 3) WPROWADZENIE
- 4) STOPIONE PALIWO REAKTORA ELEKTROWNI TMI 2
- 5) LAWY Z REAKTORA CZARNOBYLSKIEGO
- 6) PRZETOPIONE ZBIORNIKI REAKTORÓW ELEKTROWNI FUKUSHIMA 1
- 7) PRZENIKANIE KORUJUM DO GRUNTU I ODDZIAŁYWANIE NA MATERIAŁY KONSTRUKCYJNE
- 8) ROZWAŻANIA TEORETYCZNE
- 9) ODDZIAŁYWANIE NA MATERIAŁY KONSTRUKCYJNE
- 10) REAKCJE W BETONIE
- 11) UTLENIANIE KOSZULEK ELEMENTÓW PALIWOWYCH I TWORZENIE SIĘ WODORU
- 12) KONSTRUKCJE URZĄDZEŃ DO CHŁODZENIA I RETENCJI KORUJUM
- 13) WPROWADZENIE
- 14) URZĄDZENIE DO MAGAZYNOWANIA KORUJUM W REAKTORZE EPR
- 15) TYGIEL DO MAGAZYNOWANIA KORUJUM W REAKTORZE WWER-1000
- 16) FOTOGRAFIE URZĄDZEŃ
- 17) UWAGI KOŃCOWE
- 18) LITERATURA

Corium, also called **fuel containing material (FCM)** or **lava-like fuel containing material (LFCM)**

# WO REAKTORA JĄDROWEGO

## WYBUCH I FUKUSHIMIE — WŁASNOŚCI FIZYKOCHEMICZNE KORIMUM MAGAZYNOWANIA - ILUSTRACJE

### 1. WSTĘP

W energetyce jądrowej mianem korium<sup>1</sup> przyjęto określać roztopioną, wysokotemperaturową, płynną mieszaninę materiałów rdzenia reaktora jądrowego. Jest złożona z tlenków uranu, plutonu, cyrkonu oraz metali wchodzących w skład wewnętrzzdzeniowych urządzeń konstrukcyjnych reaktora: aluminium, żelaza, niklu, chromu i innych. Powstaje w wyniku ciężkich pozaprojektowych awarii elektrowni jądrowych (EJ), zainicjowanych zdarzeniami, których - z powodu bardzo małego prawdopodobieństwa - w projekcie się nie analizuje i nie przewiduje środków do ich opanowania. Awaria EJ Fokushima I 11 marca 2011 r. oraz poprzedzające ją awarie elektrowni amerykańskiej Three Mile Island (TMI -2) 28 marca 1979 r. i Czarnobylskiej, 26 kwietnia 1986 r., przyczyniają się obecnie do dyskusji na temat konieczności uwzględniania w projektach EJ także awarii pozaprojektowych. Do takich należy m.in. przypadek całkowitego zaniku napięcia elektrycznego na szynach rozdzielni elektrowni (czyli blackout EJ), tzn. przerwania zasilania z systemu elektroenergetycznego oraz wewnętrznego (agregaty diesla), co miało miejsce właśnie w Japonii. Wysuwa się przy tym propozycje, by oceniać je nie tylko za pomocą metody probabilistycznej, lecz uwzględniać także podejście deterministyczne.

Topienie się paliwa zazwyczaj jest skutkiem ustania chłodzenia reaktora. W następstwie takiego zdarzenia roztopione materiały rdzenia o temperaturze ponad 2000 °C i masie do 250 ton spływają na dno zbiornika reaktora. W przypadku, gdy jest on przystosowany do zewnętrznego chłodzenia, utrzymują się w nim aż do całkowitego zestalenia się. W sytuacji, gdy takiego układu chłodzenia reaktor nie posiada - jego zbiornik zazwyczaj ulega przetopieniu. Jeśli reaktor jest wyposażony w specjalny zbiornik retencyjny<sup>2</sup> do magazynowania i schładzania roztopionej masy, następuje przemieszczanie się korium do takiego urządzenia, zbudowanego na zewnątrz reaktora i wyposażonego w autonomiczny bierny układ chłodzenia. W ten sposób zapobiega się wylewaniu stopu na betonową płytę fundamentową.

Przy chłodzeniu korium wodą występuje niebezpieczeństwo wybuchu pary wodnej<sup>3</sup> i wodoru, mogące naruszyć obudowę bezpieczeństwa. Nie jest wykluczone również powstanie stanu krytycznego, któremu to przypadkowi może sprzyjać:

- brak w korium substancji pochłaniającej neutrony,
- niewłaściwy kształt geometryczny urządzenia do magazynowania, umożliwiający utworzenie się w odpowiedniej proporcji uranowo - wodnej kompozycji.

Chodzi przy tym nie tylko o ewentualność powstania reakcji łańcuchowej w uranie, ale głównie w mieszaninie uranowo-plutonowej. Masa zgromadzonego w energetycznym reaktorze plutonu sięga 500 kg, co odpowiada wielu dziesiątkom mas krytycznych. Stosowanie zaś paliwa typu MOX (ang.: mixed oxide fuel, mieszanina tlenków uranu i plutonu) sytuację taką znacznie urealnia. Jeśli czas od stopienia się paliwa jest dostatecznie długi, o powstaniu stanu krytycznego można wnioskować na podstawie obecności krótkożyciowych produktów rozszczepienia w ilości większej niż by to mogło wynikać z poprzedzającego awarię okresu kontrolowanej pracy reaktora.

Urządzenia do retencji korium stanowią bardzo skomplikowane i masywne konstrukcje, przeznaczone są bo-

<sup>1</sup>[http://www.world-nuclear-news.org/RS-Task\\_force\\_reports\\_on\\_US\\_plant\\_safety-1407114.html](http://www.world-nuclear-news.org/RS-Task_force_reports_on_US_plant_safety-1407114.html)

<sup>1</sup> Ang.: - corium, a także - fuel containing material (FCM) or lava-like fuel containing material (LFCM)

<sup>2</sup> Ang.: core catcher; ros.: ycm poucmeo noKanusa^upacnnaea (YHP)

<sup>3</sup> Wybuch tego rodzaju powstaje wówczas, gdy woda o wysokiej temperaturze i wysokim ciśnieniu zostaje uwolniona do pozareaktowej przestrzeni pod containmentem. Przemiana cieczy w gaz odbywa się z ogromną prędkością przy gwałtownym wzroście objętości. Wyzwolone siły mogą stanowić zagrożenie dla wytrzymałości containmentu.

wiem do długiego okresu bezpiecznego przechowywania wysokoaktywnej mieszaniny materiałów rdzenia. Stworzenie niezawodnych systemów bezpieczeństwa, gwarantujących lokalizację i schładzanie roztopionego materiału rdzenia, staje się fundamentalnym zagadnieniem rozwoju energetyki jądrowej w nadchodzących latach. Wychodzi się przy tym z założenia, iż skoro awariom z topieniem paliwa nie można zapobiec, to trzeba zrobić wszystko, by - jak postulują światowi eksperci do spraw bezpieczeństwa EJ - „nigdy więcej” nie dopuścić do katastrofalnych skutków. Uważają, że „jedynie energetyka jądrowa, nie zagrażająca zdrowiu i bezpieczeństwu ludności oraz nieszkodliwa dla otaczającej przyrody, jest do przyjęcia przez społeczeństwo.”

## 2. „CHIŃSKI SYNDROM”

### 2.1. Wprowadzenie

Pojęcie powstało gdzieś w połowie lat 60. ubiegłego wieku w środowisku amerykańskich energetyków jądrowych. Mianem „*China syndrom*” określało się wtenczas ciężką awarię z topieniem paliwa, której skutkiem może być przetopienie korpusu reaktora, a następnie - fundamentu. Skrajnie małe prawdopodobieństwo takiego zdarzenia sprawiło, iż zaczęto z humorem opowiadać, iż rozżarzone paliwo jest zdolne po przetopieniu Ziemi dotrzeć do Chin. Na początku lat 70. to żargonowe określenie się utrzymało na tyle, że używano je w technicznej literaturze w sensie hipotetycznej awarii z topieniem elementów paliwowych, w następstwie której wysokotemperaturowa masa - o konsystencji wulkanicznej lawy - spływając w dół przenikała do górnych warstw gruntu. Wyrażenie, w celach populistycznych, ze szczególnym upodobaniem rozpowszechnili publicyści, nadając mu dosłowne, absurdałne znaczenie.

Podobną awarię przedstawiał film Jamesa Bridgesa pt. *China syndrom*, który w 1979 r. wszedł na ekrany kin<sup>2</sup>. Spotkał się z dużym uznaniem, gdyż po raz pierwszy szeroka publiczność dowiedziała się, że w przypadku zaniku chłodzenia, paliwo jądrowe jest w stanie rozgrzać się do niebezpiecznie wysokiej temperatury. Ironią losu, dwa tygodnie po premierze filmu w elektrowni Three Mile Island (fot. 1, 2)<sup>3</sup> powstała zupełnie realna sytuacja, w wyniku której nastąpiło częściowe stopienie się paliwa (rys. 1)<sup>4</sup>. Od tamtego czasu awarie tego typu są przedmiotem intensywnych badań i poszukiwań środków zaradczych do ich opanowania.



Fot. 1. Widok elektrowni Three Mile Island przed awarią: dwa bloki (TMI-1 i TMI-2) z reaktorami typu PWR o mocy 802 MWe każdy

<http://www.atominfo.ru/news5/e0979.htm>;

[http://rbth.ru/articles/2011/04/08/never\\_again\\_an\\_essential\\_goal\\_for\\_nuclear\\_safety\\_12680.html](http://rbth.ru/articles/2011/04/08/never_again_an_essential_goal_for_nuclear_safety_12680.html); <http://www.atomic-energy.ru/articles/2011/06/17/23550>

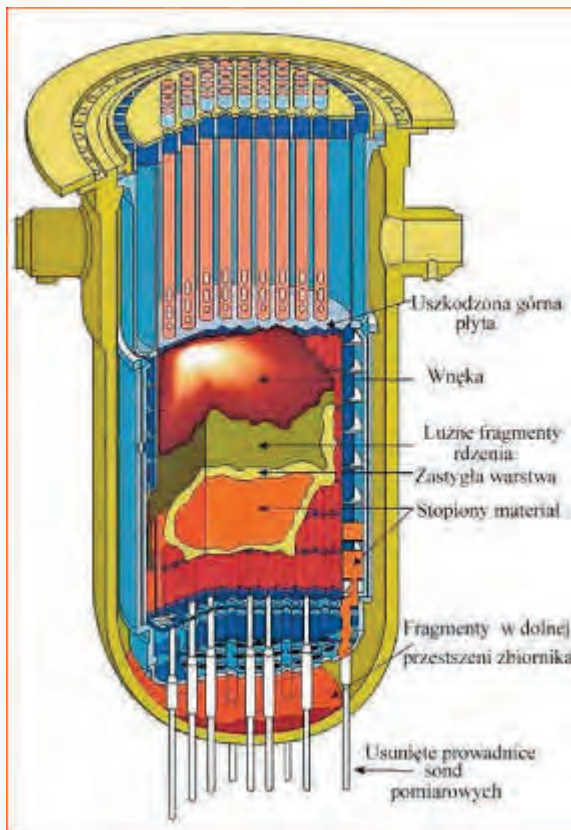
<sup>2</sup> Wystąpili w nim: Jane Fonda i Michael Douglas

<sup>3</sup> [http://en.wikipedia.org/wiki/Three\\_Mile\\_Island\\_Nuclear\\_Generating\\_Station](http://en.wikipedia.org/wiki/Three_Mile_Island_Nuclear_Generating_Station); [http://commons.wikimedia.org/wiki/File:Three\\_mile\\_island\\_062010.jpg](http://commons.wikimedia.org/wiki/File:Three_mile_island_062010.jpg)

<sup>4</sup> [http://www.irsn.fr/EN/Research/publications-documentation/Publications/DSR/SAGR/Documents/rapport\\_RetD\\_AG\\_VA.pdf](http://www.irsn.fr/EN/Research/publications-documentation/Publications/DSR/SAGR/Documents/rapport_RetD_AG_VA.pdf)



Fot.2. Zdjęcie elektrowni Three Mile Island zrobione 6 czerwca 2010 r.; z lewej unieruchomiony blok TMI-2



**Rys. 1.** Obraz zniszczonego rdzenia reaktora TMI 2 typu PWR; charakterystyczną cechą awarii było, iż zbiornik reaktora nie został uszkodzony; poawaryjna analiza wykazała, że korium miało porowatą konsystencję, co umożliwiło w pewnym stopniu chłodzenie; między zrujnowanym rdzeniem a wewnętrzną powierzchnią zbiornika istniała szczelina, umożliwiającą cyrkulację wody i pary.

## 2.2. Stopione paliwo reaktora elektrowni TMI2

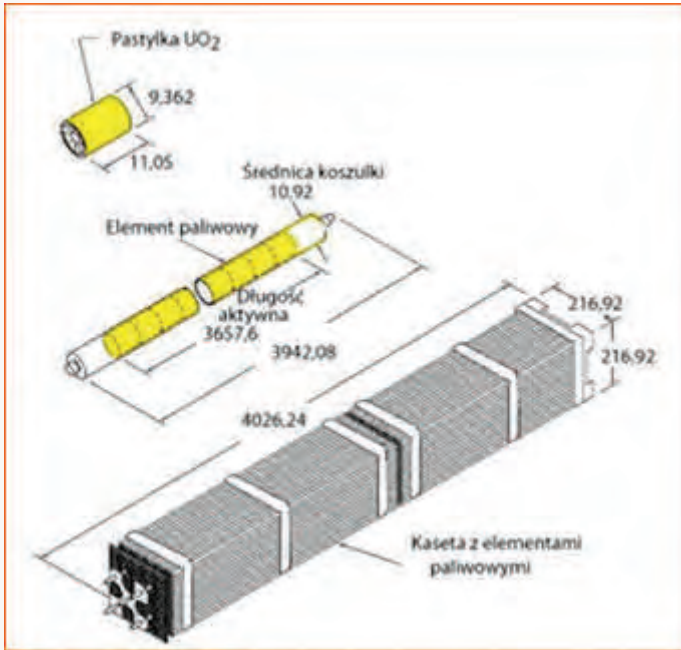
Po niespełna trzech godzinach od zrzutu prętów awaryjnych, czyli wyłączenia reaktora z powodu ucieczki wody ze zbiornika reaktora, ok. 19 t paliwa (rys.2) w ciągu dwóch minut uległo stopieniu i opadło na dno zbiornika. Poawaryjne badania wykazały, że grubość skrzepniętej warstwy korium wynosiła od 5 do 45 cm. Skład chemiczny stopionej masy zawierał (wagowo): 70 % uranu, 13,75 % cyrkonu, 13 % tlenu, resztę w większości stanowiły nierdzewna stal i inconel<sup>1</sup>. Ustalono także, iż wartość ciepła z rozpadu produktów rozszczepienia po 224 minutach od wyłączenia wynosiła 0,13 [W/g], a po upływie 600 min. - 0,096 [W/g]. Ciężar właściwy stopu zawierał się w granicach 7,45 - 9,4 [g/cm<sup>2</sup>]<sup>3</sup>. Materiał

odznaczał się dość znaczną porowatością: 5,7% - 32%. Obecność dobrze zmieszanego, zestalonego związku ( $(U,Zr)O_2$ ) wskazywała, że maksymalna temperatura stopionego materiału wahała się między 2600°C. i 2850°C.<sup>3</sup> Stopione paliwo miało następujący skład: całkowita masa uranu (U) - 81437 kg, 4 (w tym 1801,13 kg U-235), całkowita masa plutonu (Pu) - 158,2 kg (w tym 147.8 kg Pu-239-241)<sup>4</sup>.

<sup>1</sup> Stop odporny na utlenianie i korozję; skład chemiczny: Ni 50-72%, Cr 14-43%, Fe 5-10%, Mo do 8%, Nb do 5%, Al do 1,15% (Wikipedia) Źródło: Free Online Reference Site and Encyclopedia; [http://www.ireference.ca/search/korium%20\(nuclear%20reactor\)/](http://www.ireference.ca/search/korium%20(nuclear%20reactor)/)

<sup>3</sup> Ciężar wł.  $UO_2$  wynosi 19,4 [g/cm<sup>3</sup>], a  $ZrO_2$  - 5,6 [g/cm<sup>3</sup>].

<sup>4</sup> TMI Fuel Characteristics for Disposal Criticality Analysis, U.S. Department of Energy, September 2003; <http://www.inl.gov/technicalpublications/Documents/3323206.pdf>



**Rys.2.** Konstrukcja i wymiary paliwa reaktora TMI-2<sup>1</sup>; liczba pastylek w elemencie paliwowym - 326, liczba elementów paliwowych w kasecie - 225, masa elementu - 3,17 kg, masa kasy - 687,1 kg, (w tym 463,63 kg U-235); liczba kaset w rdzeniu - 177 kaset, co odpowiada masie uranu - 82 t (wymiary w [mm] przeliczone z cali), grubość koszulki elementu paliwowego - 0,67 mm, szerokość wypełnionej helem (z dodatkiem 3% azotu) szczeliny między paliwem i koszulką - 0,107 mm, teoretyczna gęstość właściwa UO<sub>2</sub> - 10,97 g/cm<sup>3</sup> ibidem cyny (Sn), niobu (Nb), żelaza (Fe), chromu (Cr) i niklu (Ni), oraz innych metali.

Awaria została zainicjowana błędnym działaniem operatorów, co doprowadziło do ucieczki wody ze zbiornika reaktora. Dzięki pracom pomp cyrkulacyjnych, które do pewnego stopnia kompensowały postępujący ubytek chłodziwa, prawie przez blisko dwie godziny od momentu awarii udawało się nie dopuścić do przegrzania rdzenia. W owym czasie był on chłodzony

dwufazową parowo-wodną mieszaniną. Jej zanik i powstanie atmosfery parowej spowodowały wzrost temperatury elementów paliwowych z prędkością 0,3 [K/s] - 1 [K/s]. W ciągu niespełna pół godziny wartość maksymalnej temperatury mogła osiągnąć 1100 [K]. Przy tej temperaturze koszulki elementów paliwowych z cyrkaloju<sup>3</sup> zaczynają puchnąć i pękać. Jest to pierwsza faza destrukcji rdzenia. Zdeformowane koszulki blokowały przepływ chłodziwa, aczkolwiek nie w całej objętości rdzenia. Pozostały przepływ hamowany był przez postępujący proces destrukcji. W następnym stadium rozwoju awarii, zaczynającym się przy temperaturze w przybliżeniu 1500 [K], w atmosferze pary rozpoczyna się proces utleniania cyrkaloju. Cechuje go wydzielanie się wodoru i intensywne generowanie ciepła. W temperaturze przekraczającej 1500 [K] ilość ciepła z reakcji utleniania przewyższała ilość ciepła pochodzącego z rozpadu produktów reakcji rozszczepienia aż do momentu, gdy prędkość utleniania została ograniczona wskutek ubywania cyrkaloju lub pary. Jeżeli na tym etapie do rdzenia dodana została woda, generacja pary uległaby przyspieszeniu wskutek dużego strumienia ciepła od materiałów rdzenia, co dodatkowo wzmogłoby utlenianie. Wszakże, gdyby dodawanie wody odbywało się wolno lub z przerwami, lub też gdyby rdzeń nie został całkowicie zalany - nastąpiłaby kolejna faza degradacji rdzenia. Wzrost szybkości reakcji utleniania sprawił, że po przekroczeniu 1700 [K] temperatura rdzenia wzrosła do wartości topienia cyrkaloju {2150 [K]}. Opadający roztopiony cyrkaloj i płynny UO<sub>2</sub> tworzyły dolną powłokę formującą się warstwy materiałów z odłamków.

Jeśli w pompowanej do rdzenia wodzie jest niedostateczna ilość lub całkowity brak boru<sup>4</sup>, to utrata prętów sterowania może doprowadzić do odbudowy stanu krytycznego. Nieutleniony cyrkon w opadającym korium w zetknięciu z parą może tworzyć wodór i przez to prowadzić do wybuchu. Podczas awarii TMI-2 postępujący proces destrukcji rdzenia zatrzymał się, gdy ok. 19 ton jego masy<sup>5</sup> opadło do dolnej przestrzeni zbiornika reaktora. Przebieg czasowy awarii jest przedstawiony w tabeli 1.

<sup>1</sup> Ibidem

<sup>3</sup> Cyrkaloj (ang.: zircaloy) jest stopem metali o typowym składzie (wagowo): 95% cyrkonu (Zr), poniżej 2% cyny (Sn), niobu (Nb), żelaza (Fe), chromu (Cr) i niklu (Ni), oraz innych metali.

<sup>4</sup> Bor jest zawarty w kwasie borowym używanym do kompensacji reaktywności w reaktorach typu PWR.

<sup>5</sup> Rdzeń zawierał 82 tony uranu (<http://www.inl.gov/technicalpublications/Documents/3323206.pdf>)



**Tabela 1.** Koncepcyjna sekwencja wydarzeń prowadzących do stopienia rdzenia reaktora TMI 2<sup>1</sup>

Czas od wyłączenia [min]	Temperatura [K]	Stan rdzenia i elementów paliwowych	Efekt dodawania wody
110	600	Odsłonięty	Powrót do stanu pierwotnego
<135	<1100	Początek przegrzewania	Ciśnienie wzrasta, a następnie spada, temperatura spada; powrót do stanu pierwotnego
135	1100	Puchnięcie, pęknięcie; topienie się	Ciśnienie wzrasta, a następnie spada, temperatura wzrasta, a następnie spada; powrót do stanu pierwotnego
145	1500	Szybkie utlenianie	Ciśnienie wzrasta; tworzenie się wodoru; temperatura wzrasta, a następnie spada; możliwość powrotu do stanu krytycznego (woda bez boru)
180 - 210	>1700	Formowanie się warstwy z odłamków	Ciśnienie wzrasta; tworzenie się wodoru; możliwość powrotu do stanu krytycznego (woda bez boru); zapasć górnej części rdzenia; możliwy spokojny przebieg procesu
235	>2800	Zsunięty do dolnej przestrzeni	Ciśnienie wzrasta, tworzenie się wodoru, możliwy wybuch pary, możliwy powrót do stanu krytycznego; formowanie się warstwy przykrywającej korium

Dekontaminacja bloku (fot. 3) trwała prawie 12 lat i kosztowała blisko jeden miliard dolarów. Stanowiła złożoną operację tak pod względem technicznym, jak i radiologicznym. Trzeba było usunąć z reaktora ponad 80 ton paliwa i nie tylko oczyścić powierzchnie budynku, ale także zgromadzoną w zbiornikach używaną do tego celu wodę. Zatrudniono do tych czynności ponad 1000 wykwalifikowanych pracowników. W 1985 r. po prawie sześciu latach przygotowań rozpoczęła się operacja usuwania z reaktora paliwa do specjalnych pojemników. Do kwietnia 1990 r. wszystkie, w liczbie 342, zostały przetransportowane do długoterminowego przechowywania w mogilniku przy Idaho National Laboratory. Dopiero w 1991 r. udało się wypompuwać z reaktora resztki wody. Procesowi oczyszczania i odparowywania poddano 2,8 mln galonów (ok. 200 tys. m<sup>3</sup>) wody. Cała operacja dekontaminacji obiektu została zakończona w grudniu 1991r<sup>3</sup>. Bloku TMI-2 nie dało się uratować: firma Metropolitan Edison Company musiała spisać go na straty..

**Fot. 3.** Dekontaminacja budynku TMI-2<sup>2</sup>

<sup>1</sup>P. Kuan, D. J. Hanson and F. Odar: „Managing water addition to a degraded core”; Idaho National Engineering Laboratory, U.S. Nuclear Regulatory Commission, January 1991; [http://www.osti.gov/energycitations/product.biblio.jsp?osti\\_id=5642843](http://www.osti.gov/energycitations/product.biblio.jsp?osti_id=5642843)

<sup>2</sup><http://www.threemileisland.org/downloads/188.pdf>

<sup>3</sup><http://www.ans.org/pi/resources/sptopics/tmi/cleanup.html>

## 2.3. Lawa z reaktora czarnobylskiego

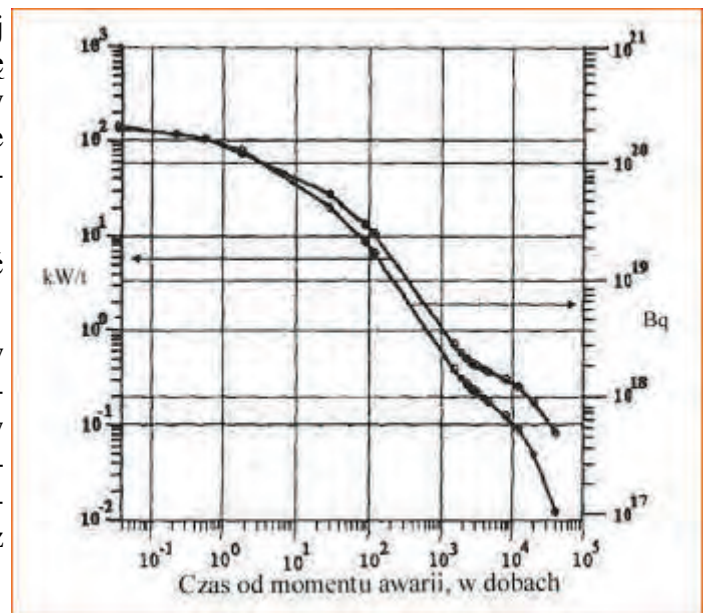


Fot. 4. Widok nieczynnej Elektrowni Czarnobylskiej<sup>1</sup>, S – „Sarkofag”

Rdzeń czwartego bloku Elektrowni Czarnobylskiej (fot. 4) zawierający 190,2 tony uranu zaczął topić się w ciągu kilku sekund, nie wskutek ucieczki wody chłodzącej, jak w TMI- 2, lecz w wyniku gwałtownie rozwijającej się reakcji łańcuchowej, wywołanej awarią reaktywnościową<sup>2</sup>.

W procesie formowania się korium można wyróżnić trzy fazy:

- ◆ Podczas pierwszej fazy, trwającej kilka sekund, w niektórych obszarach rdzenia temperatura przekraczała 2600°C. Stopieniu uległo ok. 30% materiałów rdzenia, tworząc mieszaninę cyrkonu z dwutlenkiem uranu. Początkowa wartość ciepła powyłężeniowego wynosiła 200 [kW/t] i spadała zgodnie z charakterystyką na rys. 3.
- ◆ Druga faza trwała sześć dni. W tym okresie zachodziła reakcja roztopionej masy rdzenia z silikatowymi materiałami: piaskiem (zrzuconym na rozżarzony rdzeń z helikoptera), betonem i serpentynem<sup>4</sup>. Istniało niebezpieczeństwo, że w części nieuszkodzonych kaset paliwowych tkwiących w grafitowych blokach może powstać stan krytyczny. Z obliczeń wykonanych pod koniec maja 1986 r. wynikało, że w stopionym materiale pozbawianym wody i prętów sterowania, współczynnik mnożenia neutronów przy temperaturze 1000°C mógł osiągnąć wartość  $k = 1,16$ .



Rys. 3. Charakterystyki zaniku ciepła powyłężeniowego (krzywa górna) i aktywności paliwa (krzywa dolna) w reaktorze czarnobylskim, odniesione do początku awarii, w funkcji czasu<sup>3</sup>

<sup>1</sup> <http://www.razor-blog.ru/other/2>

<sup>2</sup> Awaria tego rodzaju charakteryzuje się tak szybkim rozwojem reakcji łańcuchowej, że układ zabezpieczeń nie zdąży jej zahamować. Paradoksalnie, w Czarnobylu katastrofę spowodował błędnie skonstruowany układ wyłączenia reaktora. Nie tylko, że w odpowiednim momencie nie wyłączył reaktora, lecz przeciwnie - spowodował jego gwałtowny rozbieg.

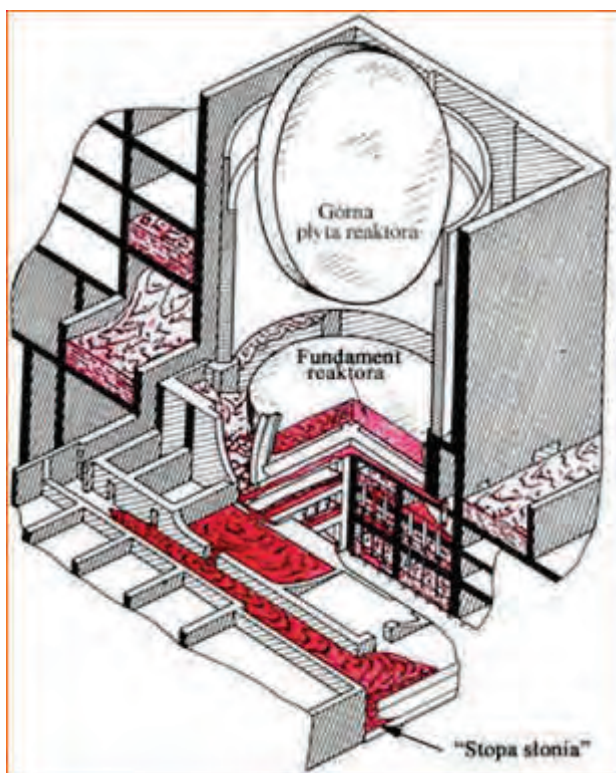
<sup>3</sup> [http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/\\_Public/40/100/40100088.pdf](http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/40/100/40100088.pdf)

<sup>4</sup> Minerale używane do wyrobu materiałów ogniotrwałych.

- ♦ Trzecia faza charakteryzowała się laminacją korium i roztopianiem przezeń trzech żelazo - betonowych stropów.

Lawa spływała do dolnych kondygnacji i tam się zestalała (rys.4, foto. 5). Zawierała ok. 95% pierwotnej masy paliwa, a nadto ok. 412 kg Pu - 239 i 185 kg Pu - 240. W tym okresie liczone się z niebezpieczeństwem powstania „chińskiego syndromu” («*KumaucKUU cunópoM*»), tzn. z możliwością przeniknięcia lawy do wód gruntowych. Obliczenia wykonane w Instytucie im. I. Kurczatowa potwierdzały, iż taka sytuacja jest realna. W związku z tym 1 maja postanowiono napęlić szyb reaktora ciekłym azotem, który miałby spełnić dwie funkcje: obniżyć temperaturę w dolnych pomieszczeniach budynku reaktora i ograniczyć dopływ tlenu do palącego się grafitu. Jednakże te zabiegi spodziewanego skutku nie dały. Wobec tego celem niedopuszczenia za wszelką cenę do skażenia wód gruntowych analizowano trzy metody obniżenia temperatury:

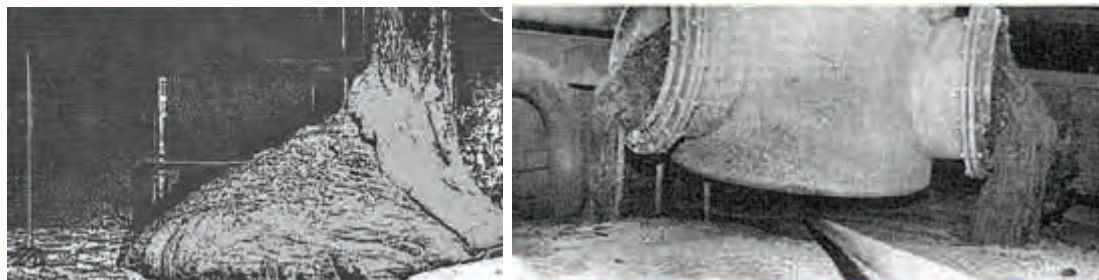
- ♦ ułożenie pod fundamentem reaktora chłodzących ciekłym azotem rur,
- ♦ wtłoczenie pod reaktor betonu o mniejszej przewodności cieplnej - z dodatkiem magnezytu,
- ♦ zbudowanie pod fundamentem chłodzonej wodą płyty.



Do realizacji wybrano trzecią metodę. Wymiary płyty wynosiły: 30x30 m, grubość - 2,5 m. Chłodzenie odbywało się za pomocą ułożonych w środkowej części płyty rur o średnicy 100 mm. Pokryte zostały ochronną warstwą grafitu. Wewnątrz płyty umieszczono czujniki temperatury. Budowanie płyty przez wyspecjalizowane ekipy górników odbywało się całodobowo od 6 maja do 28 czerwca, a po paru tygodniach stwierdzono, że proces przetapiania betonowej struktury pod reaktorem rozwijał się albo zbyt wolno, albo się w ogóle zatrzymał, i płyta stała się zbędna. Ogromny wysiłek włożony w jej stworzenie dowodzi, jak wielkim niepokojem o powstanie „chińskiego syndromu” ogarnięte było wówczas kierownictwo awaryjnej akcji. Zestalone korium w postaci tzw. „stopy słonia” wykryto w 1989 r. podczas penetrowania dolnych pomieszczeń budynku reaktora. Próbkę do badań uzyskano za pomocą odstrzelania fragmentów stopionej lawy z karabinu. Badania wykazały, że składała się z dwutlenku krzemu (70%), resztek paliwa (10%) i metalicznych wtrąceń. Osobliwością była obecność uranowocyrkonowych kryształów sylikatu.

Rys. 4. Przekrój zniszczonego reaktora czarnobylskiego odtworzony na podstawie ostatnich badań;<sup>1</sup> obraz przestrzennie rozłożonej zastygłej lawy zaznaczono intensywnym czerwonym kolorem, a czerwonym - beton, który się dostał do zrujnowanego budynku reaktora podczas budowy sarkofagu.

Ten sztuczny materiał otrzymał nazwę „czernobylif”. Jego radioaktywność i izotopowy skład pokazuje rys. 5. (na następnej stronie)



Fot. 5. Zastygła lawa na fundamencie (tzw. „stopa słonia” z lewej) i w klapie na rurociągu parowym w korytarzu pod reaktorem. Fotografie wykonane zostały przez Aleksandra Borowoję za pomocą peryskopu.<sup>2</sup>

<sup>1</sup> Aleksandr Borowoj: „Wnuri i wne Sarkofaga”, wyd. Priroda nr 11, 1990 r. Autor: dr nauk fizyczno-matematycznych, zastępca kierownika ekspedycji Instytutu Energii Atomowej im. I. W. Kurczatowa w Czarnobylu ds. naukowych; [http://scepisis.ru/library/id\\_711.html](http://scepisis.ru/library/id_711.html)

<sup>2</sup> Idem



**Rys. 5.** Aktywność i skład izotopowy korium zalegającego pod gruzami czarnobylskiego reaktora na dzień 02.08.2006<sup>1</sup>

<sup>1</sup> <http://en.wikipedia.org/wiki/File:Lavaactivityapril1986.png>

## 2.4. Przetopione zbiorniki reaktorów elektrowni Fukushima 1



Fot. 6. Widok czterech bloków Elektrowni Fukushima 1 nad brzegiem Oceanu Spokojnego



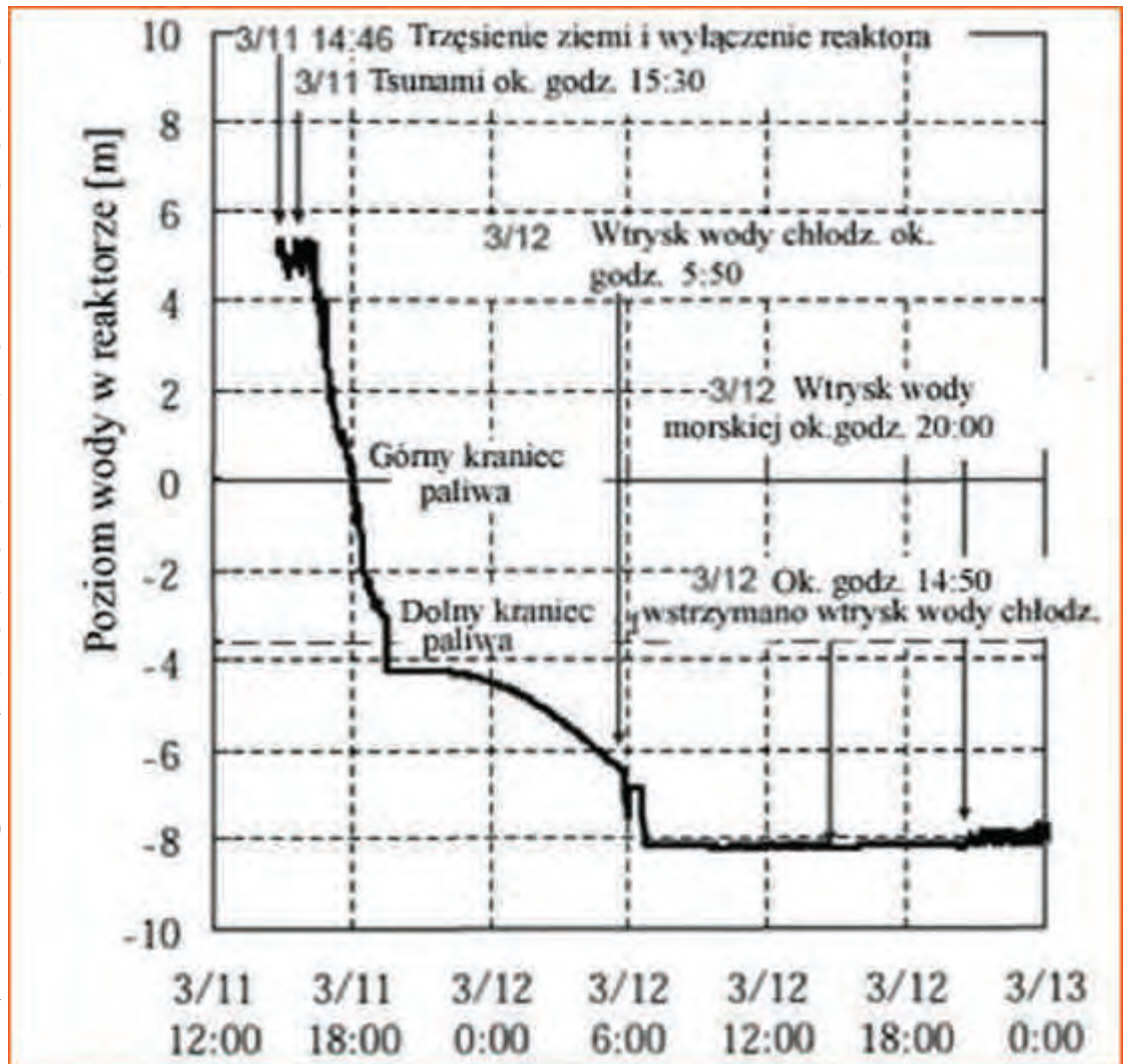
Fot. 7. Zdjęcie lotnicze zrujnowanej Elektrowni Fukushima 1 zrobione 24 marca 2011 r. z bezałogowego samolotu przez Air Photo Service Co. Ltd., Japan

Wprawdzie dotąd nie ma pełnych informacji o poawaryjnym stanie obiektów tej elektrowni (fot. 6, 7), jednakże wiadomo, że wskutek zaniku zasilania elektrycznego z systemu elektroenergetycznego i uszkodzenia agregatów diesla, tzn. blackoutu elektrowni, po 16. godzinach od awarii, w reaktorze nr 1 nastąpiło stopienie się paliwa.<sup>1</sup> Później taki sam proces wystąpił jeszcze w dwóch reaktorach. We wszystkich trzech korium przetopiło zbiorniki. Ponieważ reaktory nie były wyposażone w urządzenia do retencji roztopionej masy rdzenia, więc stopiony materiał spłynął na betonowe fundamenty containmentów. Przebieg czasowy topienia się paliwa jest pokazany na rysunkach<sup>2</sup> 6 i 7. Specjaliści koncernu TEPCO (*Tokyo Electric Power Company*) rysują następujący obraz zdarzeń w ciągu pierwszej doby. Praktycznie od razu po przejściu tsunami poziom

wody w reaktorze zaczął się obniżać. O godzinie 18:00 w dniu 11 marca opadł do wysokości górnego krańca rdzenia. Dało to początek osuszaniu elementów paliwowych, skutkiem czego nastąpił wzrost ich temperatury i w konsekwencji – destrukcja. Ucieczka wody postępowała dalej, co po ok. 1,5 godzinie całkowicie pozbawiło rdzeń chłodzenia. 12 marca o godzinie 05:50 udało się doprowadzić wodę chłodzącą. Od godziny 18:00 awaria przybrała rozmiary katastrofalne.

Po kilku dniach w warstwie ziemi pod reaktorem nr 1 zaobserwowano przecieki wody używanej do awaryjnego chłodzenia reaktorów, co by wskazywało na uszkodzenie fundamentów. Obecnie trwają prace nad niedopuszczeniem do skażenia wód gruntowych.<sup>3</sup>

We wszystkich blokach elektrowni zainstalowane były reaktory typu BWR (*Boiling Water Reactor*). Konstrukcja takiego reaktora i rozmieszczenie urządzeń są pokazane na rys. 8 i fot. 8.

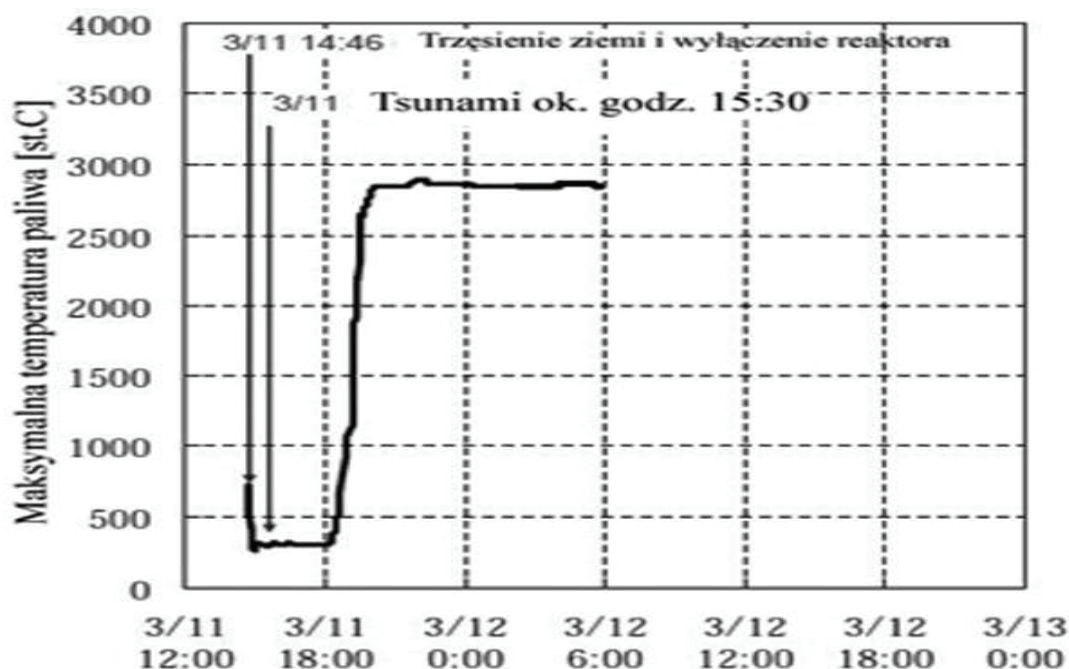


Rys. 6. Awaria w EJ Fukushima 1: zmiana poziomu wody w zbiorniku reaktora nr 1 w dniach 11- 12 marca (woda chłodząca: woda demineralizowana, używana do produkcji pary)

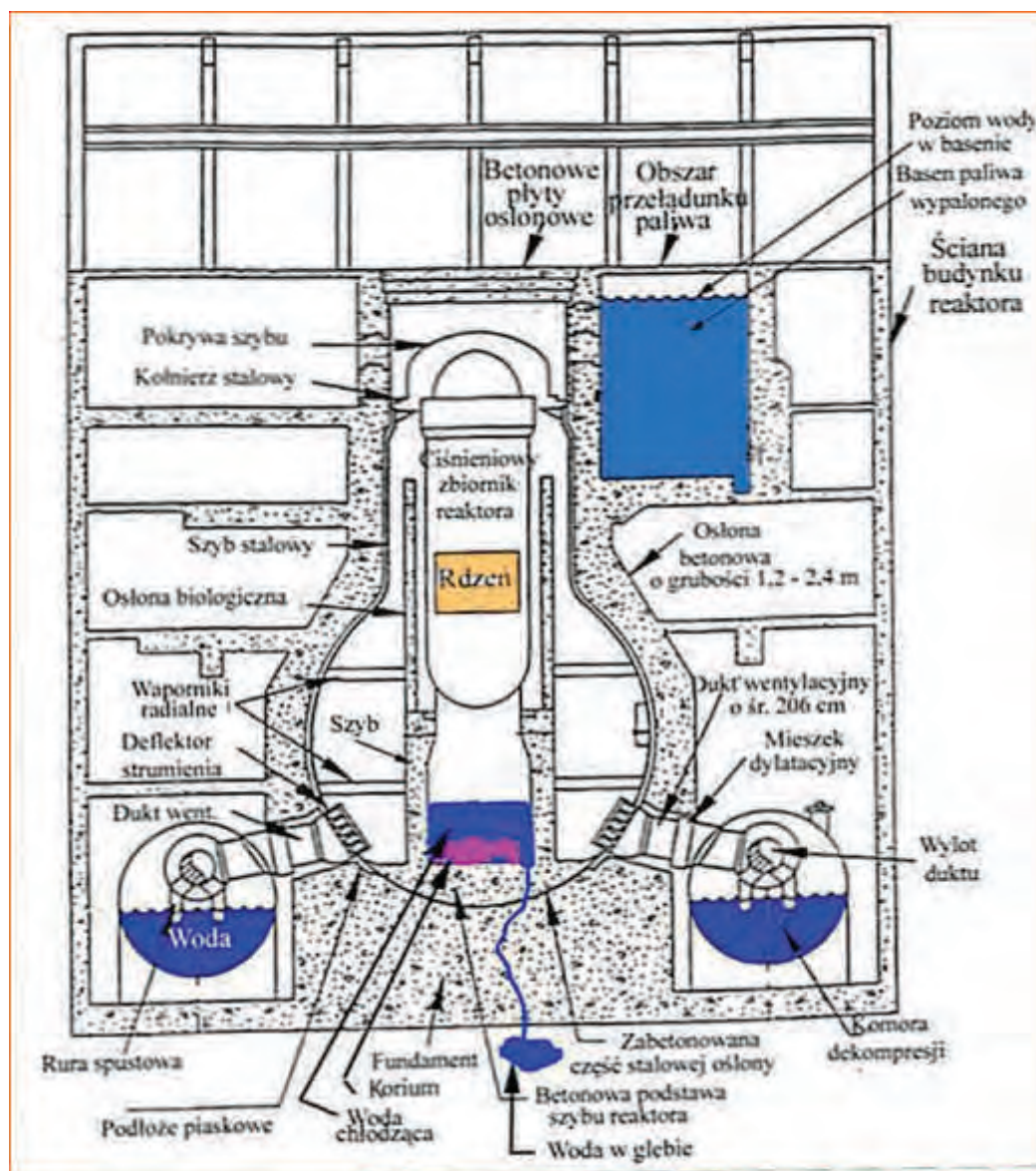
<sup>1</sup> <http://www.yomiuri.co.jp/dy/national/T110609005186.htm>

<sup>2</sup> <http://www.atominfo.ru/news6/f0704.htm>

<sup>3</sup> <http://www.atominfo.ru/news7/g0715.htm>



Rys. 7. Awaria w EJ Fokushima 1: zmiana maksymalnej temperatury paliwa w reaktorze nr 1 w dniach 11-12 marca



Rys. 8. Schematyczna ilustracja konstrukcji containmentu Mark 1 reaktora typu BWR<sup>1</sup> elektrowni Fukushima 1 i lokalizacji korium po blisko czterech miesiącach od awaryjnego wyłączenia; reaktory o numerach 1 - 4 miały ten typ obudowy bezpieczeństwa; masa uranowo: plutonowego paliwa w rdzeniu: ok. 70 t. Komora dekompresji (nazywana także basenem schładzania pary) w normalnych warunkach jest do połowy zalana wodą.

<sup>1</sup> [http://wwwpub.iaea.org/MTC/publications/PDF/te\\_1181\\_prn.pdf](http://wwwpub.iaea.org/MTC/publications/PDF/te_1181_prn.pdf); BWR: Boiling Water Reactor - reaktor z wrzącą wodą

W normalnych warunkach eksploatacji powietrze pod containmentem jest nasycone azotem, a woda w komorze dekompresji ma temperaturę otoczenia. W przypadku uszkodzenia układu chłodzenia, znajdująca się pod ciśnieniem woda w reaktorze wydostaje się na zewnątrz w postaci pary. W containmencie następuje wzrost temperatury i ciśnienia. Reaktor automatycznie się wyłącza. Para pod wpływem rosnącego ciśnienia w containmencie, poprzez wentylacyjne dukty przedostaje się do komory dekompresji, gdzie ulega skropleniu i skąd się ją zawraca do układu chłodzenia. W ten sposób ciśnienie w containmencie zostaje zredukowane. Jednocześnie uruchamia się awaryjny system chłodzenia reaktora i wody w komorze dekompresyjnej. Jest on zasilany energią elektryczną ze



Fot.8. Reaktor EJ Fukushima 1 w budowie <sup>1</sup>: 1 - szybu, 2 - containment (osłona betonowa na rys. 8), 3 - komora dekompresji, tzw. torus (rys. 8), 4 - dukty wentylacyjne (rys. 8), 5 - pokrywa szybu (rys. 8)

źródła zewnętrznego (w postaci linii przesyłowych, łączących elektrownię z systemem elektroenergetycznym), a w przypadku odłączenia się linii - energią z awaryjnych agregatów diesla. Containment jest obliczony na wytrzymanie (przy spodziewanej awaryjnej wartości temperatury) nadciśnienia w zakresie 410 - 1400 kPa. Parametry obudowy bezpieczeństwa typu Mark i reaktora: grubość ścian zbiornika reaktora - 150 mm, grubość stalowej blachy (osłony) obudowy bezpieczeństwa - 2,54 cm, grubość żelbetonowej warstwy obudowy bezpieczeństwa: 1,2 - 2,4 m, grubość żelbetonowych ścian budynku: od 0,3 m do 1,0 m.. W sytuacjach awaryjnych containment jest w stanie wytrzymać nadciśnienie w zakresie 410 - 1400 kPa.<sup>2</sup>

W momencie, gdy elementy paliwowe wynurzyły się spod opadającej wody, wskutek reakcji pary z cyrkonem zaczął się proces tworzenia się wodoru. Przenikające do komory depresyjnej para i wodór spowodowały w niej wzrost temperatury i ciśnienia, a ponieważ zabrakło zasilania elektrycznego, więc komora nie była chłodzona. W międzyczasie ciśnienie w containmencie rosło. Ocenia się, iż wytrzymał on ciśnienie znacznie przekraczające projektowe. W obawie o jego uszkodzenie trzeba było otworzyć zawory wentylacji. Sądzi się, iż ulatniający się podczas wentylacji wodór wywołał wybuch.

Awaria należała do typowych awarii pozaprojektowych, dla których opanowania nie konstruuje się żadnych układów. O jej rozmiarach świadczy fakt, iż z zagrożonego skażeniami rejonu o promieniu 30 km trzeba było ewakuować ok. 80 tys. mieszkańców.

<sup>1</sup> <http://www.housepricecrash.co.uk/forum/index.php?showtopic=160968&st=5310>

<sup>2</sup> Źródło: [http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te\\_1181\\_prn.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1181_prn.pdf)



### 3. PRZENIKANIE KORUM DO GRUNTU I ODDZIAŁYWANIE NA MATERIAŁY KONSTRUKCYJNE

#### 3.1. Rozważania teoretyczne

Chociażby dla częściowego zrozumienia złożonego zjawiska zwanego „chińskim syndromem” można posłużyć się oszacowaniem<sup>1</sup> rozmiarów masy, mogącej stopić betonową konstrukcję wsporczą reaktora i przeniknąć do gruntu.

Prostym przykładem może być kula o promieniu  $R$  ze źródłem ciepła o gęstości właściwej  $q$ , położona w ośrodku o parametrach zbliżonych do parametrów betonu i piasku. Po czasie  $t$ , jaki upłynie w ciągu przekazywania ciepła na odległość mniejszą od jej promienia ( $< R^2/k$ , gdzie  $k$  - współczynnik przewodnictwa temperaturowego ośrodka; dla betonu i piasku  $k=10^{-2} - 3 \times 10^{-3}$  [cm<sup>2</sup>/s]) temperatura kuli  $T$  będzie przyrastać w przybliżeniu liniowo:  $T = pt./c_T$ , gdzie  $c_T$  gęstość cieplna (dla dwutlenku uranu wynosi  $c_T = 3,5$  [J/cm<sup>3</sup>]). Dla  $R = 10$  cm,  $R^2/k = (1 - 3)104$  [s], jeśli przy tym  $q=1$  W/cm<sup>3</sup>, co odpowiada wartości ciepła po upływie 10 dób od wyłączenia reaktora, to w ciągu  $5 \cdot 10^3$  [s] (ok. 1,5 [h]) wartość temperatury kuli osiągnie 1500 [°C]. Z tego wynika, że fragmenty rdzenia o masie 30 - 50 [kg] i rozmiarach rzędu wielkości 10 [cm], na przykład zasypane piaskiem, nawet po miesiącu od awarii będą w stanie roztopić otaczający materiał. Przy tym dwutlenek uranu o gęstości właściwej ok. 10 [g/cm<sup>3</sup>] opuszczając się do spodu stopionego materiału, będzie przetapiać coraz to nowe warstwy. Po pewnym czasie spływanie rozgrzanej masy ustaje. Strumień ciepła od korium do piasku jest rzędu  $qh$ . Prędkość przemieszczania się warstwy można ocenić na podstawie bilansu energii:

$$v = qh (cT_{top} + Q_{top}) \quad (1)$$

gdzie  $cT_{top} + Q_{top}$  jest ilością ciepła potrzebnego do podgrzewu i stopienia jednostki objętości środowiska. Dla typowych wartości  $q=1$  [W/cm<sup>3</sup>]:  $h = 10$  [cm],  $c=2$  [J/cm<sup>3</sup> K],  $T_{top} = 1400$  [°C],  $Q_{top} = 300$  [J/cm<sup>3</sup>], charakterystyczna prędkość przemieszczania się korium w piasku lub betonie jest rzędu  $3 \times 10^{-3}$  [cm/s], czyli 2,5 [m/dobę].

Z analizy<sup>2</sup> wynika, że penetracja gruntu przez czas zestalania się mieszaniny korium ze stopionym fundamentowym betonem i materiałem gleby jest ograniczona głębokością do kilku metrów (rys. 9). Jeśli przy tym skutek wybuchu pary, powstałej w zetknięciu ze znajdującą się w glebie wodą, mieszanina nie ulegnie schłodzeniu, to przyjmuje się, iż ciepło uwarunkowane rozpadem produktów rozszczepienia spowoduje pogłębienie się zapadliny i wzrost jej promienia zgodnie ze wzorem:

$$R = C z^{1/4} \quad (2)$$

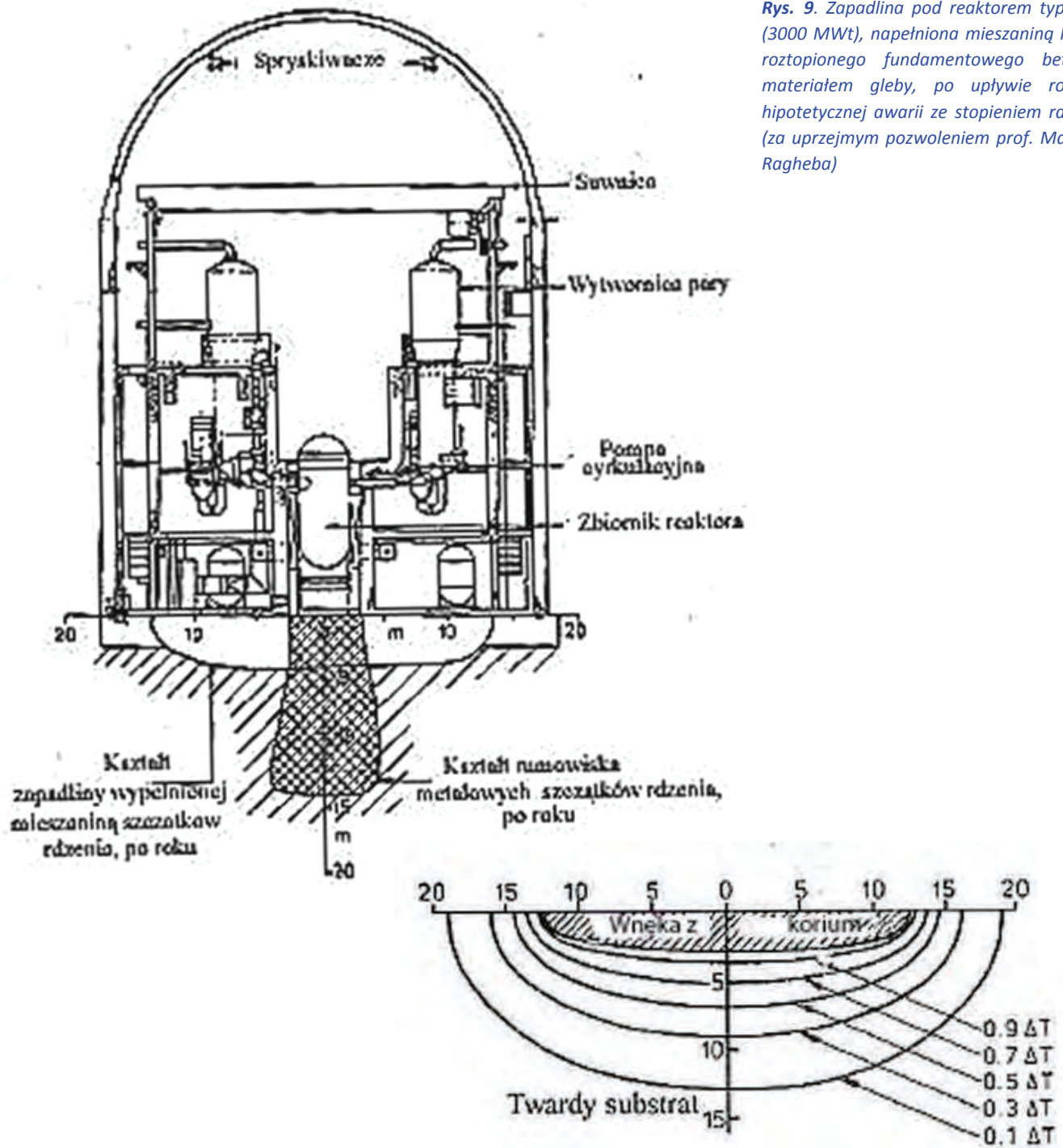
gdzie  $z$  - jest głębokością zapadliny.

Na rys 10 pokazano rozkład przyrostów temperatury w gruncie pod zapadliną w funkcji głębokości, odniesione do temperatury otaczającego środowiska.

<sup>1</sup>Źródło: Prof. Rafael Arutunian, Instytut problemów bezpiecznego rozwoju energetyki atomowej Rosyjskiej Akademii Nauk.,; [http://scepsis.ru/library/id\\_710.html](http://scepsis.ru/library/id_710.html)

<sup>2</sup>M. Ragheb: „China syndrome”, 2010,; <https://netfiles.uiuc.edu/mragheb/www/NPRE%20457%20CSE%20462%20Safety%20Analysis%20of%20Nuclear%20Reactor%20Systems/China%20Syndrome.pdf>

Rys. 9. Zapadlina pod reaktorem typu PWR (3000 MWt), napełniona mieszaną korium, roztopionego fundamentowego betonu i materiałem gleby, po upływie roku od hipotetycznej awarii ze stopieniem rdzenia<sup>1</sup> (za uprzejmym pozwoleniem prof. Mahdiego Ragheba)



Rys. 10. Rozkład przyrostów temperatur w gruncie pod zapadliną o promieniu 13 m i głębokości 3 m, w odniesieniu do otaczającej temperatury, po roku od awarii reaktora PWR (3000 MWt)<sup>2</sup> Uwaga: skrót: „wnęka z korium”, oznacza de facto mieszaną korium, fundamentowego betonu i materiałów gleby (za uprzejmym pozwoleniem prof.

<sup>1</sup> Ibidem

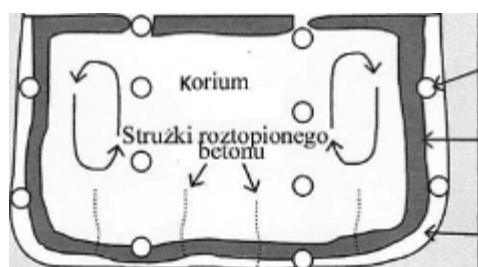
<sup>2</sup> Ibidem

## 3.2. Oddziaływanie na materiały konstrukcyjne

### 3.2.1. Reakcje w betonie

W warunkach utraty chłodzenia, podczas rozgrzewania się rdzenia intensywność emisji ciepła - czynnika niszczącego betonowe konstrukcje budynku reaktora - rośnie proporcjonalnie do czwartej potęgi temperatury. Chemiczne oddziaływanie korium na beton przyczynia się do znacznego wydzielania się z niego pary wodnej i innych gazów, w tym wodoru, co z kolei powoduje wzrost ciśnienia wywieranego na containment. Przy braku chłodzenia może on ulec uszkodzeniu. Zatem zastosowaniu układu chłodzenia obudowy bezpieczeństwa w celu niedopuszczenia do takiego przypadku w czasie awarii z topieniem paliwa powinno się przywiązywać większą wagę niż fikcyjnemu scenariuszowi na temat „Chińskiego syndromu”.

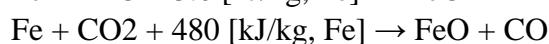
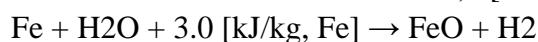
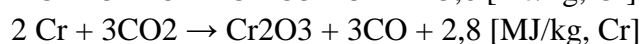
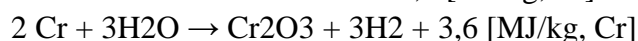
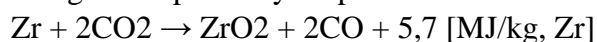
Pod wpływem ciepła wydzielanego przez korium, uwalniające się z betonu para i dwutlenek węgla reagują z zawartymi w stopionym materiale rdzenia metalami, utleniają je i redukują do wodoru i tlenku węgla. Między korium i betonem zachodzą reakcje o charakterze egzotermicznym.



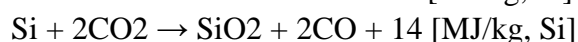
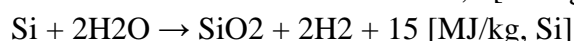
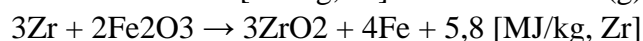
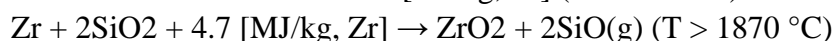
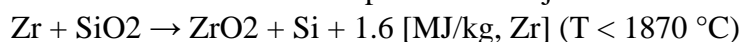
Rys. 11. Ilustracja procesu oddziaływania korium na beton

Na rys. 11 pokazano współdziałanie roztopionych materiałów rdzenia i betonu. Stały beton jest oddzielony od korium cienką warstwą stopionego betonu. Jako materiał o mniejszej gęstości niż przykrywający go korium, unosi się ku górze. Podobnie jak i wydzielone zeń gazy.

Korium w sposób ciągły jest podgrzewane przez ciepło z reakcji rozpadu produktów rozszczepienia. Innym źródłem ciepła są reakcje chemiczne. Do najważniejszych - zachodzących w stopionej mieszaninie materiałów rdzenia reaktora i betonu - należą reakcje utleniania metali przez gazowe produkty rozpadu betonu:  $Zr + 2H_2O \rightarrow ZrO_2 + 2H_2 + 6,3$  [MJ/kg, Zr]



Ważne znaczenie ma także proces redukcji SiO<sub>2</sub> i Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub> cyrkonem:

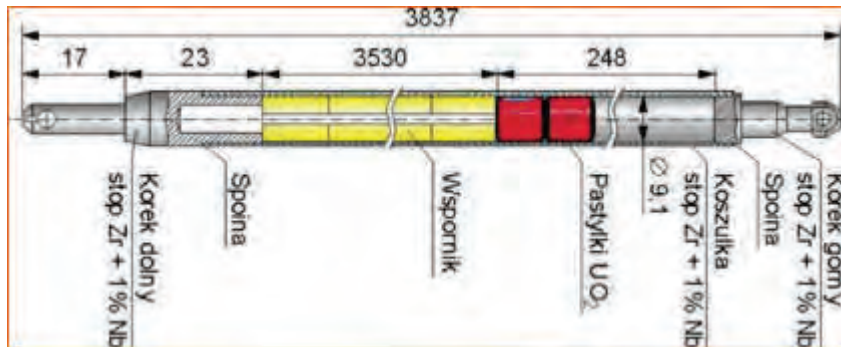


Prędkość ablacji betonu jest uwarunkowana transportem ciepła od korium do betonu. Gazy powstające w stopionym materiale przyczyniają się do przyspieszania przekazywania ciepła. Na przeszkodzie stoi, tworząca się na powierzchni korium skorupa, która ten proces opóźnia. Ponieważ przewodność cieplna betonu jest niska, więc prawie całe wytworzone ciepło idzie na podgrzew i topienie powierzchni ścian betonu. Lepkość korium także odgrywa rolę większą wartość - zwalnia transfer ciepła. Część ciepła z powierzchni roztopionej masy jest przekazywana do otoczenia drogą radiacyjną i konwekcyjną. Nad nią zazwyczaj znajduje się powietrze, ale do chłodzenia może być także używana woda.



### 3.2.2. Utlenianie koszulek elementów paliwowych i tworzenie się wodoru

Koszulki elementów paliwowych z cyrkaloju w temperaturze 700-900°C ulegają deformacji. Stosuje się je w celu zapobiegania ucieczce produktów reakcji rozszczepienia do wody chłodzącej i bezpośredniego jej oddziaływania na pastylki paliwowe. Na rys. 12 pokazano przykładowo konstrukcję elementu paliwowego reaktora WWER z zaznaczeniem fragmentów zawierających cyrkaloj (Zr + 1% Nb).



Rys. 12. Cyrkaloj w elemencie paliwowym reaktora typu WWER<sup>1</sup>; wymiary w [mm]

W temperaturze ok. 1000°C w środowisku pary wodnej zaczyna się utlenianie cyrkonu i tworzenie się wodoru. Ze wzrostem temperatury intensywność procesu ma charakter paraboliczny. Ta egzotermiczna reakcja jest bardzo ważna, gdyż ilość wydzielanego ciepła jest porównywalna do ilości z reakcji rozpadu produktów rozszczepienia. Przy normalnej temperaturze i ciśnieniu wodór uwalnia się w ilości 0,5 [m<sup>3</sup>/kg] - utlenionego cyrkaloju. W zakresie temperatury 1300 - 1500°C stop srebra, kadmu i indu, używanego na pręty sterowania, zaczyna się topić razem materiałem koszulki. Przy temperaturze 2700 - 2800°C także dwutlenek uranu ulega topnieniu, co powoduje zapadanie się rdzenia.

Chłodzenie korium za pomocą wody staje się źródłem wodoru wskutek reakcji radiolizy:  $H_2O + (\text{kwant energii promieniowania}) \rightarrow 2H_2 + O_2$  Jej intensywność wynosi: jedna molekula na 100 eV energii promieniowania. Jeśli proces odbywa się podczas wrzenia wody, to intensywność wzrasta ok. 30-krotnie.

Przy odpowiedniej koncentracji wodoru w containmencie, jego mieszanina z powietrzem o składzie (objętościowo) 18.3% wodoru i 59% powietrza może wybuchnąć, czy to wskutek pracy silnika elektrycznego, czy też od rozgrzanego materiału.

Przykładem siły wybuchu wodoru jest zniszczenie budynku reaktora w elektrowni Fukushima 1. Członek władz koncernu TEPCO przyznał później: „Nigdy nie sądziłem, że tak wielka ilość wodoru może się wytworzyć wskutek osuszenia paliwa (czyli ucieczki wody). Musimy przyznać, iż byliśmy nadmiernie pewni.”<sup>2</sup>

## 4. Konstrukcje urządzeń do chłodzenia i retencji korium

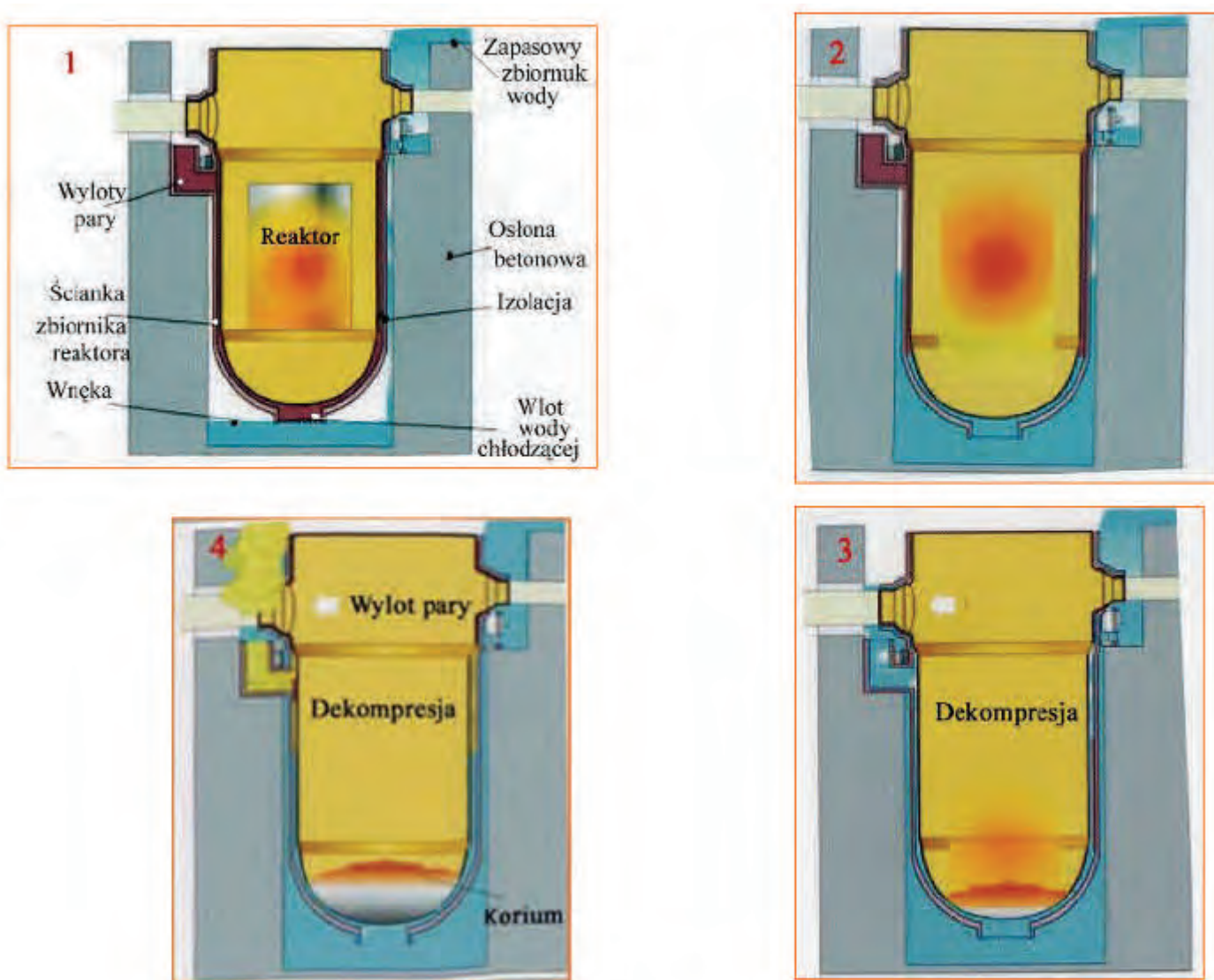
### 4.1. Wprowadzenie

Pierwsze koncepcje lokalizacji stopionej masy rdzenia polegały na jej gromadzeniu wewnątrz zbiornika reaktora<sup>3</sup>, chłodzonego z zewnątrz za pomocą biernego układu. Tego rodzaju rozwiązania zrealizowano w reaktorach typu WWER3-440 (Finlandia), AP-600 (Westinghouse, USA) i WWER-640 (Rosja), a następnie także w dużych - nowoczesnych: AP-10004 (Westinghouse, USA) rys. 13, i BWR-1000 (Framatome, Francja). Chociaż takie konstrukcje odznaczają się prostotą i dostateczną efektywnością, jednakże posiadają istotne ograniczenia.

<sup>1</sup> C. A. Andruszczeko i in. :AES c reaktorom WWER-1000, Moskwa, Logos 2010

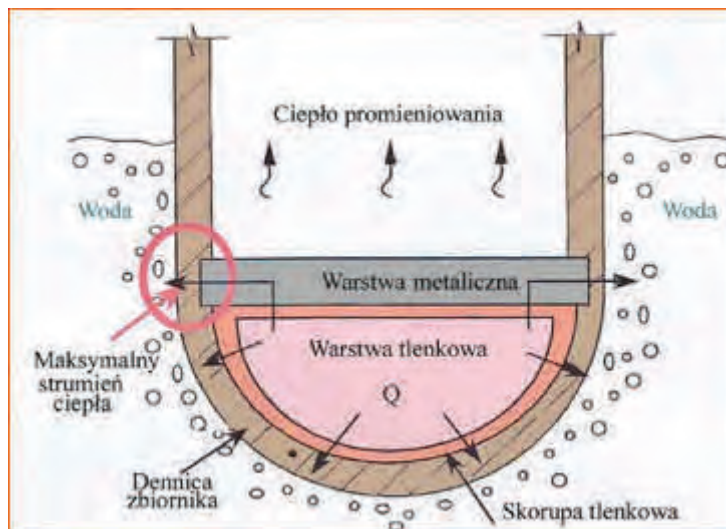
<sup>2</sup> <http://www.yomiuri.co.jp/dy/national/T110609005186.htm>

<sup>3</sup> Ang.: In-vessel korium retention (IVR)



Rys. 13. Przebieg (1 - 4) procesu topienia się rdzenia i chłodzenia zbiornika reaktora AP- 1000. Chłodzenie się odbywa - doprowadzaną z wneki - wodą, przepływającą szczeliną w (usytuowanej wokół zbiornika) warstwie izolacyjnej, która zarazem umożliwia wylot powstałej pary

Wiedza o zjawiskach formowania się stopu i dynamiki zachodzących fizykochemicznych procesów nie jest dostateczna. Z tego powodu wymagany jest odpowiednio duży odstęp (margines) między wartością strumienia ciepła z zewnętrznej powierzchni zbiornika i krytycznym strumieniem ciepła dla wrzenia wody chłodzącej. Z analizy awarii przeprowadzonej przez Theofanousa i in. dla reaktora AP-600 (600 MWe) wynika, że wartość strumienia ciepła zmienia się w zależności od kąta, a maksimum występuje w pobliżu powierzchni warstwy tlenkowej korium (rys. 14). Taką samą charakterystykę wykazuje proces odbioru ciepła przez wodę chłodzącą zewnętrzną powierzchnię zbiornika reaktora. Badania wykazały, że między strumieniami ciepła istnieje dostateczny margines. Wszakże może on ulec zniwelowaniu w przypadku uformowania się nad korium warstwy metali, która się tworzy wskutek oddziaływania korium na ściankę stalowego zbiornika reaktora. Ponieważ jest lżejsza od materiału korium, więc unosi się nad nim. Moc reaktora AP-1000 jest o 60% większa od mocy reaktora AP-600 i o 230% od koreańskiego reaktora APR-1400 (3983 MWt, 1455 MWe). Dla tego ostatniego maksymalny strumień ciepła jest większy od krytycznego strumienia ciepła dla wrzenia wody chłodzącej. Wobec takiej sytuacji, w reaktorze APR-1400 obok zewnętrznego chłodzenia przewidziano jednocześnie dodatkowe chłodzenie warstwy metalicznej wewnątrz zbiornika, co wymagało skonstruowania specjalnego układu wtrysku wody.



Rys. 14. Retencja stopionej masy materiałów w zbiorniku reaktora

Zastosowanie koncepcji gromadzenia korium wewnątrz zbiornika reaktora o dużej mocy (>1000 MWe) nie daje całej pewności stworzenia odpowiedniego marginesu bezpieczeństwa. W celu uściślenia bezpiecznych warunków chłodzenia potrzebne są dalsze prace doświadczalne i bardziej wyrafinowane kody obliczeniowe. Uwarunkowania te sprawiły, że zaczęto opracowywać konstrukcje urządzeń do pozazbiornikowego<sup>1</sup> gromadzenia korium.

Obecnie, w pełni opracowane i wdrożone są dwa rodzaje takich urządzeń:

- rosyjskie, typu tyglowego<sup>2</sup> opracowane dla reaktora WWER-1000,
- francuskie, typu zbiornikowego o rozległej powierzchni do wylewu korium, zastosowane w reaktorze EPR (European Pressurized Reactor).

Ciężka awaria może prowadzić nie tylko do uszkodzenia lub stopienia rdzenia, lecz również - do uszkodzenia korpusu zbiornika reaktora. Początkowy okres jej przebiegu jest najbardziej niebezpieczny. W przypadku bowiem rozszczelnienia się containmentu pod wpływem oddziaływania nań wysokotemperaturowego i chemicznie aktywnego stopionego materiału, do środowiska naturalnego przedostaną się nie tylko gazowe i aerozolowe promieniotwórcze substancje, lecz także twarde składniki korium. Utrzymanie containmentu w nie naruszonym stanie w ciągu kilku godzin od momentu wystąpienia takiej awarii, dzięki procesowi osadzania się aerozoli na powierzchni podłogi i ścianach, powoduje spadek radioaktywności wewnątrz containmentu o rzędy wielkości. W tych warunkach zapewnienie hermetyczności obudowy bezpieczeństwa stanowi zadanie pierwszoplanowe.

#### 4.2. Urządzenie do magazynowania korium w reaktorze EPR

Założenia do projektu zbiornika retencyjnego dla EPR powstały w listopadzie 2000 r. Zawierały postulat, by we wczesnej fazie awarii ze stopieniem rdzenia, uwolnienie substancji promieniotwórczych było praktycznie wykluczone. W tym celu analizowano przypadki wystąpienia w containmencie następujących zjawisk:

- wysokiego ciśnienia pod wpływem roztopionego materiału,
- bezpośredniego oddziaływania promieniowania cieplnego,
- wybuch wodoru,
- wybuch pary wewnątrz i na zewnątrz zbiornika reaktora.

Koncepcja urządzenia przewiduje wstępne utrzymanie korium wewnątrz szybu reaktora a następnie przenieście do zbiornika retencyjnego. Podstawową zaletą zrealizowanego projektu jest układ chłodzenia i trwałej termicznej stabilizacji, w pełni oparty na zasadzie biernego działania. Największym wyzwaniem dla

<sup>1</sup> Ang.: Ex-vessel korium retention (EVR)

<sup>2</sup> Ang.: crucible - type catcher

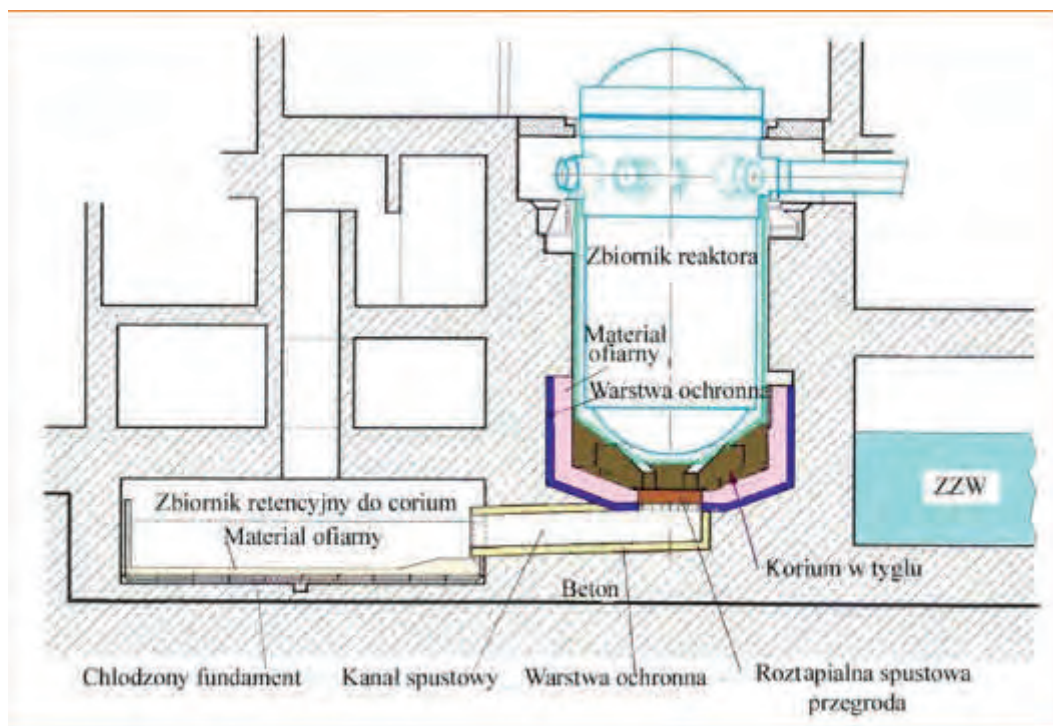
projektantów było utrzymanie rozżarzonej - podobnej do lawy - masy materiału w granicach containmentu. Przewiduje się, że jej zupełne zestalenie się nastąpi po kilku dniach.

Ciężka awaria rozwija się, gdy zawodzą wszystkie środki bezpieczeństwa przeznaczone do chłodzenia i utrzymywania rdzenia w wymaganej do tego konfiguracji. Przebieg dezintegracji zależy od wielu czynników i jest obciążony wieloma niewiadomymi. Generalną zasadą przy projektowaniu było:

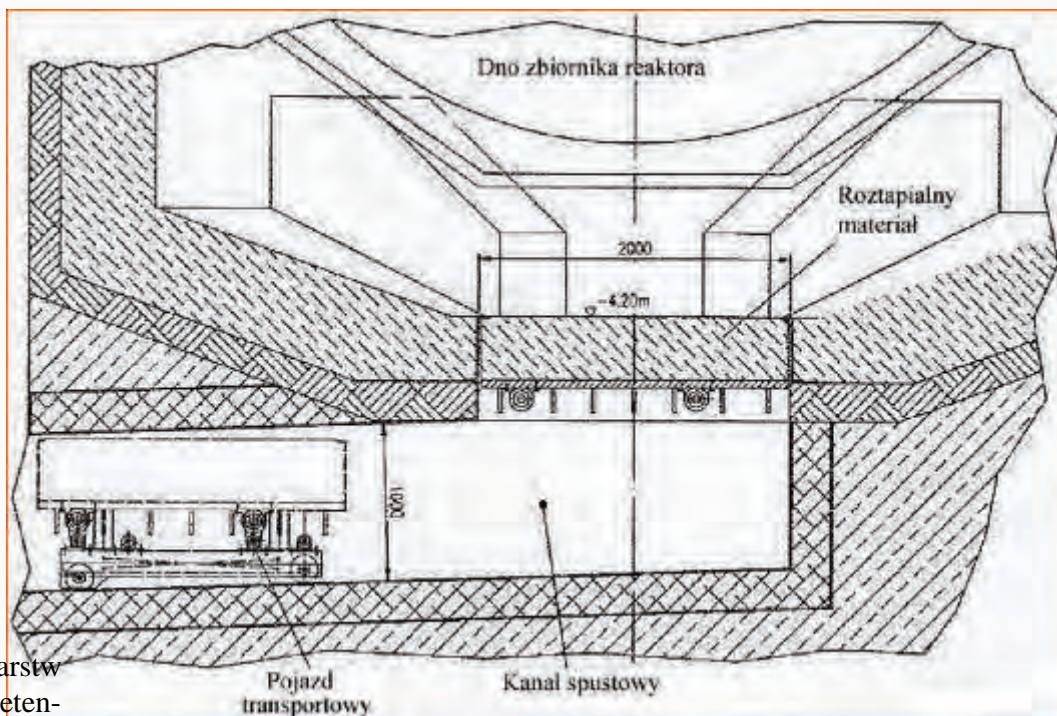
- zapewnienie środków do ustabilizowania korium w niedających się przewidzieć warunkach rozwoju awarii,
- zabezpieczenie urządzenia do retencji przed oddziaływaniem niedostatecznie dobrze określonych sił działających podczas uszkodzenia ciśnieniowego zbiornika reaktora.

Warunki te zrealizowano dzięki usytuowaniu zbiornika retencyjnego wewnątrz obudowy bezpieczeństwa, obok szybu reaktora, co pozwoliło na skonstruowanie masywnej dolnej części szybu reaktora o grubych betonowych ścianach. Pod reaktorem przewidziano pojemnik, rodzaju specjalnej studni (tygiel) do wstępnego gromadzenia korium, skąd dopiero po pewnym czasie następuje zrzut do zbiornika retencyjnego (rys. 15, 16). Dolna część studni jest zamknięta przegrodą, którą wysokotemperaturowa płynna masa przetapia i spływa do zbiornika. Powierzchnia ognioodpornej warstwy ochronnej studni z dwutlenku cyrkonu ( $ZrO_2$ ; temp. topnienia -  $2715^{\circ}C$ , temp. wrzenia -  $4300^{\circ}C$ .) jest dodatkowo pokryta betonem ofiarnym na osnowie  $Fe_2O_3$  i  $SiO_2$ . Współoddziaływanie tego betonu z cyrkonowym stopem prowadzi do całkowitego utlenienia zawartego w stopie cyrkonu, rozтворzenia - w utworzonej mieszance - paliwa jądrowego ( $UO_2$ ), zmniejszenia gęstości i temperatury krzepnięcia stopionej mieszaniny materiałów.

Wstępne utrzymywanie korium w tyglu przez pewien czas pozwala z jednej strony na jego całkowite spłynięcie ze zbiornika reaktora, z drugiej zaś - na sformowanie się ujednorodnionej z ofiarnym betonem mieszaniny materiałów rdzenia reaktora. Długość czasu retencji jest zależna od okresu trwania procesu ablacji materiału ofiarnego i przetapiania przegrody, zamykającej wlot do spustowego kantalu. Oczywiście, iż opóźnienie w zrzucie korium do zbiornika retencyjnego, dzięki zmniejszeniu się ilości ciepła powyłaczeniowego, obniża jego temperaturę.



Rys. 15. Pionowy przekrój dolnego fragmentu containmentu reaktora EPR; pokazane są główne komponenty systemu magazynowania i termicznej stabilizacji korium. ZZW - zbiornik zapasu wody



**Rys. 19.** Układ warstw pod zbiornikiem retencyjnym<sup>2</sup>

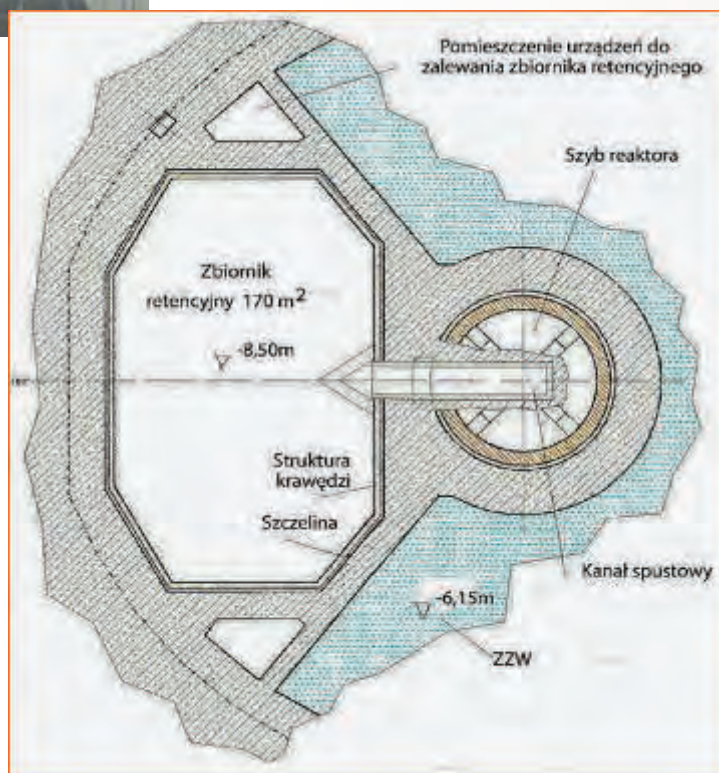
**Rys. 16.** Konstrukcja studni (tygla) pod zbiornikiem reaktora do wstępnego magazynowania korium (wymiary w mm)

Charakterystycznym parametrem zbiornika jest obszerna powierzchnia, wielkości 170 m, przeznaczona do schładzania rozlanej masy (fot. 9 i rys. 17).



**Fot.9.** Widok zbiornika retencyjnego<sup>2</sup>

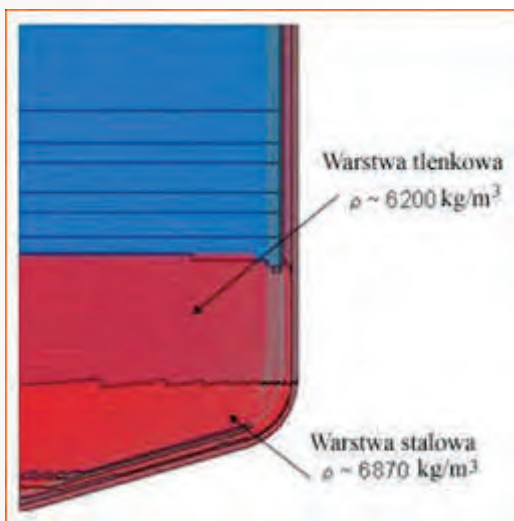
**Rys. 17.** Widok zbiornika retencyjnego w przekroju poziomym





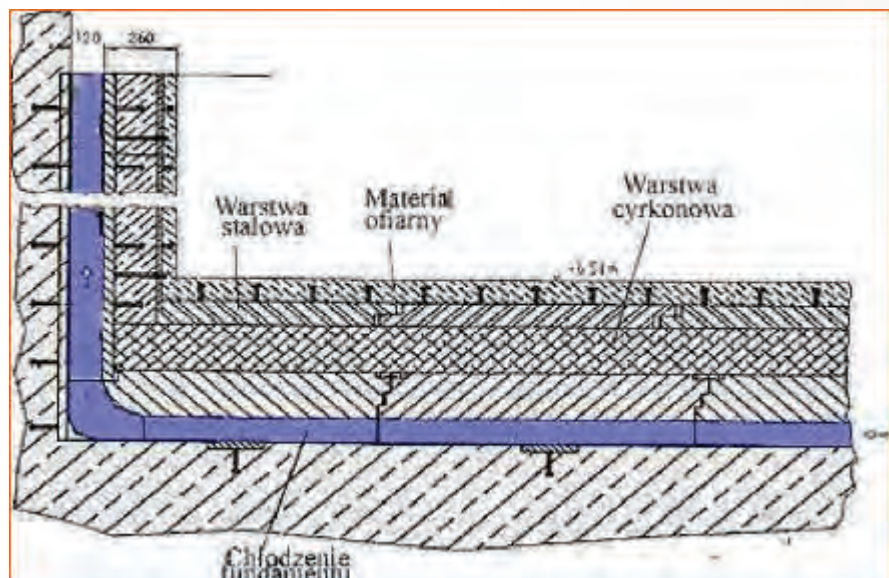
Materiał ofiarny<sup>1</sup> ma następujące ogólne funkcje:

- przy współdziałaniu z korium, wskutek endotermicznego efektu zmniejsza temperaturę roztopionego materiału rdzenia,
- zwiększa powierzchnię wymiany ciepła między korium i wodą chłodzącą; zmniejsza strumień ciepła na jego ścianie, zwiększa margines temperatury do kryzysu wrzenia,
- umożliwia inwersję tlenkowej i stalowej stratyfikacyjnych warstw w zbiorniku retencyjnym (rys. 18), co zmniejsza zawartość tlenków poniżej roztopionej warstwy stalowej. Zapobiega przez to bezpośredniemu kontaktowi tlenków z ogniotrwałą warstwą osłonową.
- kosztem utleniania składowych korium ofiarnym materiałem, zmniejsza chemiczną aktywność korium,
- wskutek utleniania zawartego w korium metalicznego cyrkonu, przy współdziałaniu z ceramicznym ofiarnym materiałem minimalizuje wyjście wodoru,
- zapewnia stan podkrytyczny korium.



Rys. 18. Stratyfikacja warstw korium w zbiorniku retencyjnym<sup>2</sup>

Strukturę warstw konstrukcyjnych pod zbiornikiem pokazują rysunki 19 i 20. Betonowy fundament zbiornika jest osłonięty trzema warstwami (od góry): warstwą betonu na osnowie tlenków żelaza i borokrzemowego szkła z dodatkiem  $\text{SiO}_2$ ,  $\text{B}_2\text{O}_3$ ,  $\text{Al}_2\text{O}_3$ , warstwą stali i ogniotrwałą warstwą płytek z  $\text{ZrO}_2$ . Dodatkową osłonę stanowi warstwa stali (ok. 100 mm), ulegająca topnieniu przy stykaniu się z rozplwającym po powierzchni korium; dzięki temu zapobiega się kontaktowi tlenkowej masy korium z ogniotrwałą warstwą osłonową. W celu schładzania korium spod spodu i niedopuszczenia do uszkodzenia fundamentu, pod układem warstw przewidziane zostały kanały chłodzone wodą z położonych w containmencie zbiorników.

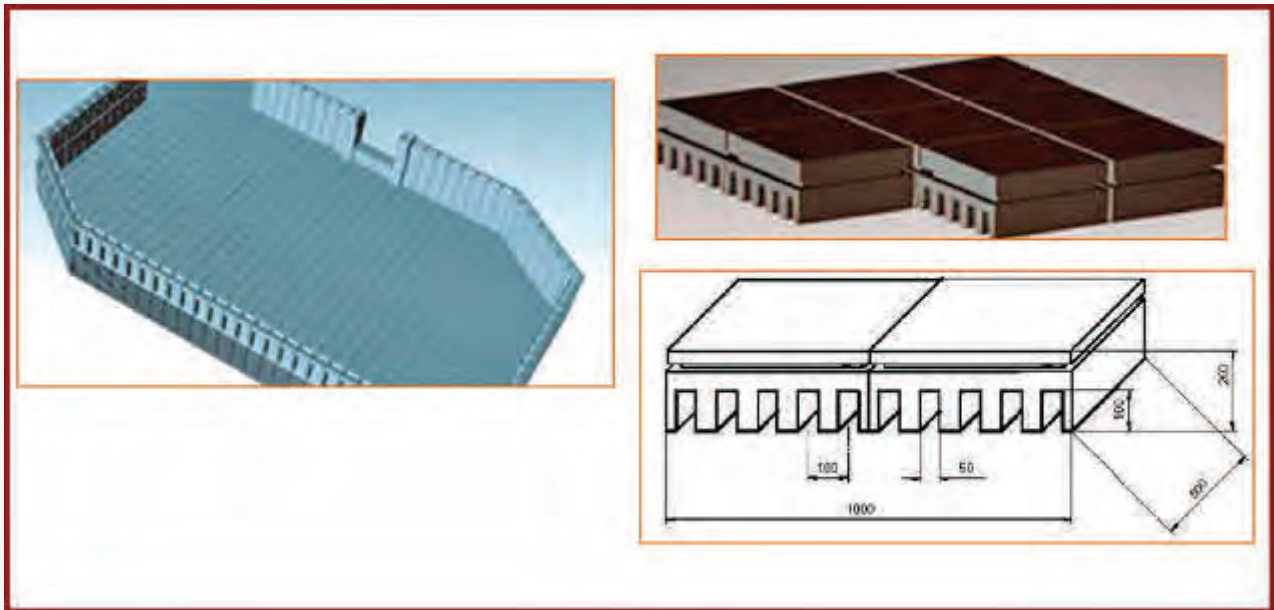


Rys. 19. Układ warstw pod zbiornikiem retencyjnym<sup>3</sup>

<sup>1</sup> Termin - nieużywany w języku polskim - został tu zastosowany dla adekwatnego oddania znaczenia angielskiego określenia sacrificial material (ros.: wepmeembiu Mamepuan). Materiał ofiarny, to materiał, który się przeznaczca - po spełnieniu przypisanego mu zadania - do zniszczenia, tzn. wytwarza się go i poświęca dla zachowania trwałości konstrukcyjnych materiałów tygla

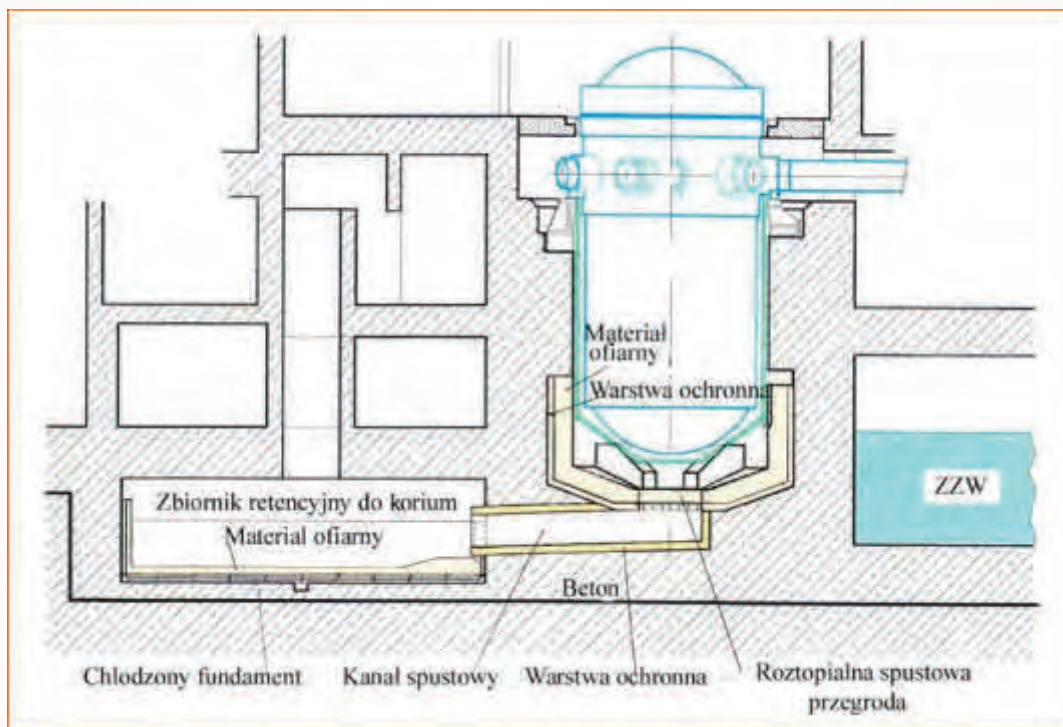
<sup>2</sup> <http://moisseenko.ru/doc/gp.ppt#286,9,Slajd 9>

<sup>3</sup> <http://www.iasmirt.org/SMIRT16/P 1576.PDF>



Rys. 20. Struktura płytowa warstwy podłogowej z kanałami do chłodzenia; (masa 500 ton, wymiary w mm)<sup>1</sup>

Po spłynięciu roztopionej masy paliwa do zbiornika zaczyna działać bierny układ zalewania wodą z zapasowych zbiorników (rys. 21).. Skuteczne odprowadzanie ciepła zapewnia stabilizację korium w ciągu kilkunastu godzin, a całkowite stygnięcie następuje po kilkunastu dniach.



Rys. 21. Układ zalewania zbiornika retencyjnego wodą, (UOC-układ odprowadzania ciepła)

<sup>1</sup> <http://www.siemelkamp.de/Core-Catcher-Cooling-Structures.797.0.html>

### 4.3. Tygiel do magazynowania korium w reaktorze typu WWER-1000

W odróżnieniu od francuskiej koncepcji magazynowania i schładzania korium na dużej powierzchni w retencyjnym zbiorniku obok reaktora, w rosyjskim rozwiązaniu zbiornik jest swego rodzaju tygłem.

Instaluje się go bezpośrednio w szybie pod zbiornikiem reaktora; obejmuje swym zasięgiem całą powierzchnię dennicy.

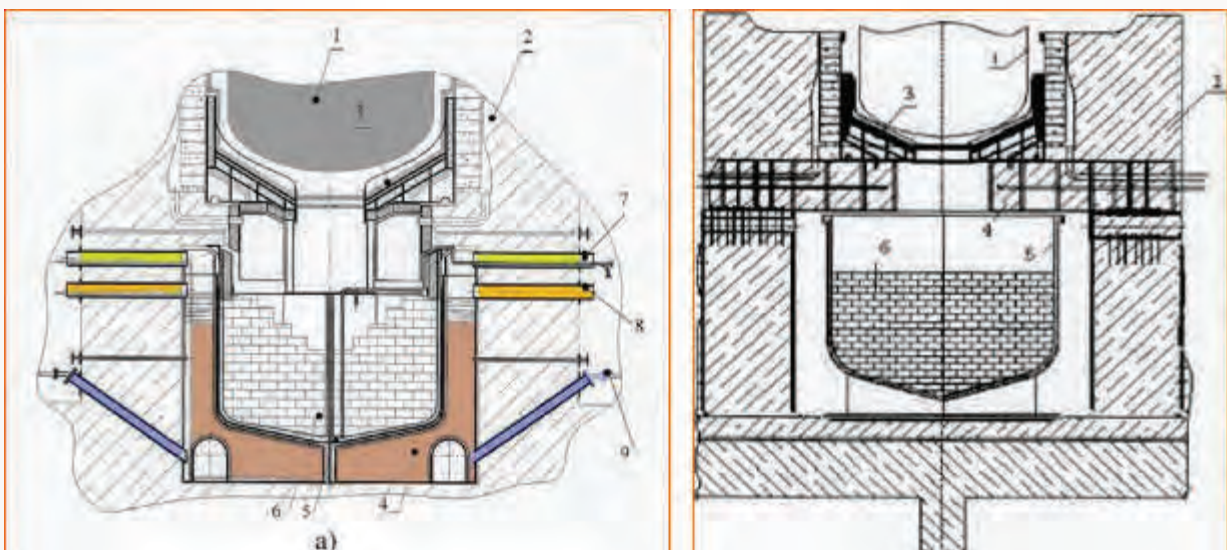
Urządzenie tego rodzaju zostało opatentowane i po raz pierwszy zainstalowane w elektrowni Tianwan (Chińska Republika Ludowa), gdzie w latach 2005 - 2007 rosyjski koncern „Atomstroj eksport” uruchomił dwa bloki z reaktorami WWER-1000 (rys.22a). W latach 2011 - 2012 takie same dwa bloki z podobnymi tyglami (rys. rys.22b) mają być uruchomione w indyjskiej elektrowni Kudankulam. Pokazane na rys. 22 tygle, w trakcie awarii z topieniem paliwa spełniają następujące funkcje:

- podtrzymanie dennicy zbiornika reaktora podczas jej deformacji do momentu wyjścia korium,
- magazynowanie i schładzanie korium aż do czasu jego skrzepnięcia,
- ochronę betonowej struktury szybu i containmentu przed termomechanicznym oddziaływaniem roztopionej masy rdzenia,
- zapewnienie stanu podkrytycznego korium w czasie jego schładzania,
- zapobieganie wybuchowi pary i oddziaływaniu korium na beton,
- ograniczanie ilości uwalniających się nie skondensowanych gazów i wodoru.

Tygiel jest skonstruowany w postaci chłodzonego wodą stalowego zbiornika wypełnionego materiałem ofiarnym służącego do akumulacji roztopionego materiału rdzenia. Materiał ofiarny, stanowiący m.in. o istocie patentu, jest kompozycją lekkich tlenków i stali. Tlenki wypełniają kasety ze stali, uformowane w kształcie struktury plastra miodu. Zadaniem tego materiału jest m.in. :

- redukcja strumienia ciepła poprzez znaczne zwiększenie objętości stopionego materiału i powierzchni transportu ciepła,
- utlenianie cyrkonu z ograniczone wydajnością,
- obniżenie efektu oddziaływania strumienia ciepła poprzez zmniejszenie gęstości roztopionych tlenków poniżej gęstości stalowej warstwy, co zapewnia inwersję metalicznego i tlenkowego materiałów,
- długookresowe procesy akumulacji i schładzania korium wewnątrz tygla dzięki wrzeniu wody na zewnątrz zbiornika i zalewaniu wodą powierzchni korium.

Inwersja zapobiega ryzyku powstania wybuchu pary podczas zalewania korium wodą i ogranicza tworzenie się wodoru wskutek reakcji pary z metalem. Dzieje się tak dlatego, że znajdująca się u spodu metaliczna warstwa nie styka się bezpośrednio z zalewaną od góry wodą.



Rys. 22. Schematy konstrukcji tygla w chińskiej (a) i indyjskiej elektrowniach: 1 - zbiornik reaktora, 2 - szyb, 3 - płyta pod dennicą reaktora, 4 - przestrzeń zajęta przez dźwigar, 5 - zbiornik tygla, 6 - ofiarny materiał, 7 - wylot pary, 8 - dopływ wody

W obu wariantach tygla (rys 22) zastosowano nieco inny skład materiału ofiarnego:

Tablica 2. Skład materiału ofiarnego w tyglu reaktora WWER-1000 EJ Tianwan

Nazwa materiału	Skład [%]
$\text{Fe}_2\text{O}_3$	65
$\text{Al}_2\text{O}_3$	30
$\text{SiO}_2$	5

Tablica 3. Skład materiału ofiarnego w tyglu EJ Kudankulam

Nazwa materiału	Skład [%]
$\text{Fe}_2\text{O}_3$	65
$\text{Al}_2\text{O}_3$	30
$\text{V}_2\text{O}_5$ h^H $\text{MnO}_2$	5

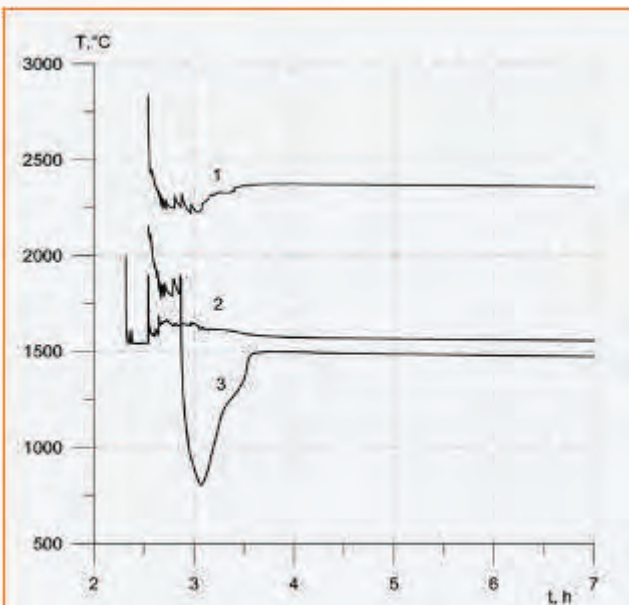
Jeszcze inny skład materiału ofiarnego przewidziano dla tygla EJ z reaktorem WWER-1500 (tabl. 4).

Tablica 4. Skład materiału ofiarnego tygla reaktora WWER-1500

Nazwa materiału	Skład [%]
$\text{Fe}_2\text{O}_3$	90
$\text{MnO}_2$ h^H $\text{NiO}$	10

Tlenki w materiale ofiarnym powodują m.in. wzrost objętości stopionej warstwy tlenkowej, przez co zwiększa się powierzchnia transferu strumienia ciepła od tej warstwy do ścianek tygla, i w konsekwencji spadek wartości strumienia. Inną ważną zaletą ich zastosowania jest całkowita eliminacja możliwości powstania stanu krytycznego w jakiegokolwiek konfiguracji szczątków rdzenia przy dowolnym stosunku ilościowym wody do uranu. W tym także - wody bez dodatku boru. Ponadto tlenki przyczyniają się do redukcji uwalnianych się gazów, aerozoli i produktów reakcji rozszczepienia. Przy opracowywaniu tygla, obok badań eksperymentalnych prowadzono także obliczenia za pomocą zaawansowanych numerycznych programów. Na rys. 23, pokazano wyniki takich obliczeń dla reaktora WWER-1000, przeprowadzonych w celu

zweryfikowania konstrukcji tygla o wymiarach: wewnętrzna średnica 5 m, grubość ścian - 60 mm .



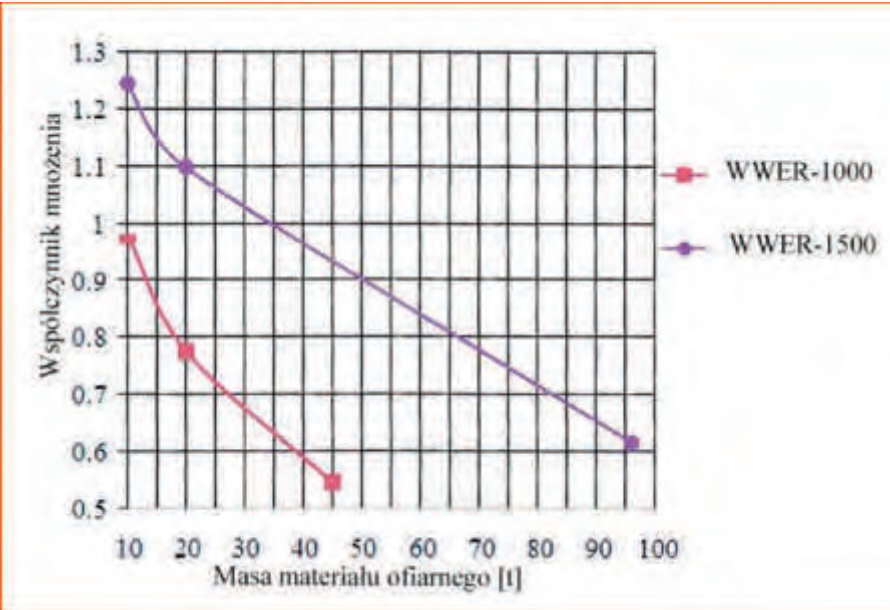
Rys. 23. Przebiegi temperatur w korium podczas awarii reaktora WWER-1000 z topieniem paliwa; 1 - tlenki, 2 - metale (stal), 3 - powierzchniowa skorupa

Pierwsza partia stopionego materiału rdzenia przemieściła się do tygla po upływie 2,3 godzin od początku awarii. Po ok. 15 minutach z wybuchem spłynęła następna partia. Ten pierwszy roztopiony materiał składał się z 15,5 t stali, 33,5 t  $\text{UO}_2$ , 4,5 t  $\text{ZrO}_2$  i 3,5 t Zr. Pozostała roztopiona masa o zmniejszonej prędkości ruchu spłynęła do tygla po 45 minutach; zawierała 34 t stali, 80 t  $\text{UO}_2$ , 11 t  $\text{ZrO}_2$  i 8 t Zr. Temperatura stopionego metalu w początkowej fazie sięgała 2000 °C, podczas gdy stopionych tlenków 2800 °C.

W celu określenia składu materiału ofiarnego i technologicznych dodatków, decydujących o możliwości wytworzenia się w korium łańcuchowej reakcji rozszczepienia, zanalizowano wodno - uranową kompozycję o maksymalnych właściwościach rozmnażania neutronów. Dla takiego materiałowego składu zostały przeprowadzone obliczenia

współczynnika mnożenia w ośrodku o nieskończonych wymiarach  $k^\infty$ , a następnie określono masę pochłaniacza neutronów - tlenku gadolinu

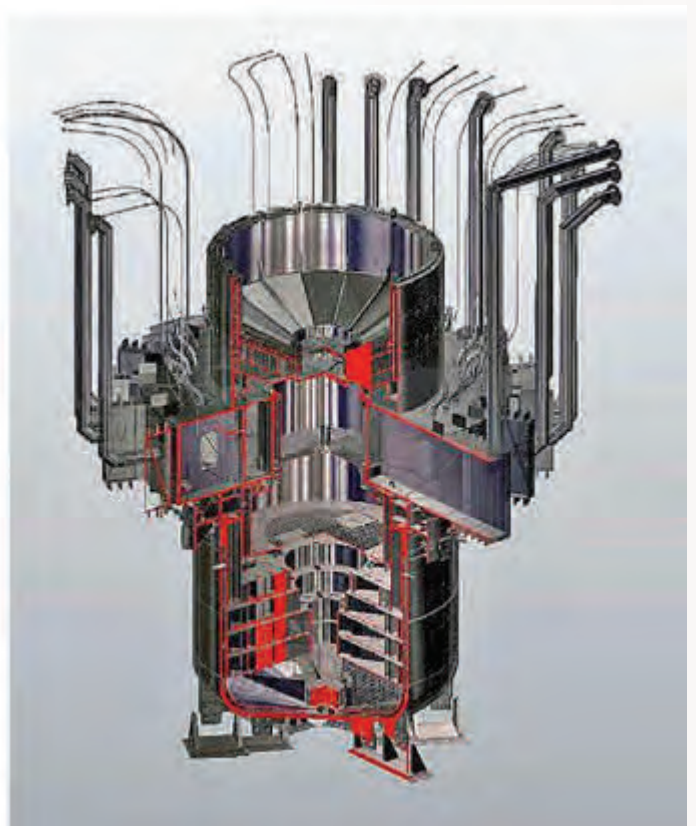
( $Gd_2O_3$ )<sup>1</sup>, gwarantującą wartość efektywnego współczynnika mnożenia  $k_{ef} < 0,95$ . Wyniki obliczeń pokazuje rysunek 24.



Rys. 24. Zależność współczynnika mnożenia neutronów w korium o wymiarach nieskończonych  $k$  od masy zawartego w nim materiału ofiarnego z dodatkiem 200 kg  $Gd_2O_3$ , dla reaktorów WWER-1000 i WWER-1500<sup>2</sup>

#### 4.3.1 Fotografie urządzeń

Zbiorniki retencyjne tyglowego typu montuje się w obecnie budowanych elektrowniach Leningradzkiej i Nowoworonieżskiej z czterema reaktorami typu WWER-1200 w każdej. Na fotografiach 10, 11, 12, 13 pokazano komponenty i montaż owych urządzeń. Zaprezentowane ilustracje pozwalają ocenić ich wielkość i masywność.



Fot. 10. Z lewej: zbiornik tygla; z prawej: makieta kompletnego tygla w przekroju; w centralnej części widać stożkowate (lejkowate) ujęcie, na zewnątrz - pręty stalowe przed zabetonowaniem i elementy dźwigara. Zbiornik ma dwie ścianki: grubość pierwszej wynosi 60 mm, drugiej - 30 mm. Przestrzeń między nimi jest wypełniona specjalnym materiałem złożonym z granulek tlenków żelaza i aluminium.

<sup>1</sup> Gadolin ( $Gd^{157}_{64}$ ) odznacza się największym spośród wszystkich stabilnych nuklidów przekrojem czynnym na pochłanianie neutronów termicznych.

<sup>2</sup> <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2009/mntk2009-156.doc>



**Fot. 11.** Korpus tygla (masa 110,5 t, średnica - 6,5 m, wysokość - 5,69 m); prace przygotowawcze przed zamontowaniem w betonowym szybie reaktora. Ogólna masa korpusu i tygla wynosi ok. 800 t



**Fot. 12.** Z lewej: ustawianie korpusu i tygla na placu budowy; z prawej: dolna część szybu reaktora przygotowana do załadunku korpusu.



**Fot. 13.** Z lewej: montaż korpusu; z prawej: załadunek tygla do korpusu<sup>3</sup>

<sup>1</sup><http://www.atomic-energy.ru/news/2010/12/06/16519>; <http://www.blogi.rosatom.ru/laes2/bezopasnost-laes-2/>

## 5. Uwagi końcowe

Awarie elektrowni jądrowych, wskutek których następują uszkodzenia rdzeni reaktorów, w szczególności zaś zdarzenia z topieniem paliwa, należą do najniebezpieczniejszych. Dowodzą tego wszystkie trzy opisane przypadki. Nawet wówczas, gdy nie powodują szkody dla zdrowia mieszkańców i środowiska naturalnego, jak podczas awarii TMI-2, to wszakże zawsze wiążą się z nimi duże straty ekonomiczne spowodowane utratą siłowni dużej mocy i niezbędnymi kosztami dekontaminacji. Są tym większe im większy jest obiekt i im krótszy jest przedawaryjny okres eksploatacji.

Zastosowanie nowoczesnych zbiorników retencyjnych przed stratami gospodarczymi w pełni nie chroni, gdyż ich funkcją jest bezpieczne magazynowanie korium i w ten sposób niedopuszczenie do „chińskiego syndromu”, a nie zapobieganie awariom. Mogą jednakże w sposób zasadniczy ograniczyć ich skalę, by nie przybrały takich katastrofalnych rozmiarów, jak w Czarnobylu i Fukushima, gdzie trzeba było ewakuować ludność z obszaru o rozmiarach bliskich największemu polskiemu powiatowi.

Jest rzeczą bardzo problematyczną, czy pojawią się w przyszłości technologiczne metody i środki służące przywróceniu elektrowni ze stopionym paliwem jej funkcjonowania

## 6. Literatura

1. Vladimir Benizianovich Khabensky, Vladimir Semenovich Granovsky, Sevostian Victorovich Bechta and Victor Vladimirovich Gusarov, Alexandrov Scientific Research Institute of Technology (NITI), St. Petersburg State Electrotechnical University, Russia: "Severe accident management concept of the VVER-1000 and the justification of korium retention in a crucible-type core catcher", April 2009.
2. Dietmar Bittermann, Manfred Fischer, Markus Nie: Main features of the core melt stabilization system of the European pressurized water reactor (EPR); Framatome ANP GmbH, Erlangen, Germany, 18th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 18) Beijing, China, August 7-12, 2005
3. И. А. Молчанов, М. П. Шумилин: Удержание расплава активной зоны внутри контайнмента при тяжелых авариях ядерных энергоблоков; Кафедра атомных электростанций и технической теплофизики, Национальный технический университет "Киевский политехнический институт" Украины.
4. Mark I Containment Report, March 19, 2011; [www.nei.org](http://www.nei.org)
5. Dietmar Bittermann, Manfred Fischer: Effects of mechanical design measures for the EPR melt retention concept; Framatome ANP GmbH, Erlangen, Germany, Transactions SMiRT, Washington DC, August 2001, paper 1576 .
6. Рафаэль Арутюнян: „Китайский синдром», «Природа», 1990 год. [http://scepis.ru/library/id\\_710.html](http://scepis.ru/library/id_710.html).
7. Magdi Ragheb: "China syndrome", 2010 r. <https://netfiles.uiuc.edu/mragheb/www/NPRE%20457%20CSE%20462%20Safety%20Analysis%20of%20Nuclear%20Reactor%20Systems/China%20Syndrome.pdf>.
8. Jerzy Kubowski: Nowoczesne elektrownie jądrowe, WNT, Warszawa 2009 r.
9. Jerzy Kubowski: „Japońska elektrownia jądrowa Fukushima 1", <http://www.ekologika.pl/cp/ea/kubowski/2011/fukushima-pro-eko.pdf>.
10. Free Online Reference Site and Encyclopedia; [http://www.ireference.ca/search/korium%20\(nuclear%20reactor\)](http://www.ireference.ca/search/korium%20(nuclear%20reactor)).
11. J. Kubowski: „XXV rocznica katastrofy w Czarnobylu", Postępy techniki jądrowej (vol. 54 z. 1 2011), <http://www.ekologika.pl/cp/ea/kubowski/2011/XXV-Rocznica-katastrofy-w-Czarnobylu.pdf>.
12. А.А. Боровой, Э.М. Пазухин, В.Ф. СтрижовЖ: „Эффективность мер по ликвидации последствий аварии на ЧАЭС" (активная стадия аварии), ИАЭ-6471/11, Москва — 2007 [http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/\\_Public/40/100/40100088.pdf](http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/40/100/40100088.pdf).
13. P. Kuan and D. J. Hanson F (Idaho National Engineering Laboratory), F. Odar (U.S.Nuclear Regulatory Commission): MANAGING WATER ADDITION TO A DEGRADED CORE; <http://www.osti.gov/bridge/servlets/purl/5642843-WEBY3N/5642843.pdf>.
14. О. А Устинов, Л. П. Суханов, С. А. Якунин, Л. Н. Растунов: „Аварийные ситуации на атомных электростанциях, пути их предупреждения и ликвидации последствий", [www.chem.msu.ru/rus/jvho/2005-4/54.pdf](http://www.chem.msu.ru/rus/jvho/2005-4/54.pdf).
15. Bal Raj Sehgal and Hyun Sun Park: "Pre-Project on Development and Validation of Melt Behavior in Severe Accidents", Department of Energy Technology Division Nuclear Power Safety, Royal Institute of Technology, Sweden, June 2004 <http://www.nks.org/download/pdf/NKS-Pub/NKS-99.pdf>.
16. J. L. Rempe and D. L. Knudson: Margin for In-Vessel Retention in the APR1400 – VESTA and SCDAP/RELAP5-3D Analyses, Idaho National Engineering and Environmental Laboratory Bechtel BWXT Idaho, December 2004
17. В.В. Безлепкин, В.Г. Сидоров, В.О. Астафьева, В.В. Кулаков, А.Ф. Филиппов, Е. В.Моисеенко: Моделирование процессов в УЛР Лаэс-2 при поступлении расплава коруума из корпуса реактора, Окб «Гидропресс», Подольск, Россия 26-29 мая 2009 г. <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2009/mntk2009-160.doc>.
18. Ludwik Dobrzyński: TMI, Czarnobyl, Fukushima – niebezpieczna energetyka? <http://dsid.ipj.gov.pl/files/LudwikD/Fukushima.pdf>
19. Н.В. Артамонов, А.С. Сидоров, Е.А. Сухино-Хоменко, Р.В. Чалый: „Унифицированное устройство локализации расплава активной зоны 3-го поколения для аэс-2006", Санкт-Петербург, Россия; <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2009/mntk2009-156.doc>

## WODA W ELEKTROWNIACH ATOMOWYCH

Krzysztof Rzymkowski

## 原発の安全性

Bezpieczeństwo Jądrowe

水

Woda

**WSTĘP**

Awaria elektrowni jądrowej Fukushima spowodowana potężną falą tsunami wywołaną największym zanotowanym do tej pory trzęsieniem ziemi w Japonii, po raz kolejny zwróciła uwagę opinii publicznej na kwestię radioaktywnego skażenia środowiska wodnego, podsycając jednocześnie nieufność do energetyki jądrowej. W przypadku Fukushimy problem ten jest niezwykle istotny ze względu na ogromne ilości używanej wody i konieczność jednoczesnego działania w czterech reaktorach i basenach wypalonego paliwa.

Z wykorzystaniem wody w obiektach jądrowych i jej zanieczyszczeniem elementami radioaktywnymi wiąże się wiele nieporozumień. Istnieją np. obawy, że ciekłe wodne mogą wymywać elementy radioaktywne z przechowalników paliwa, jak również obawy dotyczące skażenia wody używanej do chłodzenia reaktorów. W celu lepszego zobrazowania problemów związanych z oczyszczaniem ścieków wodnych z obiektów jądrowych, w szczególności elektrowni jądrowych poniżej omówiono szereg związanych z tym problemem zagadnień.

**ZANIECZYSZCZENIA WODY**

Problem zanieczyszczeń wody - komunalnych, rolniczych i przemysłowych - mają różną postać fizyczną i chemiczną. Zanieczyszczenia komunalne związane są głównie z zagrożeniem bakteriologicznym, lecz jeżeli ich koncentracja nie przekracza pewnej granicy, ulegają naturalnej filtracji przez środowisko i nie wpływają znacząco na jego stan. Z rolnictwem związane są m.in. organiczne pochodne rozkładu, środki owadobójcze i grzybobójcze, niszczące mikrofaunę i mikroflorę. Najbardziej groźne dla środowiska oraz zdrowia człowieka są zanieczyszczenia przemysłowe, takie jak metale ciężkie oraz szkodliwe, trudno rozkładające się substancje organiczne i mineralne, nierozpuszczalne związki chemiczne, tzw. kwaśne deszcze.

Na tym tle zanieczyszczenia radioaktywne, choć budzące być może najwięcej emocji, prezentują się stosunkowo niegroźnie. Z reguły występują w niewielkich ilościach i małej koncentracji (aktywności), choć istotnie jak każde inne mogą być przenoszone przez ciekłe wodne. Należy jednak podkreślić, iż duże obiekty jądrowe (zakłady wzbogacania lub przerobu paliwa, elektrownie) pracują w wodnym obiegu zamkniętym. Woda używana do celów technologicznych nie jest odprowadzana do środowiska, lecz powtórnie wykorzystywana w ciągu technologicznym. Istotny wpływ na środowisko może mieć natomiast lokalne podniesienie temperatury w zbiornikach wodnych używanych w systemach usuwania tzw. ciepła odpadowego, powstają-



# MOWYCH – ROLA I ZAGROŻENIA

cego podczas pracy elektrowni.

## KLASYFIKACJA ODPADÓW

Trudno jest ocenić początkową aktywność odpadów przed ich separacją, ale przyjęto, że woda zwracana do środowiska nie powinna zwiększać tła naturalnego okolicy, w której pracuje elektrownia więcej niż 0,01 mSv /rok. Zasada ta obejmuje również przypadki uwalniania tzw. odpadów wyłączonych spod kontroli (tzw. exempt waste, *EW*), które nie podlegają oczyszczaniu, ponieważ nie są uważane za odpady radioaktywne (mimo, że zawierają one śladowe ilości materiałów promieniotwórczych). Przy ocenie podwyższonego poziomu tła uwzględniane są wszystkie odpady powstające w elektrowni (stałe, ciekłe, gazowe).

W celu ułatwienia gospodarki odpadami wprowadzono klasyfikację odpadów w oparciu o aktywność promieniotwórczą. Wyróżniane są trzy klasy odpadów:

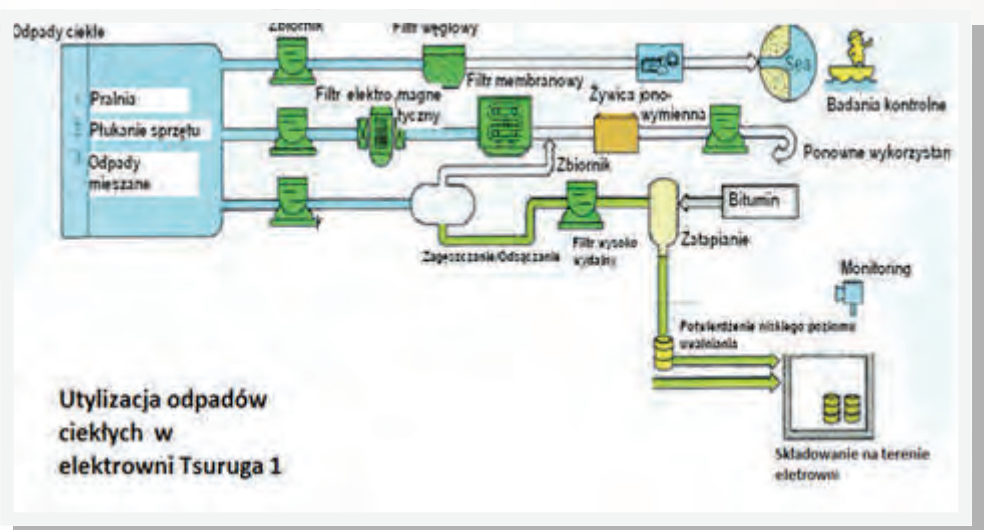
- niskoaktywne (low level wastes *LLW*) - nie wymagające osłon w czasie przeróbki i transportu,
- średnioaktywne (low and intermediate-level wastes *LILW*) - wymagające osłon przed promieniowaniem w czasie przerobu i transportu. Ilość wydzielanego ciepła jest dość znaczna – do 2 kW/m<sup>3</sup>. Dodatkowo wyróżnia się odpady: średnioaktywne krótkożyciowe (low and intermediate-level wastes short live *LILW-SL*) i długożyciowe (low and intermediate-level wastes long live *LILW-IL*)
- wysokoaktywne (high level wastes *HLW*) - pochodzące z wypalonego paliwa i wymagające specjalnych zabezpieczeń. Odpady tego typu nie należą na ogół do odpadów ciekłych.

Podstawową jednostką radioaktywności jest bekerel (Bq). 1Bq = jeden rozpad promieniotwórczy/sek (w układzie SI 1Bq = 1/s). Przyjmuje się, w/g norm krajowych, że aktywność ciekłych odpadów niskoaktywnych nie przekracza 107 Bq/m<sup>3</sup>, a średnioaktywnych 1010 Bq/m<sup>3</sup>. Tego rodzaju odpady są wstępnie gromadzone w specjalnych pojemnikach, a następnie przechowywane w magazynach zlokalizowanych na terenie elektrowni. Elektrownie należące do jednego koncernu i niezbyt od siebie oddalone często korzystają ze wspólnych magazynów. Uważa się, że odpady tego rodzaju nie wymagają w czasie przerobu i transportu dodatkowych zabezpieczeń przed promieniowaniem. Zabezpieczenia są stosowane dla odpadów średnioaktywnych.

Dla zobrazowania aktywności odpadów niskoaktywnych można ich aktywność porównać z przeciętną całkowitą aktywnością promieniotwórczą ciała człowieka, która wynosi ok. 100 Bq/kg, co przy przeciętnej wadze 80 kg odpowiada 8000 Bq. Różnica pomiędzy tą aktywnością i aktywnością odpadów niskoaktywnych sięga około 4 rzędów wielkości.

## UTYLIZACJA ODPADÓW CIEKŁYCH

Podstawowym celem oczyszczania odpadów ciekłych jest doprowadzenie do bezpiecznego odprowadzenia wody na zewnątrz obiektu, w którym była używana, tak by nie stanowiła zagrożenia dla ludzi i środowiska. Odpady uważa się za unieszkodliwione wtedy, kiedy ich promieniotwórczość będzie na poziomie tła naturalnego, do tego czasu zaś muszą być składowane.



Na rys. 1 przedstawiono system oczyszczania odpadów ciekłych w elektrowni jądrowej Tsuruga 1 w Japonii. Analogiczne systemy są stosowane w innych obiektach jądrowych.

(JNF (Japan Nuclear Fuel Ltd), The Japan Atomic Power Company Tsuruga) 敦賀発電所

Problem oczyszczania ciekłych odpadów radioaktywnych jest przedmiotem badań w wielu ośrodkach naukowych. Różnorodność rodzajów (organiczne i nieorganiczne) i źródeł pochodzenia odpadów ciekłych, ich właściwości chemicznych, fizycznych, radiologicznych, stopnia stężenia, zagrożeń biologicznych wymuszają dostosowanie instalacji oczyszczających indywidualnie do procesów technologicznych, z których odbierane są ścieki. Utylizacja radioaktywnych odpadów ciekłych w obiektach jądrowych jest wielostopniowa, z wykorzystaniem filtracji, wytrącania, sorpcji, wymiany jonowej, parowania, lub separacji membranowej. Celem tych operacji jest uzyskanie wysokiej koncentracji jednorodnych odpadów oraz zmniejszenie ich objętości, co umożliwi lepsze wykorzystanie składowiska, zwiększenie bezpieczeństwa oraz obniżenie całkowitych kosztów utylizacji. Wprowadzenie nowych materiałów wraz z udoskonaleniem stosowanych metod utylizacji umożliwiło łączenie kilku metod jednocześnie (np. wykorzystanie sorbentów z metodą wytrącania lub separacją membranową), pozwalając osiągnąć w jednym stopniu oczyszczania lepszą efektywność.

Gros odpadów ciekłych powstających w elektrowniach jądrowych pochodzi z dekontaminacji i prania odzieży, dekontaminacji pomieszczeń, narzędzi używanych np. w basenach wypalonego paliwa, transporterów paliwa, plastikowych plandek ochronnych itp. Ponadto odpady ciekłe mogą pochodzić np. z zużytych płynów technicznych, chłodziw, olejów używanych w elektrowni, upustów, przecieków (dopuszczalnych) z obiegu chłodzenia rdzenia reaktora lub basenów wypalonego paliwa. Wszystkie te płyny zawierają drobiny substancji nieorganicznych, ciał stałych, np., piasku, metali, jak i drobin farb, proszków czyszczących itp. Po wstępnej selekcji, o której decyduje pochodzenie ścieków, są one kierowane do wyspecjalizowanych ciągów (kaskad) instalacji oczyszczających. Wstępna obróbka polega na oddzieleniu składników organicznych i nieorganicznych. Następnie odpady są kierowane do zbiorników odpadów. W systemie zbiorników przeprowadzane jest usuwanie zawieszin, szlamów, wytrącanie chemiczne substancji i zateżnianie (zagęszczanie). Dalsze procesy mają na celu zmniejszenie objętości odpadów poprzez dalsze stężanie i odzyskanie wody.

Do najczęściej stosowanych metod oczyszczania (separacji i zagęszczania substancji toksycznych i radioaktywnych) odpadów ciekłych w obiektach przemysłu jądrowego należą:

**1. Wytrącanie** - polegające na wytworzeniu nierozpuszczalnych osadów pierwiastków promieniotwórczych w reakcjach chemicznych. Proces wytrącania jest na ogół wielostopniowy i indywidualnie dopasowywany do rodzaju zanieczyszczeń (głównie Sr, U, Pu). Ze względów ekonomicznych procesy wytrącania są szczególnie przydatne przy konieczności przetwarzania znacznych objętości odpadów zawierających pierwiastki promieniotwórcze w niewielkim stężeniu.

**2. Wymiana jonowa** - polega na wymianie wolnych (radioaktywnych) jonów jednej substancji na inne (nieradioaktywne) jony o tym samym znaku pochodzących z substancji filtra. Proces zachodzi w wymienniczu jonowym (jonicie) na powierzchni porowatej substancji lub żelu, których cząsteczki chemiczne ulegają dysocjacji elektrolitycznej pod wpływem rozpuszczalnika, którym może być np. woda. Jonitami mogą być substancje organiczne i nieorganiczne. Do materiałów nieorganicznych należą materiały naturalne, np. glinki (kaolin, bentonit), lub syntetyczne (tlenki lub inne sole metali). Do substancji organicznych zalicza się: naturalne: np. białka (kazeina, keratyna), sacharydy (celuloza), węgiel, lub syntetyczne np. żywice poliestrowe. Ze względów technologicznych wygodniej jest stosować materiały syntetyczne, z uwagi na możliwość dokładniejszego dostosowania substancji do potrzeb procesu oczyszczania. Jednym z wymagań może być znormalizowanie powierzchni pochłaniającej jony. Wymiana jonowa może być przeprowadzana w filtrach kolumnowych.

Filtry wymagają okresowej regeneracji. Powstają wówczas ścieki wtórne, również wymagające przerobu.

Systemy wymiany jonowej są często wspomagane przez systemy filtrów membranowych, tworząc bardziej rozbudowane instalacje oczyszczające wykorzystujące zjawisko tzw. odwróconej osmozy. Jest to

proces polegający na oddzieleniu cząsteczek wody od rozpuszczonych w niej substancji. Membrana przepuszczająca cząsteczki wody może być jednocześnie jonitem. Zmienna porowatość membran pozwala na bardzo skuteczne oczyszczanie w tym z substancji o bardzo małym przekroju. Wymiana jonowa jest bardzo szeroko stosowana w całym cyklu paliwowym ze względu na jej możliwości selektywnej separacji pierwiastków i względnie niskie koszty.

**3. Odparowywanie** (metody wyparne) - polegają na odparowywaniu cieczy i uzyskaniu osadu o wysokim stopniu stężenia dającym się szybko przystosować do ostatecznego składowania. Bywa ona wstępną metodą przygotowującą ścieki do wymiany jonowej. Jest to jednak metoda bardzo energochłonna i związana czasem nawet z niebezpieczeństwem eksplozji niektórych związków. Innym problemem jest powstawanie kamienia kotłowego i korozji.

**4. Ekstrakcja**, polegająca na wyodrębnieniu poszczególnych pierwiastków składników z ich mieszanin drogą dyfuzji, najczęściej w cieczach. Metoda ta jest rzadko używana do oczyszczania odpadów ciekłych w elektrowniach jądrowych, ale w cyklu paliwowym szczególnie w zakładach przerobu paliwa stanowi podstawę oddzielania uranu i plutonu od innych produktów rozpadu. Metoda ekstrakcji jest wykorzystywana w technologii PUREX.

**5. Procesy biologiczne** polegają na wykorzystaniu organizmów żywych lub martwych, ewentualnie substancji produkowanych przez organizmy, przede wszystkim do zagęszczania lub rozkładu substancji toksycznych (promieniotwórczych) w odpadach ciekłych. Podstawowymi procesami stosowanymi w tej metodzie jest biosorpcja polegająca na wykorzystaniu komórek martwych organizmów do pochłaniania radionuklidów, bioakumulacja, wykorzystująca żywe organizmy do zbierania i zagęszczania metali oraz biodegradacja, wykorzystująca bakterie do rozkładu związków organicznych. Metody te, w celu zmniejszenia objętości powstałej biomasy powiązane są z dodatkowymi działaniami, tj. ultrafiltracją, flotacją, lub odwirowywaniem. Zastosowanie tych metod w elektrowniach jądrowych jest ograniczone, są one bardziej użyteczne w np. kopalniach uranu.

**6. Procesy elektrochemiczne** polegają na wykorzystaniu elektrolizy, elektroflotacji, elektroflokulacji (elektrokoagulacji), elektroosmozy, elektrodializy do segregacji/separacji metali promieniotwórczych z odpadów ciekłych trudnych do wyodrębnienia przy użyciu innych metod. Procesy elektrochemiczne należą do bardzo precyzyjnych metod i są ściśle powiązane z technikami membranowymi.

Należy podkreślić, że wszystkie wymienione metody usuwania zanieczyszczeń są oparte o wyrafinowane procesy chemiczne z użyciem wielu związków chemicznych, katalizatorów i bardzo skomplikowanej aparatury.

## MIARY SKUTECZNOŚCI OCZYSZCZANIA

Efektywność procesu oczyszczania jest określana za pomocą tzw. współczynnika dekontaminacji **DF** (*Decontamination Factor*), definiowanego jako stosunek całkowitej aktywności promieniotwórczej materiału (odpadu – ścieku) przed procesem oczyszczania do aktywności materiału (odpadu – ścieku) po oczyszczeniu. Przyjęto, że jest oczyszczenie bardzo dobre, gdy  $DF=1000$ , za niedostateczne uznaje się, gdy  $DF < 10$

*DF dla metody strącania wynosi  $10 < DF < 100$*

*DF dla wymiany jonowej (jonity organiczne) wynosi  $10 < DF < 10^3$*

*DF dla wymiany jonowej (jonity nieorganiczne) wynosi  $10 < DF < 10^4$*

*DF dla metody wyparnej wynosi  $10^4 < DF < 10^6$*

*DF dla procesów biologicznych biosorpcja wynosi  $DF < 10^3$*

*DF dla procesów biologicznych biokumulacja wynosi  $DF > 10^3$*

Obecnie w elektrowniach jądrowych wprowadzane są nowoczesne, złożone, kilkustopniowe systemy oczyszczania odpadów ciekłych poprawiające wydajność stosowanych procesów lub je zastępujące. Konstruktorzy tych systemów dążą przede wszystkim do obniżenia ogólnych kosztów oczyszczania. Na przykład jako alternatywę dla procesu parowania (metody wyparnej) powodującego korozję, pojawianie się kamienia kotłowego, spieniania ścieków, łuszczenia, prowadzących w konsekwencji do zwiększenia częstotliwości napraw, kosztownej konserwacji i ostatecznie do niszczenia urządzeń wyparkowych, opracowano rozbudowaną metodę wymiany jonowej. Zaletą nowszych konstrukcji jest również zwiększenie bezpieczeństwa zmniejszenia narażenia personelu na promieniowanie. W Nuclear Environment Technology Institute w Korei Południowej zaproponowano dla energetyki jądrowej rozwiązanie hybrydowe, wykorzystujące stosowane technologie składające się z filtrów włóknowych usuwających wstępnie zanieczyszczenia organiczne i stałe przed procesem ultrafiltracji i odwróconej osmozy ukierunkowanej na usuwanie nuklidów i membranowej metody separacji boru i cezu. Współczynnik dekontaminacji DF dla tej metody wynosi  $5 \times 10^3$ .

Doskonalenie metod oczyszczania dotyczy oczywiście wszystkich ścieków powstających na terenie elektrowni i np. ścieki powstałe w pralni przy praniu odzieży ochronnej, łaźni, zawierające oprócz znacznej ilości detergentów również zanieczyszczenia radioaktywne, które mimo ich niewielkiej koncentracji nie powinny być uwalniane do środowiska są poddawane skomplikowanym procesom oczyszczającym z użyciem nawet promieniowania UF, filtracji membranowej uzyskując dla radionuklidów zawartych w tych ściekach współczynnik dekontaminacji na poziomie  $5 \times 10^3$ . Obecnie w elektrowniach jądrowych wprowadzane są nowoczesne, złożone, kilkustopniowe systemy oczyszczania odpadów ciekłych poprawiające wydajność stosowanych procesów lub je zastępujące. Konstruktorzy tych systemów dążą przede wszystkim do obniżenia ogólnych kosztów oczyszczania. Na przykład jako alternatywę dla procesu parowania (metody wyparnej) powodującego korozję, pojawianie się kamienia kotłowego, spieniania ścieków, łuszczenia, prowadzących w konsekwencji do zwiększenia częstotliwości napraw, kosztownej konserwacji i ostatecznie do niszczenia urządzeń wyparkowych, opracowano rozbudowaną metodę wymiany jonowej. Zaletą nowszych konstrukcji jest również zwiększenie bezpieczeństwa zmniejszenia narażenia personelu na promieniowanie. W Nuclear Environment Technology Institute w Korei Południowej zaproponowano dla energetyki jądrowej rozwiązanie hybrydowe, wykorzystujące stosowane technologie składające się z filtrów włóknowych usuwających wstępnie zanieczyszczenia organiczne i stałe przed procesem ultrafiltracji i odwróconej osmozy ukierunkowanej na usuwanie nuklidów i membranowej metody separacji boru i cezu. Współczynnik dekontaminacji DF dla tej metody wynosi  $5 \times 10^3$ .

Doskonalenie metod oczyszczania dotyczy oczywiście wszystkich ścieków powstających na terenie elektrowni i np. ścieki powstałe w pralni przy praniu odzieży ochronnej, łaźni, zawierające oprócz znacznej ilości detergentów również zanieczyszczenia radioaktywne, które mimo ich niewielkiej koncentracji nie powinny być uwalniane do środowiska są poddawane skomplikowanym procesom oczyszczającym z użyciem nawet promieniowania UF, filtracji membranowej uzyskując dla radionuklidów zawartych w tych ściekach współczynnik dekontaminacji na poziomie  $5 \times 10^3$ .

## SKŁADOWANIE ODPADÓW

Często wyrażane są obawy, że zagrożeniem może być zanieczyszczenie wody wymywającej substancje radioaktywne ze składowisk odpadów radioaktywnych. Stosowany obecnie sposób przechowywania i przygotowania odpadów do składowania uniemożliwia taki proces, a proponowane nowocześniejsze rozwiązania dają jeszcze wyższą gwarancję bezpieczeństwa.

W większości funkcjonujących obecnie elektrowni dąży się do wyekstrahowania wody z odpadów, oczyszczenia jej i zwrócenia do środowiska naturalnego, lub też powtórne jej użycie w elektrowni. Dużą wagę przywiązuje się zarówno do szczelności pojemników i obudowy miejsca składowania jak i odpowiedniej lokalizacji (na dużej głębokości, w miejscach wolnych od ryzyka kataklizmów, dużych cieków wodnych). Przenikanie substancji radioaktywnych przechowywanych na dużych głębokościach (ok. 500 m), nawet po uszkodzeniu wszystkich elementów zabezpieczających, do wód gruntowych, jest mało prawdopodobne i jest to proces mogący trwać tysiące lat.

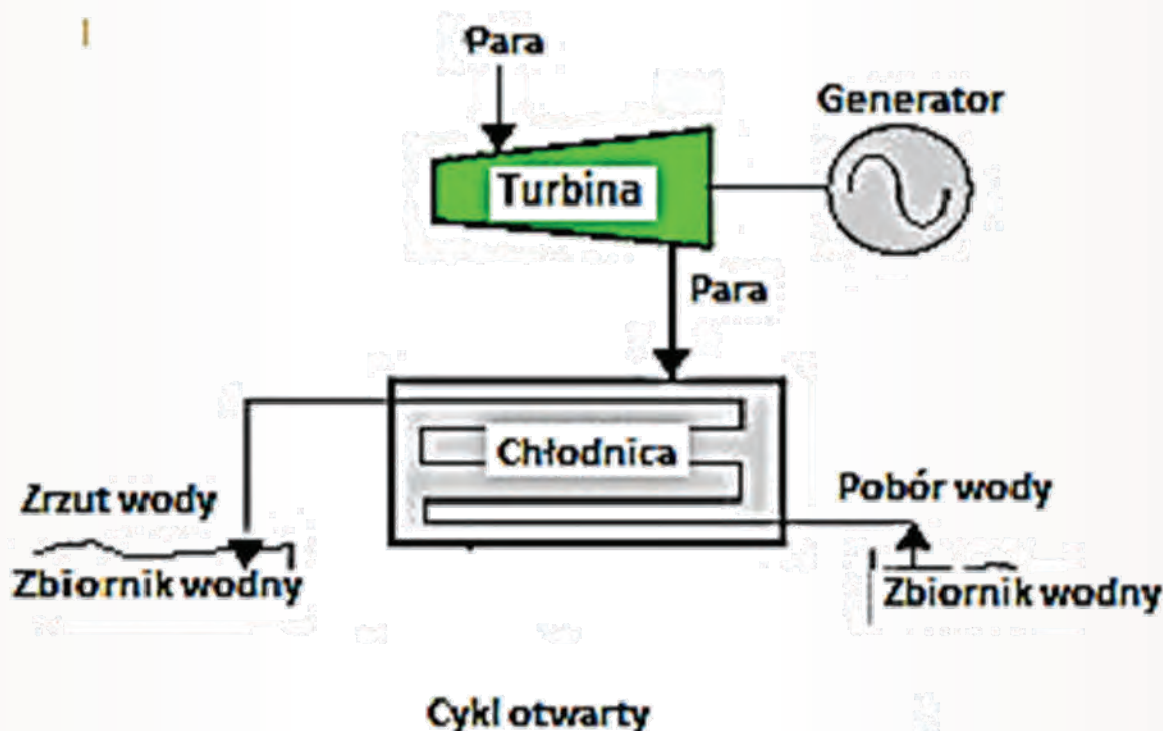
W otwartym cyklu paliwowym (stosowanym głównie w Stanach Zjednoczonych), w którym paliwo nie jest przerabiane, lecz po wychłodzeniu przechowywane w docelowych składowiskach w postaci takiej jak było używane w elektrowni, zabezpieczenie polega na składowaniu go w głębokich sztolniach (naturalnych głębokich jaskiniach lub wyrobiskach kopalni) bez dodatkowych osłon. Tu elementem bezpieczeństwa jest przede wszystkim głębokość składowania i odpowiednie podłoże (gлина, skały, sztolnie solne).

## WODA CHŁODZĄCA

Funkcjonowanie elektrowni jądrowej związane jest z wykorzystaniem dużych objętości wody. Przyczyną tego są rozbudowane systemy chłodzenia. W powszechnie obecnie stosowanych reaktorach typu PWR i BWR niewykorzystane ciepło, tzw. ciepło odpadowe, jest usuwane w wodnych systemach chłodzenia. Ciepło generowane przez elektrownię jądrową pochodzi z reakcji rdzenia oraz basenów wypalonego paliwa.

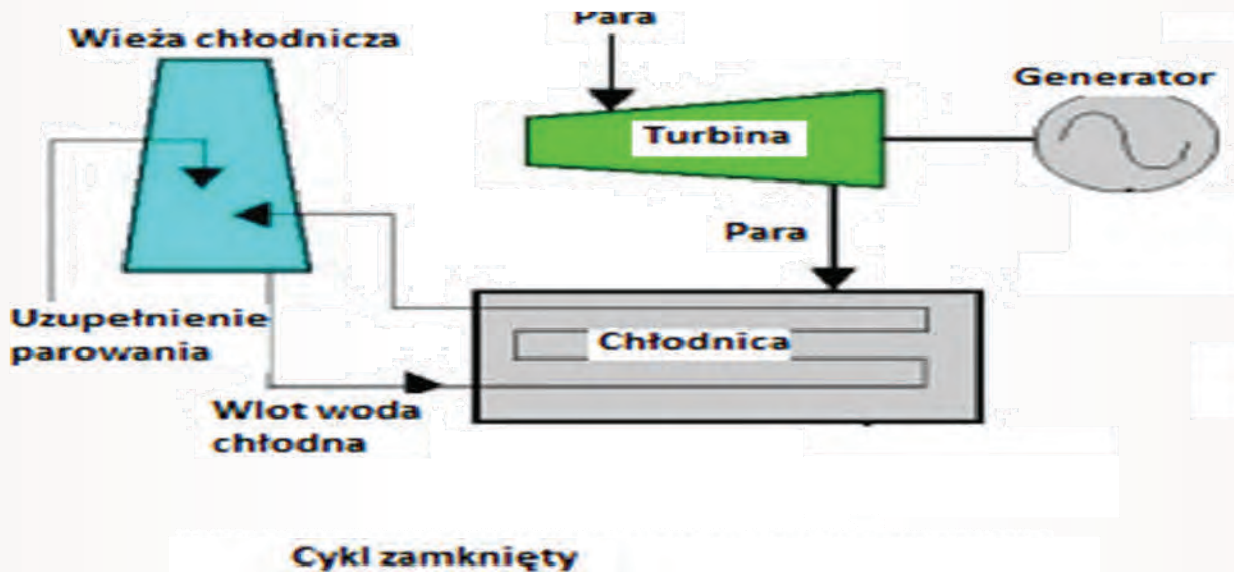
Obecnie stosowane są trzy metody usuwania ciepła z elektrowni jądrowych. Są one podobne do stosowanych w elektrowniach konwencjonalnych. Pierwsza metoda to jednokrotny przepływ wody chłodzącej (tzw. obieg otwarty). Druga metoda opiera się na zamkniętym obiegu chłodzenia. Trzecia metoda to połączenie obu tych cyklów w tzw. systemie zmiennym.

**Chłodzenie w obiegu otwartym** - polega na jednokrotnym przepływie wody chłodzącej przez chłodnice (pobieranej z rzeki, jeziora, sztucznego zbiornika wodnego, morza). Dlatego też elektrownie jądrowe pracujące w tym systemie chłodzenia są lokalizowane w pobliżu wielkich zbiorników wodnych (jeziora, rzeki, morza, oceany). W celu uzyskania dobrej wydajności chłodzenia w tym systemie konieczne jest przepompowywanie przez układ wymienników ciepła ogromnych ilości wody. Woda ta nie ulega skażeniu w procesie wytwarzania energii elektrycznej, gdyż nie ma kontaktu z elementami radioaktywnymi.



([www.mdpi.com/journal/water](http://www.mdpi.com/journal/water))

**Chłodzenie w obiegu zamkniętym** - (stosowanym w rejonach z niedoborami wody) wykorzystuje ciągłe schładzanie wody w wieżach chłodniczych lub basenach. Woda schłodzona w wieżach chłodniczych powraca do obiegu chłodzącego. Jej ubytki są kompensowane przez pobór wody ze zbiorników wodnych jezior lub rzek. Woda ta nie opuszcza elektrowni i w związku z tym nie ma potrzeby poddawaniu jej procesom oczyszczania. Nie ma ona kontaktu ze środowiskiem.



([www.mdpi.com/journal/water](http://www.mdpi.com/journal/water))

**System zmienny** stanowi kombinację obu powyższych systemów.

**Należy podkreślić, że systemy usuwania ciepła stanowią wtórny obieg wodny nie mający kontaktu z substancjami promieniotwórczymi.**

### USUWANIE SKUTKÓW AWARII W ELEKTROWNI JĄDROWEJ FUKUSHIMA

W elektrowni jądrowej Fukushima stosowany był system chłodzenia w obiegu otwartym. Do chłodzenia w tym systemie w obiegu wtórnym wykorzystywano wodę morską. Analogiczne systemy są stosowane we wszystkich elektrowniach jądrowych w Japonii.

Problem skażenia wody w przebiegu awarii w Fukushimie jest przede wszystkim pochodną istoty awarii, a więc wzrostu temperatury rdzeni. W chwili trzęsienia ziemi uruchomione zostały wszystkie systemy awaryjnego chłodzenia. Fala tsunami spowodowała uszkodzenie systemu awaryjnego zasilania unieruchamiając systemy chłodzenia co z kolei spowodowało przegrzanie i jak się później okazało nadtopienie rdzeni reaktorów. Dodatkowe zniszczenia powstały w wyniku eksplozji H<sub>2</sub> wytworzonego w wyniku reakcji w wysokiej temperaturze koszulek cyrkonowych z wodą. Istniały też obawy co do samoistnego wystąpienia stanu krytycznego (Criticality accident) prowadzącego do niekontrolowanego wzrostu mocy i temperatury w rdzeniu (stan krytyczny w reaktorze nie prowadzi do wybuchu jądrowego).

Uszkodzenie systemu awaryjnego chłodzenia oraz możliwość wystąpienia stanu krytycznego wymusiły konieczność użycia do bezpośredniego chłodzenia reaktorów wodą morską z dodatkiem kwasu bornego, umożliwiającego absorpcję neutronów. Jednocześnie obudowy reaktorów były schładzane przy użyciu sprzętu straży pożarnej. W początkowej fazie usuwania skutków awarii konieczne było również uzupełnienie wody w basenach wypalonego paliwa, której poziom w skutek przecieków i parowania znacznie się obniżył. Ponieważ dostęp do budynków reaktorów 3 i 4 był utrudniony i spodziewane były kolejne eksplozje i ewentualnych pożarów do transportu wody używano helikopterów i armatek wodnych straży pożarnej.

Użycie do chłodzenia wody morskiej było konieczne w początkowej fazie, jednakże jej użycie pocią-

gnęło za sobą konkretne skutki. Według szacunków TEPCO mogło powodować osadzenie się nawet do 26 ton soli w reaktorze Nr 1. Sól osadzając się na ściankach rur systemu chłodzenia zmniejszała wydajność przepływu, a tym samym dalszego chłodzenia, jak i powodowała korozję koszulek cyrkonowych prętów paliwowych w reaktorze. Dlatego też konieczne było jak najszybsze wprowadzenie do użycia wody słodkiej, której zapasy w elektrowni były ograniczone. Po około 12 dniach od początku awarii zaczęto chłodzić reaktory wodą słodką dostarczaną początkowo barkami marynarki wojennej Stanów Zjednoczonych.

Zasadniczym celem usuwania skutków awarii jest osiągnięcie tzw. stanu zimnego wyłączenia reaktora, tzn. stanu w którym temperatura rdzenia spadnie poniżej 100 C0. Stan taki osiągnięto we wrześniu br. Przewiduje się, że pełna stabilizacja temperatury reaktorów i basenów wypalonego paliwa zostanie osiągnięta w styczniu 2012.

Od początku prowadzenia akcji usuwania skutków awarii przewidywano konieczność usunięcia skażonej wysokoaktywnymi zanieczyszczeniami wody (około 110 ton) zalegającej w budynkach reaktorów, turbinach, tunelach, pochodzącej z przecieków systemów chłodzenia i zmagazynowania jej w zbiornikach tak, by nie przedostała się ona do środowiska przed oczyszczeniem. Podobnie woda używana na bieżąco do chłodzenia przed jej ponownym wprowadzeniem do obiegu wymaga krótkiego magazynowania. Czas jej magazynowania zależy od wydajności systemu oczyszczania. Powtórne wykorzystanie oczyszczonej wody do chłodzenia ogranicza konieczność jej uzupełniania i uzdatniania trudno dostępnej w tej okolicy wody słodkiej.

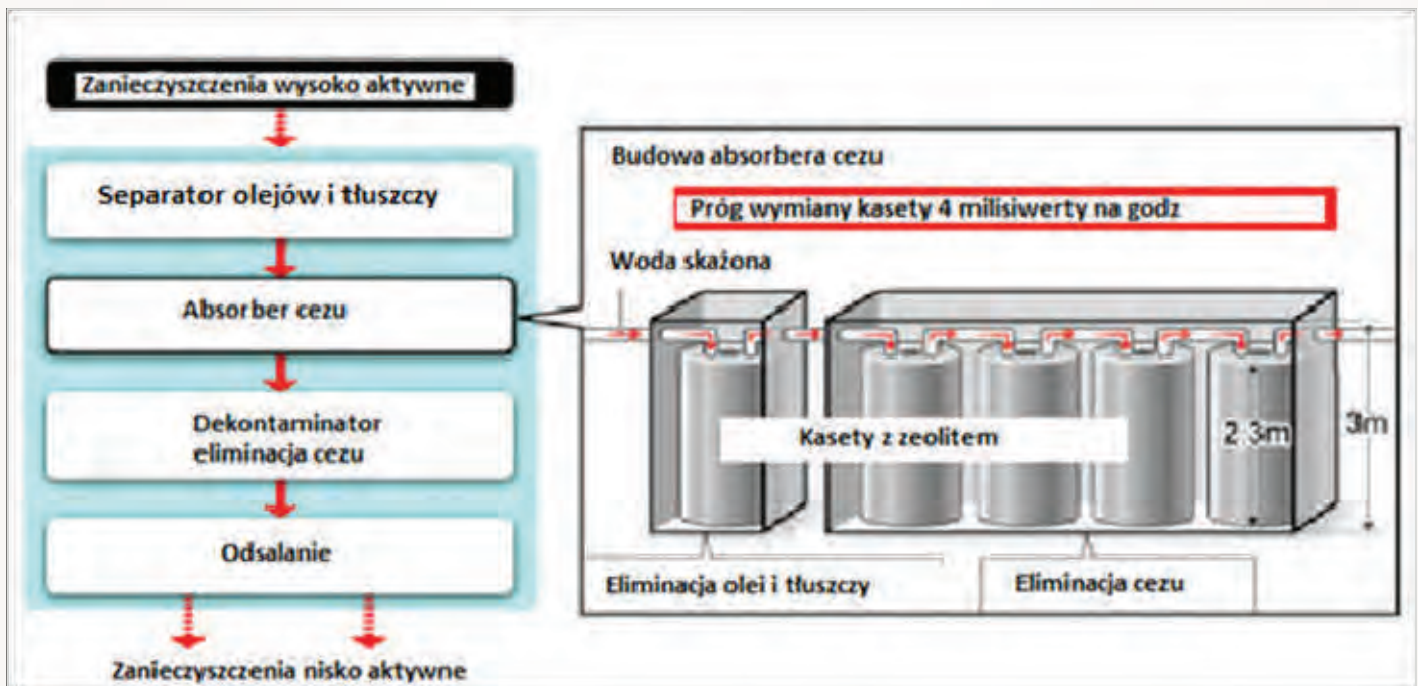


*Tymczasowe zbiorniki ścieków radioaktywnych (Fot. Ho/Reuters)*

**19 kwietnia** podjęto decyzję budowy systemu oczyszczania i magazynowania skażonej wody. Budowy takiego systemu o wielkiej wydajności oferuje się podjąć kilka firm, oferujących np. filtry do usuwania olejów i tłuszczu, system filtracyjny zawierający związki chemiczne usuwające cez, systemy usuwające cez, stront, technet, a nawet pluton i ameryk, z aparaturą do filtracji jonowej jonitów nieorganicznych. Jonity organiczne są wrażliwe na sól i nie przewiduje się ich wykorzystania w elektrowni Fukushima.

System filtracyjny (KURION) zastosowany w elektrowni Fukushima składa się z czterech niezależnych linii z których każda zawiera 6 wymiennych modułów (wymennych kaset) do usuwania zanieczyszczeń olejowych, usuwania technetu i czterech do usuwania cezu i jodu. Zaletą konstrukcji kasetowej jest

możliwość wymiany całej kasety w chwili gdy poziom promieniowania odfiltrowanych odpadów przekroczy określony próg.



System oczyszczania wody zastosowany w elektrowni jądrowej Fukushima (Toshiba, AREVA, KURION)

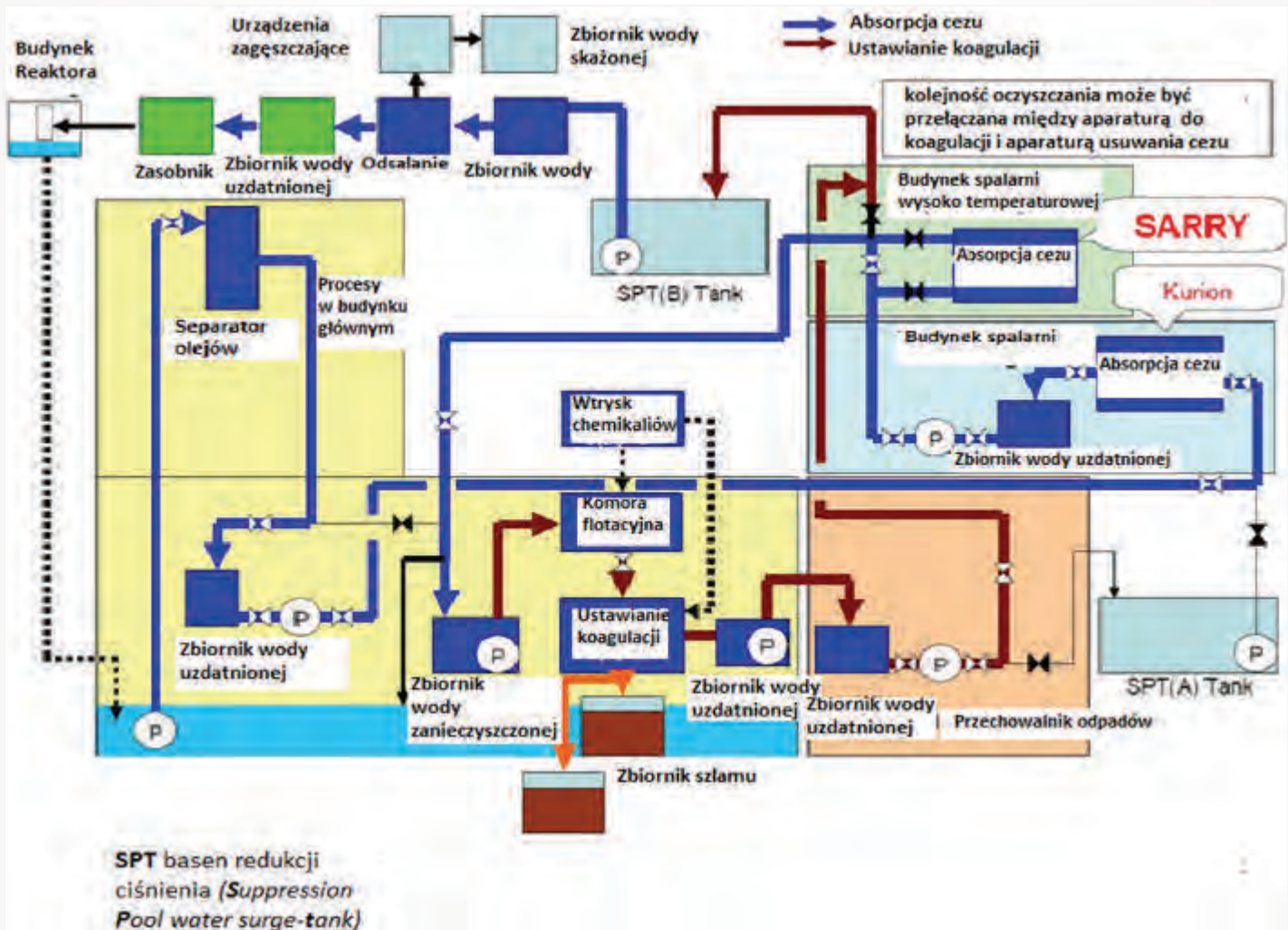


Zbiornik dekontaminacyjny .Kanał wlotowy (Nuclear Engineering International [www.neimagazine.com](http://www.neimagazine.com))



Uruchomienie całości systemu sterowanego komputerem napotykało na wiele trudności związanych przede wszystkim ze szczelnością połączeń. System pracował nieregularnie z długimi przerwami. Ostatecznie uzyskana wydajność oczyszczania wody wynosiła średnio 800 ton dziennie przy stopniu redukcji zawartości cezu  $DF=70\ 000$ .

W lipcu Toshiba zaoferowała nowy system oczyszczania pod nazwą SARRY (Simplified Active Water Retrieve and Recovery System) proponując jego uruchomienie równoległe do już zainstalowanego systemu. Osiągnięty współczynnik dekontaminacji dla cezu wynosi  $DF=50\ 000$ . Planowane jest uruchomienie jeszcze dwóch takich urządzeń. Pierwszy system został zainstalowany we wrześniu. Prace nad usuwaniem skutków awarii trwają nie przerywając. Stale monitorowany jest poziom promieniowania i w przypadku jego drastycznego podniesienia prace są przerywane. Dlatego też czas usuwania przedłuża się i przewiduje się że może

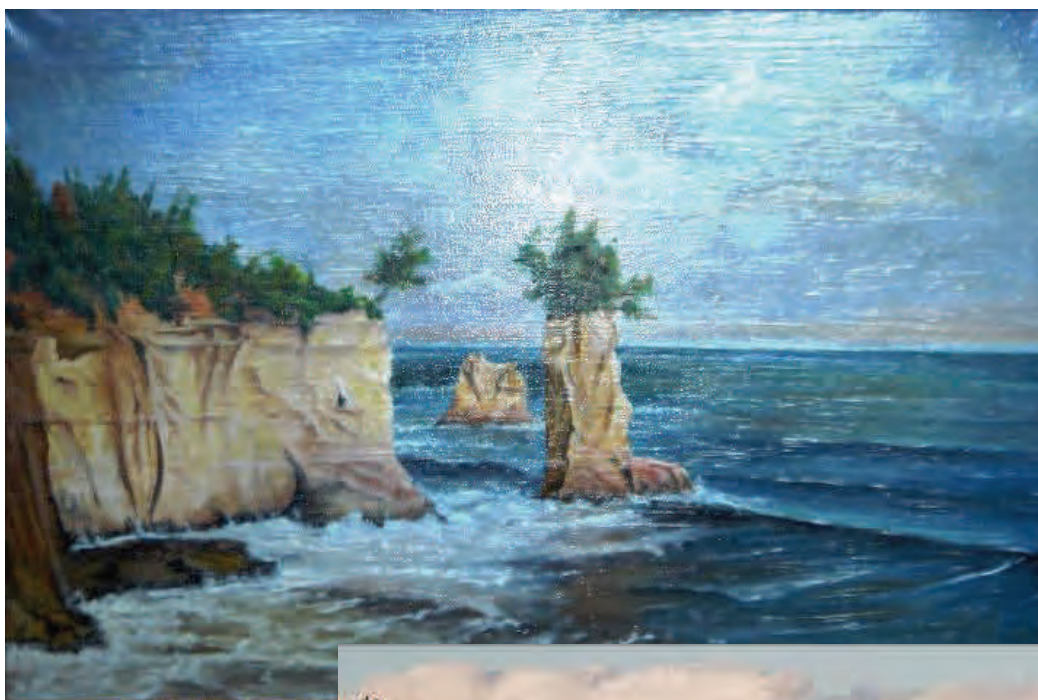


(Ex-skfblogspot.com)

on potrwać kilka lat. Planowany jest demontaż uszkodzonych reaktorów i rozważana jest możliwość usunięcia nadtopionych rdzeni po ich ostatecznym wychłodzeniu. Obecnie prowadzone są prace przygotowawcze mające na celu ustalenie miejsc przecieków i ich uszczelnienie. Po uszczelnieniu i zalaniu wodą obudów bezpieczeństwa reaktorów i po otwarciu reaktorów i zbadaniu stanu paliwa możliwe będzie jego usunięcie. Podobnie przewiduje się usunięcie paliwa z basenów wypalonego paliwa. Przygotowywany jest również plan przechowywania ścieków radioaktywnych. Najważniejszym problemem jest zmniejszenie ich objętości.

## Bibliografia

1. Romuald Szymkiewicz, Dariusz Gąsiorowski, *Podstawy hydrologii dynamicznej* WNT Warszawa, 2010
2. B. Dobrzańska G. Dobrzański D. Kiełczewski, *Ochrona środowiska przyrodniczego* PWN Warszawa, 2009
3. IAEA –TECDOC- 1336, *Combined methods for radioactive waste treatment*, 2003
4. Grażyna Zakrzewska-Trznadel, *Procesy membranowe w technologiach jądrowych Raporty ICHTJ Seria A nr. 1/2006*
5. R.O. Abgel Rachman, H.A. Ibrahim, Yung-Tse Hung, *Liquid radioactive Wastes Treatments: A Review*, Water 2011  
[www.mdpi.com/journal/water](http://www.mdpi.com/journal/water)
6. IAEA Safety Guides *Classification of radioactive Waste RADWASS Programme*1994
7. V. M. Efremkov, *Radioactive Waste Management at Nuclear Power Plants*, IAEA Bulletin 4/1989
8. David Lochbaum, *Got Water Union Concerned Scientists, Citizens and Scientists for Environmental Solutions*, Washington Oct 2007
9. [Ex-skf.blogspot.com](http://Ex-skf.blogspot.com)
10. [www.neimagazine.com](http://www.neimagazine.com)
11. [www.guardian.co.uk](http://www.guardian.co.uk)
12. [www.Ex-skf.blogspot.com](http://www.Ex-skf.blogspot.com)
13. K. Rzymkowski *Postępowanie z odpadami ciekłymi w elektrowniach jądrowych* PTJ 3/2011 Warszawa.



Prefektura Fukushima  
福島県 (Fukushima-ken)



Obraz olejny namalowany przez Krzysztofa Rzymkowskiego oraz zdjęcie wykonane z portu rybackiego Tamioka. Sosny na skale.

Fukushima I  
Fukushima Dai-Ichi



Tomioka, tutaj  
nasz autor namalował obraz  
oraz zrobiono zdjęcie

Fukushima II  
Fukushima Dai-Ni

# PODSTAWY PROCEDUR SZACOWANIA I OCENY RYZYKA WSKUTEK DOZIEMNYCH WY

Tomasz KISIELEWICZ<sup>1</sup>, t.kisielewicz@uniroma1.it

Bolesław KUCA<sup>2</sup>, kucab@ee.pw.edu.pl

Zdobysław FLISOWSKI<sup>2</sup>, zdobyslaw.flisowski@ien.pw.edu.pl

Fabio FIAMINGO<sup>1</sup>, f.fiamingo@fastwebnet.it

Carlo MAZZETTI<sup>1</sup>, carlo.mazzetti@uniroma1.it

<sup>1)</sup> University of Roma "La Sapienza", Via Eudossiana 18, 00-184 Roma

<sup>2)</sup> Warsaw University of Technology, ul. Koszykowa 75, 00-662 Warsaw

## ABSTRAKT

Elektrownie nuklearne mają liczne struktury, systemy i komponenty narażone na szkodliwe oddziaływania wyładowań piorunowych. Wyładowania te mogą powodować zaburzenie pracy reaktora, uruchomienie systemów bezpieczeństwa, utratę ochrony przeciwpożarowej, itd. W nowoczesnych systemach bezpieczeństwa i kontroli występują liczne czułe urządzenia elektroniczne, które - ze względu na niski poziom napięć sygnałowych - są bardzo podatne na oddziaływanie pioruna. W zaistniałej sytuacji ocena zagrożenia piorunowego stanowi istotny element w działaniach wpływających na poprawną pracę elektrowni nuklearnych[9]. Zjawiska burzowe występują w przyrodzie w sposób losowy, który towarzyszy procesom zagrożenia piorunowego. Obecny stan wiedzy i techniki pozwala kontrolować te procesy, zapewniając w efekcie bezpieczeństwo obiektów naziemnych. Wyładowaniom piorunowym towarzyszą prądy udarowe, które mogą być przyczyną uszkodzenia obiektów o charakterze krytycznym, w tym elektrowni nuklearnych. Typ uszkodzenia uzależniony jest zarówno od miejsca trafienia pioruna i jego parametrów, jak i od charakterystyki występujących w obiekcie systemów. Należy brać pod uwagę cztery przypadki trafień piorunowych, tj. trafienie: bezpośrednio w obiekt, bezpośrednio we wchodzące do niego linie, w pobliżu obiektu i w pobliżu wchodzących do niej linii. Wymienionym przypadkom - w skutek oddziaływania prądu pioruna i wywoływanych przezeń pól elektromagnetycznych (LEMP) - mogą towarzyszyć: porażenia ludzi, fizyczne uszkodzenia samego obiektu, a zwłaszcza uszkodzenia wewnętrznych urządzeń elektrycznych i elektronicznych. Z tego powodu musi być rozważana potrzeba zastosowania ochrony odgromowej. Decyzja w sprawie doboru odpowiednich środków ochrony powinna być podejmowana ze szczególnym respektem dla ryzyka ( $R$ ) spodziewanych skąd, tj. dla jego oceny i jego redukcji do tolerowanego poziomu ( $R_T$ ). Współczesny trend zarządzania ryzykiem piorunowym jest właśnie ukierunkowany nie tylko na decyzję o potrzebie stosowania środków ochrony, ale i na monitorowanie procedury ich doboru pod względem wymaganej skuteczności. Identyfikowane jest potencjalne ryzyko, szacowana jest częstość niebezpiecznych zdarzeń i określone są konsekwencje ich występowania. Jeżeli prowadzą one do ryzyka ( $R$ ) o wartości większej niż tolerowana ( $R_T$ ), to muszą być zastosowane odpowiednie środki ochrony, by zredukować wartość  $R$  do poziomu  $R_T$ . Należy zaznaczyć, że wybór środków ochrony, właściwych dla elektrowni nuklearnych, ma wysoki priorytet. Uwzględniając potrzeby projektowe, instalacyjne i eksploatacyjne można wyróżnić następujące środki ochrony: środki redukcji szkód fizycznych (mechanicznych i powodowanych pożarem lub wybuchem), środki przed porażeniem ludzi przy bezpośrednich uderzeniach piorunów w obiekt, środki przed skutkami oddziaływania pól elektromagnetycznych na elektryczne i elektroniczne urządzenia w obiekcie oraz środki zapewniające ciągłość pracy wchodzących do obiektu linii zasilających, teleinformatycznych itp. Poruszone tu kwestie stanowią przedmiot rozważań niniejszego artykułu.

# WYSTĘPUJĄCEGO W ELEKTROWNIACH NUKLEARNYCH WYŁADOWAŃ PIORUNOWYCH

**SŁOWA KLUCZOWE:** Ochrona odgromowa, zarządzanie ryzykiem, zagrożenie piorunowe, elektrownia nuklearna.

## WPROWADZENIE

Burze piorunowe, stanowiące naturalne zjawisko w przyrodzie, mają charakter wybitnie losowy, co utrudnia podejmowanie wszelkich działań prewencyjnych. W przypadku obiektów budowlanych w działaniach tych należy koncentrować główną uwagę na ochronie odgromowej. Gdy chodzi o elektrownie nuklearne, to ochrona ta staje się coraz bardziej istotna, a to ze względu na poważne konsekwencje ich awarii i na stosowanie w nich coraz bardziej czułych elektronicznych systemów cyfrowych. Systemy te niosą ze sobą wiele korzyści, ale stosowanie w nich coraz niższych napięć roboczych czyni je i przyłączone do nich linie teleinformatyczne i sygnałowe coraz bardziej wrażliwymi na oddziaływanie szybkozmiennych pól elektromagnetycznych pochodzenia piorunowego. Wrażliwość ta była nieco mniej odczuwalna w przypadku systemów analogowych.

Wyładowania bezpośrednie w obiekt i wyładowania pobliskie mogą być niebezpieczne dla samego obiektu, a także dla ludzi, instalacji elektrycznych i innych systemów znajdujących się tak wewnątrz, jak i na zewnątrz obiektu. Nieuniknione jest więc rozpatrywanie potrzeby zastosowania odpowiednio skutecznych środków ochrony. Decyzja o potrzebie ich stosowania i doborze dla elektrowni nuklearnych powinna być podejmowana ze szczególną troską o prawidłową ocenę potencjalnego ryzyka wystąpienia szkód piorunowych i utrzymanie jego wartości na dopuszczalnym (tolerowanym) poziomie. Sprzyja temu współczesny kierunek zarządzania ryzykiem piorunowym, zgodnie z którym należy nie tylko ustalić potrzebę zastosowania środków ochrony, lecz również dokonać ich doboru w sposób zapewniający osiągnięcie wymaganego jej poziomu. W podejściu takim identyfikowane jest potencjalne ryzyko, szacowana jest częstość groźnych zdarzeń i określone są konsekwencje ich występowania. W efekcie uzyskuje się wartość ( $R$ ) ryzyka szkód piorunowych. Jeżeli jest ona większa niż uznana za tolerowaną ( $R_T$ ), to musi być ona stosownie zredukowana.

Należy z naciskiem podkreślić, że wybór skutecznych środków ochrony ma na celu redukcję ryzyka wywołanego nie tylko bezpośrednimi trafieniami pioruna w obiekt, ale również trafieniami w pobliżu obiektu, we wprowadzane do niego linie i obok tych linii. Trafienia te stanowią pośrednie zagrożenie nieskonapięciowych urządzeń obiektu.

Nawiązując do postanowień normatywnych [4, 5, 6, 7] dotyczących projektowania instalowania i konserwacji ochrony odgromowej można wyróżnić:

- środki redukcji szkód fizycznych (mechanicznych i powodowanych pożarem lub wybuchem) i środki przeciwporażeniowe przy wyładowaniach bezpośrednich w obiekt,
- środki redukcji oddziaływania pól elektromagnetycznych na elektryczne i elektroniczne urządzenia w obiekcie;
- środki zapewniające ciągłość pracy wchodzących do obiektu linii, w tym linii zasilających, teleinformatycznych, sygnałowych itp.

## PARAMETRY PRĄDU PIORUNOWEGO

Parametry wyładowań piorunowych zostały oszacowane w oparciu o dane zebrane z okresu ubiegłego stulecia. Wiarygodna synteza tych danych została opracowana w ramach działalności CIGRE [16, 17]. Generalnie wartości parametrów zostały otrzymane z urządzeń zainstalowanych na wysokich obiektach. Rozkład statystyczny typu logarytmiczno-normalnego dla prądu piorunowego został przedstawiony w tabeli 1. Parametry te używane są w ochronie odgromowej struktur w nawiązując do normy IEC 62305.

Parametr	Wartości ustalone dla LPL I	Wartości			Typ udaru	Linia na Rysunku 1
		95 %	50 %	5 %		
$I_m$ (kA)	50	4(98 %)	20(80 %)	90	*Pierwszy ujemny krótki	1A+1B
		4,9	11,8	28,6	*Następny ujemny krótki	2
	200	4,6	35	250	Pierwszy dodatni krótki (pojedynczy)	3
$Q_f$ (C)	300	1,3	7,5	40	Wyładowanie ujemne	4
		20	80	350	Wyładowanie dodatnie	5
$Q_{st}$ (C)	100	1,1	4,5	20	Pierwszy ujemny krótki	6
		0,22	0,95	4	Następny ujemny krótki	7
		2	16	150	Pierwszy dodatni krótki (pojedynczy)	8
$W/R$ (kJ/ $\Omega$ )	10 000	6	55	550	Pierwszy ujemny krótki	9
		0,55	6	52	Następny ujemny krótki	10
		25	650	15 000	Pierwszy dodatni krótki	11
$di/dt_{max}$ (kA/ $\mu$ s)	20	9,1	24,3	65	* Pierwszy ujemny krótki	12
		9,9	39,9	161,5	* Następny ujemny krótki	13
		0,2	2,4	32	Pierwszy dodatni krótki	14
$di/dt_{30/90}$ % (kA/ $\mu$ s)	200	4,1	20,1	98,5	* Następny ujemny krótki	15
$Q_l$ (C)	200				Długi	
$t_l$ (s)	0,5				Długi	
Czas trwania czoła ( $\mu$ s)		1,8	5,5	18	Pierwszy ujemny krótki	
		0,22	1,1	4,5	Następny ujemny krótki	
		3,5	22	200	Pierwszy dodatni krótki (pojedynczy)	
Czas trwania udaru ( $\mu$ s)		30	75	200	Pierwszy ujemny krótki	
		6,5	32	140	Następny ujemny krótki	
		25	230	2 000	Pierwszy dodatni krótki (pojedynczy)	
Przedział czasowy (ms)		7	33	150	Wielokrotne ujemne	
Czas trwania całego wyładowania (ms)		0,15	13	1 100	Wyładowanie ujemne (wszystkie)	
		31	180	900	Wyładowanie ujemne (bez pojedynczego)	
		14	85	500	Wyładowanie dodatnie	

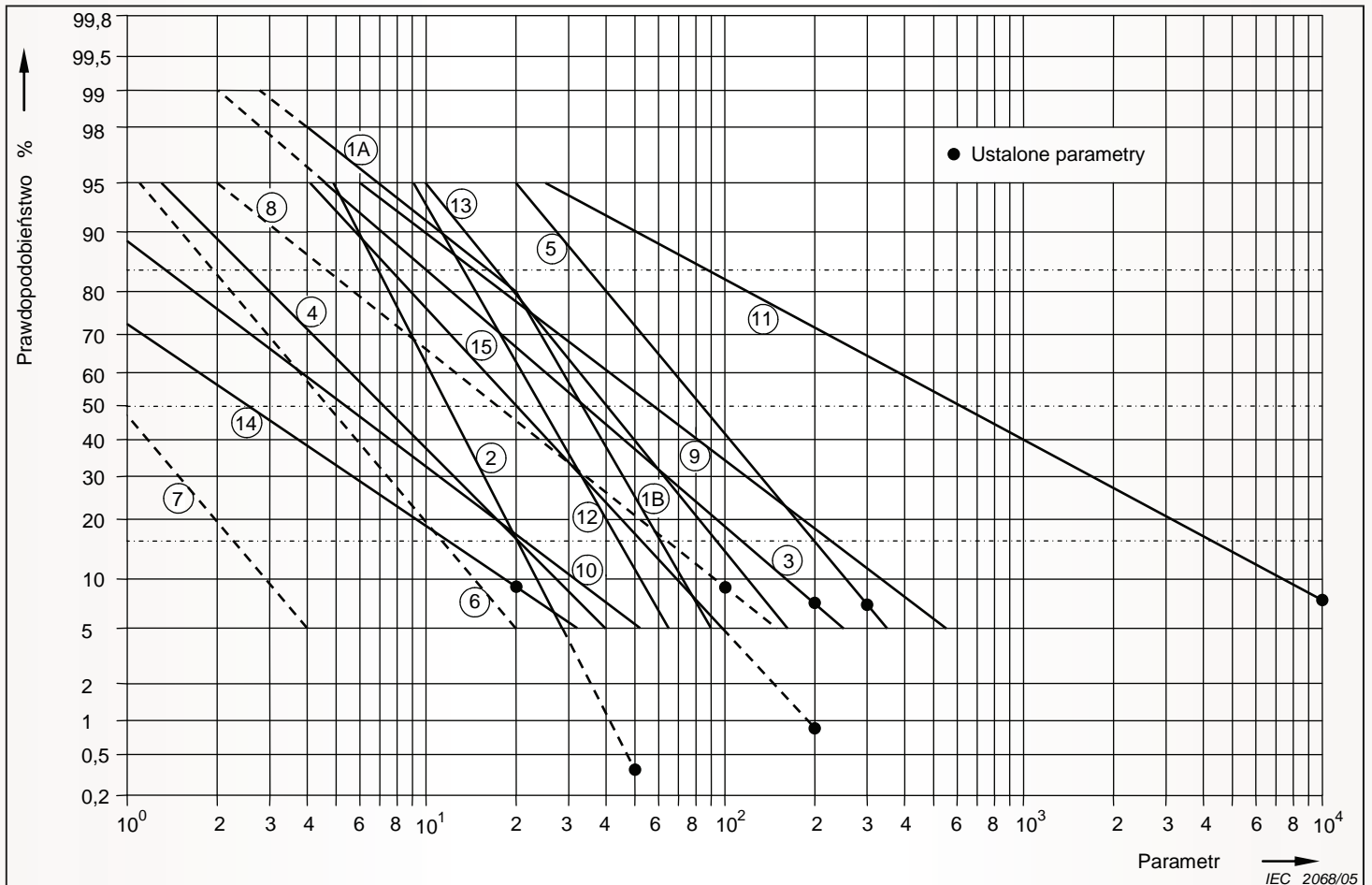
UWAGA Wartości  $I_m = 4$  kA i  $I_m = 20$  kA odpowiadają odpowiednio prawdopodobieństwu 98 % i 80 %.

**Tabela 1.** Wartości parametrów prądu pioruna wg IEC 62305 [4]

Do najważniejszych parametrów stosowanych do projektowania skutecznych urządzeń piorunochronnych należą:

- *wartość szczytowa pierwszego udaru prądowego,*
- *stromość narastania czoła udarów prądowych, zwłaszcza następnych,*
- *kształty udarów prądowych (czas  $T1$  i czas  $T2$ ),*
- *ładunek przenoszony przez wyładowanie,*
- *energia właściwa wyładowania.*

W ocenie ryzyka piorunowego istotna jest znajomość parametru  $N_g$ , określającego powierzchniową gęstość piorunową w regionie, w którym rozpatrywane jest zagrożenie piorunowe elektrowni nuklearnej i wprowadzanych do niej linii. Wartość  $N_g$  wyraża roczną liczbę wyładowań piorunowych w jeden kilometr kwadratowy powierzchni Ziemi danego regionu. Liczba ta może być szacowana za pomocą różnych metod, wykorzystujących na przykład mapy dni burzowych, lub dane z systemu lokalizacji i rejestracji wyładowań piorunowych.

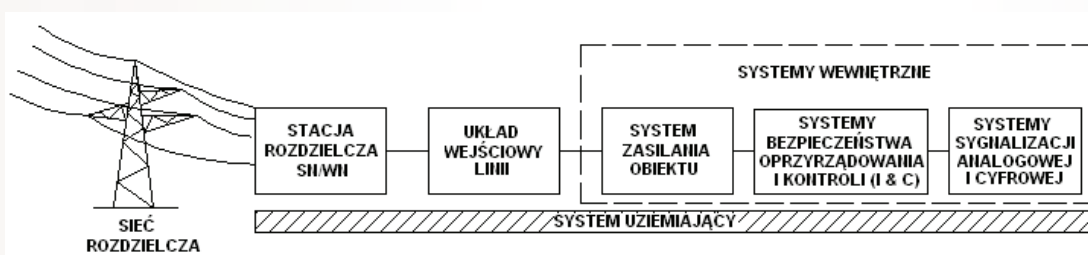


**Rysunek 1.** Skumulowany rozkład częstości występowania parametrów prądu pioruna (krzywe przechodzą przez wartości 95 % i 5 %)

## TYPOWE KOMPONENTY ELEKTROWNI NUKLEARNEJ W OCHRONIE ODGROMOWEJ

W kategoriach ochrony odgromowej elektrownia atomowa może być traktowana jako "struktura krytyczna", a to ze względu na bardzo poważne następstwa szkód piorunowych, którym może ulec sam obiekt tworzący tę strukturę i jego wyposażenie techniczne, zwłaszcza elektryczne i elektroniczne, a w konsekwencji może być narażone na emisję radioaktywną całe otoczenie.

W strukturze tej można wyróżnić następujące elementy (Rysunek 2): zewnętrzną elektroenergetyczną sieć rozdzielczą; stację rozdzielczą SN/WN i układ wejściowy linii oraz systemy wewnętrzne, takie jak: system zasilania obiektu; systemy bezpieczeństwa, oprzyrządowania i kontroli (I & C); systemy sygnalizacji analogowej i cyfrowej.



**Rysunek 2.** Systemy elektrowni nuklearnej rozpatrywane w kategoriach ochrony odgromowej [9]

**ekoatom**  
Ekolodzy o energetyce jądrowej

**Wakacyjny Konkurs Fotograficzny  
Zakończony**  
Od 15 listopada  
Wszystkie prace na stronach WWW  
[ekoatom.com.pl](http://ekoatom.com.pl)



  
Rok 2011 Rokiem  
Marii Skłodowskiej-Curie

## WPŁYW PRĄDU PIORUNOWEGO

Prąd piorunowy, penetrujący strukturę elektrowni nuklearnej, może spowodować: uszkodzenie jej konstrukcji, porażenie ludzi, uszkodzenie wyposażenia obiektu, w tym awarię różnego rodzaju oprzyrządowania, zwłaszcza systemów elektrycznych i elektronicznych. Ponadto konsekwencje uszkodzeń i awarii mogą stać się dotkliwe dla otaczającego środowiska, a w ekstremalnym przypadku mogą doprowadzić do jego skażenia wskutek oddziaływania radioaktywnych substancji. Rozmiar zagrożenia zależy od właściwości rozpatrywanej struktury, jej lokalizacji i od parametrów oddziałującego na nią prądu piorunowego.

### Skutki wyładowań

Skutki oddziaływania wyładowań piorunowych na obiekt mogą - w aspekcie elektrowni nuklearnych odnosić się do:

- konstrukcji obiektu,
- przypisywanych jemu i jego urządzeniom funkcji,
- stanu osobowego i zawartości materialnej,
- wprowadzanych instalacji,
- środków ograniczenia skutków uszkodzeń,
- skali zagrożenia.

### Przyczyny i rodzaje uszkodzeń

Przepływ prądu piorunowego i jego elektromagnetyczne oddziaływanie stanowi źródło uszkodzeń. Typ uszkodzenia uzależniony jest od miejsca uderzenia piorunu w relacji do samego obiektu i do jego wyposażenia i otoczenia.

**Bezpośrednie trafienie piorunu w obiekt**, jakim jest elektrownia nuklearna, może spowodować natychmiastowe uszkodzenie mechaniczne, pożar i/lub wybuch pod wpływem: gorącej plazmy kanału piorunowego, erozji termicznej materiałów przewodzących i rozżarzonego przewodu w następstwie oddziaływania (wytworzonego przepływem prądu) ciepła Joule'a. Pożar i/lub wybuch mogą być wywoływane przez iskry powstające pod wpływem spadków napięć i przepięć wynikających z rezystancyjnych i indukcyjnych sprzężeń poszczególnych obwodów i częściowych prądów piorunowych. Sprzężenia rezystancyjne i indukcyjne mogą być też źródłem porażenia ludzi napięciami krokowymi i dotykowymi. Oddziaływanie prądów piorunowych lub napięć indukowanych przez te prądy może powodować awarie urządzeń wewnętrznych lub wadliwe ich działanie.

**Bezpośrednie trafienie pioruna we wprowadzane do obiektu linie usługowe** (elektryczne, teletechniczne, informatyczne) może powodować też pożar i/lub wybuch wywoływany przez iskry powstające pod wpływem wprowadzanych tymi liniami napięć i prądów piorunowych. Przenoszone tymi liniami napięcia i prądy mogą wytwarzać wewnątrz obiektu niebezpieczne napięcia dotykowe i w konsekwencji mogą powodować porażenie ludzi. Oddziaływanie wprowadzanych do obiektu napięć i prądów piorunowych może powodować awarie urządzeń wewnętrznych lub wadliwe ich działania.

**Wyładowania piorunowe, występujące w pobliżu obiektu**, wytwarzają impulsy elektromagnetyczne (LEMP), które mogą indukować, w wewnętrznych obwodach i urządzeniach obiektu, niebezpieczne napięcia i prądy, a w konsekwencji groźne awarie lub wadliwe działanie tych urządzeń.

**Wyładowania piorunowe, występujące w pobliżu wprowadzanych do obiektu linii usługowych** (elektrycznych, teletechnicznych, informatycznych) wytwarzają impulsy elektromagnetyczne (LEMP), które mogą indukować w tych liniach, przenoszone do urządzeń obiektu, niebezpieczne napięcia i prądy, a w konsekwencji powodować groźne awarie lub wadliwe działanie tych urządzeń.

Wymienione powyżej skutki oddziaływań piorunowych mogą w szczególnych przypadkach mogą być powiązane z możliwością skażenia środowiska naturalnego radioaktywnymi substancjami zawartymi w paliwie elektrowni nuklearnych. Przykładem ilustracji skutków oddziaływania wyładowań piorunowych na elektrownie nuklearne mogą być dane z tabeli 2.



Zdarzenie	n	p%
Zaburzenie pracy reaktora	11	~36%
Utrata zasilania (zanik napięcia) i uruchomienie systemów bezpieczeństwa	9	~30%
Problemy z wentylacją	2	~7%
Uszkodzenie zasobników	2	~7%
Inne	6	~20%
<b>Razem</b>	<b>30</b>	<b>100%</b>

**Tabela 2.** Niebezpieczne zdarzenia spowodowane uderzeniem pioruna, które zostały zarejestrowane w elektrowniach nuklearnych w okresie 1990-2000 [9]

Dane z tabeli 2 skłaniają do zastanowienia się nad typowymi dla elektrowni nuklearnej niebezpiecznymi zdarzeniami. Należą do nich [9];

1. utrata wytwarzanej mocy bez uszkodzeń urządzeń;
2. utrata wytwarzanej mocy z uszkodzeniem urządzeń;
3. zaburzenie pracy reaktora;
4. uszkodzenie systemów kontrolnych;
5. uszkodzenie stacji meteorologicznych i innych urządzeń zewnętrznych.

**Przypadek 1** ma miejsce w sytuacji, w której nastąpiło zadziałanie urządzeń do ograniczania przepięć po stronie sieci rozdzielczej przyłączonej do elektrowni nuklearnej;

**Przypadek 2.** ma miejsce wówczas, gdy nastąpiło bezpośrednie uderzenie pioruna, a rodzaj szkód zależy od parametrów prądu pioruna i od miejsca jego trafenia;

**Przypadek 3** obejmuje dane związane z zaburzeniem pracy reaktora, ale z wyłączeniem uszkodzeń sprzętowych, chociaż zdarzają się w nim przypadki zadziałania systemów bezpieczeństwa reaktora (ESF) tj. pomp, zaworów itp.;

**Przypadek 4 i 5** nie wymaga komentarza

#### Normatywne typy strat piorunowych wg PN-EN 62305 [4, 5]

Straty piorunowe wynikają z uszkodzeń obiektu i jego wyposażenia. Każdy typ uszkodzenia, wyodrębniony lub pozostający w kombinacji z innymi uszkodzeniami, może powodować w elektrowni nuklearnej różne straty, do których należy zaliczyć:

- utratę życia ludzkiego
- utratę usługi publicznej
- straty ekonomiczne, związane z obiektem, jego zawartością, z urządzeniem usługowym i jego aktywnością.

W przypadku elektrowni nuklearnej, tak jak i w każdym innym przypadku, straty ekonomiczne muszą być szacowane.



The Weather Channel

## PODSTAWOWE KRYTERIA SZACOWANIA RYZYKA PIORUNOWEGO

Zagrożenie piorunowe elektrowni nuklearnej tak, jak w przypadku innych obiektów, ma charakter losowy. Jego rozmiar i spodziewane straty zależą od parametrów wyładowania piorunowego, charakterystyki elektrowni nuklearnej jej struktury i urządzeń peryferyjnych.

Jeżeli czas obserwacji został określony (zwykle  $t = 1$  rok), to istnieje normatywna możliwość zdefiniowania ryzyka [1, 3] jako względnej prawdopodobnej rocznej straty, spodziewanej w elektrowni wskutek oddziaływania piorunów, a odniesionej do całej wartości poddawanego ochronie obiektu, co ujmuje ilościowo zależność:

$$R = 1 - e^{-NPL} \quad (1)$$

w której:

N - liczba groźnych zdarzeń w roku,

P - prawdopodobieństwo wywołania szkody przez jedno groźne zdarzenie;

L - wynikowa strata.

Szacowany wykładnik potęgi NPL oznacza poziom ryzyka, lub inaczej, względną wartość (częstość) rocznych strat spodziewanych w elektrowni nuklearnej z powodu wyładowań piorunowych.

Normatywne ujęcie zależności (1), przy założeniu, że poziom ryzyka NPL jest znacznie mniejszy od jedności, pozwala wyrazić ją w postaci [4]:

$$R = N P L \quad (2)$$

### Liczba groźnych zdarzeń

Liczby groźnych zdarzeń  $N_X$  (dotyczących obiektu X) stanowi iloczyn gęstości wyładowań piorunowych doziemnych  $N_g$ , równoważnej powierzchni  $A_X$  zbierania wyładowań przez obiekt i współczynników  $C_X$  położenia obiektu w terenie, zależnych od zabudowy i ukształtowania terenu).

Gęstość piorunowych wyładowań doziemnych  $N_g$  będąca – jak wspomniano - liczbą wyładowań piorunowych na  $\text{km}^2$  na rok, jest dostępna bezpośrednio z danych rejestrowanych przez sieć lokalizacji wyładowań doziemnych, lub może być oszacowana na podstawie mapy izokeraunicznej ukazującej liczbę  $T_d$  dni burzowych w roku na danym terenie. Niestety związek między tą liczbą a wartością  $N_g$  nie został jednoznacznie ustalony. Istnieje wiele zależności i źródeł (Uman 1987, Anderson & Eriksson 1980, Popolansky 1992). Nawet zależność normatywna ulega modyfikacjom. Najpierw w normie ochrony odgromowej, poprzedzającej aktualne jej wydanie [5], zalecano stosownie zależności w postaci

$$N_g = 0.04 T_d^{1.25} \quad (3)$$

Następnie, w obecnym wydaniu normy, sprowadzono tę zależność do postaci

$$N_g \gg 0,1 T_d \quad (4)$$

Równoważna powierzchnia  $A_X$  zbierania wyładowań piorunowych przez obiekt (budynek, wchodzące do niego linie) jest w przybliżeniu funkcją jego wymiarów a, b, h, co można wyrazić zależnością

$$A_X = f(a,b,h) \quad (5)$$

W warunkach rzeczywistych zależy też ona od szeregu parametrów, w których główną rolę odgrywają:

- charakterystyka obiektu, a w szczególności wysokość jego usytuowania względem innych obiektów oraz typ i rodzaj wchodzących linii;
- charakterystyka środowiska, głównie topografia terenu (współczynnik  $C_X$ );
- elektryczne parametry wyładowania piorunowego i statystyczny rozkład ich wartości.

### Prawdopodobieństwo uszkodzenia

Ocena prawdopodobieństwa  $P$  uszkodzenia elektrowni nuklearnej jest złożonym procesem. Dobry w nim przewodnik, wprowadzający w zagadnienia bezpieczeństwa zagrożonych obiektów, stanowi seria aktualnych dokumentów normatywnych, a zwłaszcza część 2 aktualnej normy ochrony odgromowej PN-EN 62305-2 [5]. Zawarte w niej informacje służą oszacowaniu prawdopodobieństwa uszkodzeń z uwzględnieniem skuteczności instalowanych środków ochrony.

Prawdopodobieństwo wystąpienia szkody piorunowej z powodu uderzenia pioruna jest w ogólnym przypadku wynikiem dwóch prawdopodobieństw, które są od siebie niezależne i mogą występować sekwencyjnie w sposób równoległy. Aby to zilustrować, podano dwa przykłady, prawdopodobieństw  $P$ : powstania pożaru obiektu i powstania szkody w urządzeniu elektronicznym.

Prawdopodobieństwo  $P$  wystąpienia pożaru w wyniku bezpośredniego uderzenia pioruna w obiekt może być wyznaczone z iloczynu dwu prawdopodobieństw:  $p_s$  - wystąpienia odpowiedniego źródła termicznego (iskry, rozgrzanego przewodu) i  $p_f$  - wystąpienia odpowiedniego medium palnego w miejscu źródła, stąd zależność

$$P = p_s p_f \quad (6)$$

Natomiast prawdopodobieństwo  $P$  uszkodzenia urządzeń elektronicznych wskutek przepięć powstających pod wpływem bezpośredniego uderzenia piorunu w obiekt może zostać obliczone z następującej relacji:

$$P = [1 - (1 - p_r) (1 - p_i)] \quad (7)$$

w której:

- $p_r$  - prawdopodobieństwo przepływu przez urządzenie prądu powodującego jego uszkodzenie,
- $p_i$  - prawdopodobieństwo wystąpienia na urządzeniu nadmiernych przepięć indukowanych.

### Suma strat

Jak już wspomniano, każdy typ uszkodzenia może - indywidualnie lub w kombinacji z innymi - powodować w poddawanym ochronie obiekcie różne straty pośrednie. Typ straty, jaka może wystąpić, i ryzyko jej wystąpienia zależy od właściwości samego obiektu i jego zawartości. W przypadku elektrowni nuklearnej należy brać pod uwagę następujące ryzyka wystąpienia strat:

- $R_1$ : ryzyko utraty życia ludzkiego;
- $R_2$ : ryzyko utraty usługi publicznej;
- $R_4$ : ryzyko strat ekonomicznych.

### Komponenty ryzyka

Ryzyko  $R$  jest wartością prawdopodobnych średnich rocznych strat każdego z wymienionych typów. Może być ono obliczone na podstawie sumy charakterystycznych dla niego komponentów. Podział komponentów uzależniony jest od miejsca trafienie piorunu i od typu straty, jak następuje:

1. Komponenty ryzyka, przy wyładowaniu w obiekt:

- komponent  $R_A$  związany z porażeniem istot żywych napięciami dotykowymi i krokowymi,
- komponent  $R_B$  związany z fizycznym uszkodzeniem obiektu (uszkodzeniem mechanicznym, pożarem lub wybuchem), które może również zagrażać środowisku naturalnemu, w szczególności zanieczyszczeniem radioaktywnym wewnątrz i poza elektrownią nuklearną;
- komponent  $R_C$  związany z awarią wewnętrznych układów elektrycznych i elektronicznych elektrowni nuklearnej, wywołaną w skutek powstających w tych układach przepięć.

2. Komponent ryzyka  $R_M$ , przy wyładowaniu w pobliżu obiektu, związany z awarią wewnętrznych układów elektrycznych i elektronicznych elektrowni nuklearnej, wskutek przepięć indukowanych przez LEMP.

3. Komponenty ryzyka przy wyładowaniach we wchodzące do obiektu linie usługowe:

- komponent  $R_U$  związany z porażeniem istot żywych udarami wprowadzonymi przez linie do wnętrza obiektu;

- komponent  $R_V$  związany z fizycznymi uszkodzeniami obiektu i jego urządzeń, np. w wyniku pożaru lub wybuchu zainicjowanego udarami wprowadzonymi przez linie do wnętrza obiektu, a zagrażającego również radioaktywnym zanieczyszczeniem środowiska;
- komponent  $R_W$  związany z awarią wewnętrznych układów elektrycznych i elektronicznych elektrowni nuklearnej, wskutek udarów wprowadzonych do wnętrza obiektu przez wchodzące linie.

4. Komponent  $R_Z$  ryzyka, powodowany wyładowaniami obok wprowadzanych do obiektu linii, związany z awarią wewnętrznych układów elektrycznych i elektronicznych elektrowni nuklearnej, wskutek przepięć indukowanych w tych liniach i przenoszonych do obiektu.

Znając komponenty ryzyka można je grupować dowolnie w zależności od potrzeb, np. jak już podano, wg typów strat, albo np. według miejsca uderzenia pioruna, dzieląc na grupę komponentów  $R_D$  związaną z trafieniami w obiekt i na grupę komponentów  $R_I$ , związaną z trafieniami poza obiektem. Ryzyko całkowite jest ich sumą

$$R = R_D + R_I \quad (8)$$

w której:

$$R_D = R_A + R_B + R_C \quad (9)$$

$$R_I = R_M + R_U + R_V + R_W + R_Z \quad (10)$$

### Ryzyko tolerowane

Celem stosowania środków ochrony odgromowej jest zredukowanie ryzyka  $R$  do poziomu nie wyższego niż poziom ryzyka tolerowanego  $R_T$ . Stąd rygorystyczny warunek w postaci:

$$R \leq R_T \quad (11)$$

Ponieważ w elektrowni nuklearnej mogą wystąpić różne typy uszkodzeń, więc warunek ten powinien być spełniony w każdym przypadku potencjalnej szkody. Odpowiedzialność za określenie poziomu ryzyka tolerowanego, dotyczącego strat o charakterze społecznym, spoczywa na władzy dysponującej stosowną jurysdykcją. Natomiast odpowiedzialność za określenie poziomu ryzyka tolerowanego, dotyczącego strat ekonomicznych w obiekcie prywatnym, spoczywa na właścicielu i może być ustalona samodzielnie lub w konsultacji z projektantem ochrony odgromowej.

### PROCEDURA WYBORU ŚRODKÓW OCHRONY

W elektrowniach nuklearnych stosowanie ochrony odgromowej jest wymagane zawsze, a dobór skutecznych środków ochrony powinien być dokonany ze szczególną uwagą. Zalecana jest przy tym następująca chronologia postępowania:

- a) dokonać identyfikacji obiektu i jego charakterystyki;
- b) ustalić typy uszkodzeń i komponenty ryzyka;
- c) oszacować komponenty ryzyka i określić ich grupy;
- d) dokonać oceny ryzyka  $R$  wg określonych grup;
- e) ustalić tolerowane poziomy ryzyka  $R_T$ ;
- f) sprawdzić, czy spełniony jest warunek (11), tj. czy  $R \leq R_T$  i jeżeli nie, to należy ustalić środki ochrony, które pozwalają ten warunek spełnić;
- e) dobrać środki najbardziej skuteczne i odpowiednie pod względem technicznym i ekonomicznym.

### WNIOSKI

Seria aktualnych norm ochrony odgromowej obiektów budowlanych, podobnie jak dostępne publikacje dotyczące tej tematyki, nie obejmują swym zakresem ochrony odgromowej elektrowni nuklearnych, jednak seria ta może stanowić właściwą bazę do zapewnienia skutecznej ochrony tych krytycznych obiektów. W nawiązaniu do postanowień tej serii norm można sformułować następujące wnioski:

- istnieje możliwość dokonania oceny ryzyka piorunowego elektrowni nuklearnej w oparciu o tę serię,

- wzbogaconą elementami statystyki matematycznej oraz teorii niezawodności i prawdopodobieństwa;
- racjonalna ocena ryzyka powinna być poprzedzona ścisłymi ustaleniami dotyczącymi liczby niebezpiecznych zdarzeń piorunowych, prawdopodobieństwa wystąpienia szkody i rozmiarów wywołanych nimi strat;
- ważny element w procedurze oceny ryzyka stanowi znajomość parametrów prądu piorunowego.
- do przeprowadzenia oceny ryzyka piorunowego elektrowni nuklearnej są niezbędne szczegółowe dane na temat jej lokalizacji, struktury i specyfiki wyposażenia.

## PODZIĘKOWANIA

Dokument został przygotowany w ramach międzynarodowej współpracy pomiędzy Politechniką Warszawską, a Uniwersytetem "La Sapienza" w Rzymie.

Autorzy pragną wyrazić wdzięczność władzom obu uczelni.

## BIBLIOGRAFIA

- V. Cooray: "The Lightning Flash", IEE Power Energy Series 34, 2003
- Z. Flisowski: "Technika Wysokich Napięć", WNT, Warszawa 1992
- Z. Flisowski: "Analiza Zagrożenia piorunowego Obiektów Budowlanych", WPW, Warszawa 1980
- PN-EN 62305-1, "Ochrona odgromowa - Część 1: Ogólne zasady", Ed. 2, 2011
- PN-EN 62305-2, "Ochrona odgromowa - Część 2: Zarządzanie ryzykiem", Ed. 2, 2011
- PN-EN 62305-3, "Ochrona odgromowa – Część 3: Uszkodzenie fizyczne obiektu i zagrożenie życia", Ed. 2, 2011
- PN-EN 62305-4, "Ochrona odgromowa - Część 4: Urządzenia elektryczne i elektroniczne w obiektach", Ed. 2, 2011
- NFPA 780-2004, Standard for the Installation of Lightning Protection Systems, National Fire Protection Association, 2004
- NUREG/CR-6866 ORNL/TM-2001/140 "Technical Basis for Regulatory Guidance on Lightning Protection in Nuclear Power Plants", Oak Ridge National Laboratory Managed by UT-Battelle, LLC Oak Ridge, TN 37831-6472, January 2006
- Regulatory Guide 1.180, Revision 1, "Guidelines for Evaluating Electromagnetic and Radio-Frequency Interference in Safety-Related Instrumentation and Control Systems", U. S. Nuclear Regulatory Commission, Aug. 2003
- H. W. Pielage, "Lightning Problems and Protection at Nuclear Power Plants", NSAC-41, Nuclear Safety Analysis Center, Electric Power Research Institute, December 1981
- Ch. Rourk, "Report on the Sources and Effects of Electrical Transients on the Electrical Systems of Commercial Nuclear Power Plants", Internal Engineering Report, Engineering Issues Branch, Division of Safety Issues Resolution, Office of Nuclear Regulatory Research, U.S. Nuclear Regulatory Commission, September 1992
- Z. Flisowski, C. Mazzetti, "A new approach to the complex assessment of the lightning hazard over buildings", Bull. of the Polish Academy of Sciences Vol. 32 Nr 9 -10, 1984, s 571 – 581
- Z. Flisowski, C. Mazzetti, B. D'Elia, "Risk assessment method for the protection against lightning overvoltages", Proc. of the 24<sup>th</sup> International Conference on Lightning Protection, Birmingham, pp. 842-847, September 1998
- Z. Flisowski, C. Mazzetti, B. D'Elia, "New approach to assessment of frequency of electronic system damage due to nearby lightning strokes", International Symposium on High Voltage (ISH 99) London, August '99.
- K. Berger, R.B. Anderson, H. Kröninger: "Parameters of lightning flashes. CIGRE Electra No 41 (1975), p. 23 – 37.
- R.B. Anderson, A.J. Eriksson: Lightning parameters for engineering application. CIGRE Electra No 69 (1980), p. 65 – 102.

## ROSYJSKIE PROJEKTY ELE

## Gwarantowane bezpieczeństwo

Dr Alexander I. Kukshinov

ATOMSTROYEXPORT

Naczelnik Wydziału Współpracy Międzynarodowej

Departamentu Marketingu i Rozwoju Biznesu

Tłumaczył z rosyjskiego Krzysztof Rzymkowski

**N**a dzień dzisiejszy istnieje w świecie cały szereg projektów elektrowni jądrowych III i III+ generacji, gwarantujących bezpieczną i efektywną ich eksploatację w ciągu całego projektowanego okresu eksploatacji dochodzącego do 60 lat. Każdy projekt ma swoje zalety i niedostatki, jednakże wszystkie one są ukierunkowane na zapewnienie zamawiający bezpiecznych, czystych ekologicznie, ekonomicznych elektrowni jądrowych.

Pośród oferowanych reaktorów jądrowych: AP 1000, EPR 1600, WWER<sup>1</sup> ( w wariantach 1000, 1200,), APWR, ABWR, ESBWR, ACR 1000 i innych Rosyjski reaktor WWER – jest na razie jedynym z reaktorów typu PWR generacji III i III+ posiadający: referencyjne systemy sterowania awarii projektowych oraz basen stopionego rdzenia (eksploatowany w elektrowni w Chinach) - zajmuje w tym szeregu poczesne miejsce gwarantujące bezpieczeństwo, niezbędną czystość ekologiczną i efektywność ekonomiczną eksploatacji elektrowni jądrowej zbudowanej na jego podstawie. Współczesne rosyjskie projekty elektrowni jądrowych (АЭС -91, АЭС -92 [1], АЭС -2006 [2] opracowywane drogą kolejnego ewolucyjnego rozwoju projektu bloku WWER 1 – 1000 (seryjna wersja reaktora otrzymała oznaczenie PY B – 320 [3]. W 25 blokach energetycznych oznaczonych PY B -320 z powodzeniem eksploatowanych w Rosji, Ukrainie, Bułgarii, Czechach przez około 400 reaktorów - lat potwierdzają niezawodność i bezpieczeństwo zarówno systemów jak i dodatkowego wyposażenia.

Wszystkie projekty prowadzone są w ramach państwowego programu „Czysta ekologicznie energia” i odpowiadają współczesnym międzynarodowym wymaganiom i zaleceniom MAEA.

Szeroko rozeznany priorytet bezpieczeństwa, uwzględniający awarię TMI ( Tree Mile Island przyp. tłum.) i Czarnobyla stał się głównym celem podwyższenia odporności bloku jądrowego na ciężkie awarie, opracowania i wprowadzenia do praktyki strategii postępowania w przypadku awarii jądrowej. W obiektach АЭС - 91, АЭС – 92 pojawił się basen dla stopionego rdzenia (chwytnacz rdzenia), system zabezpieczeń przed wybuchami wodoru i systemy filtracji przy systemach redukcji ciśnienia w obudowie bezpieczeństwa a także systemy pasywnego odbioru ciepła. Przedstawione projekty zostały zrealizowane w Chinach i Indiach. Dal- szy rozwój doprowadził do pojawienia się projektu АЭС -2006 z reaktorem WWER – 1200 którego myślą przewodnią jest zasada bezpieczeństwa i efektywność ekonomiczna.

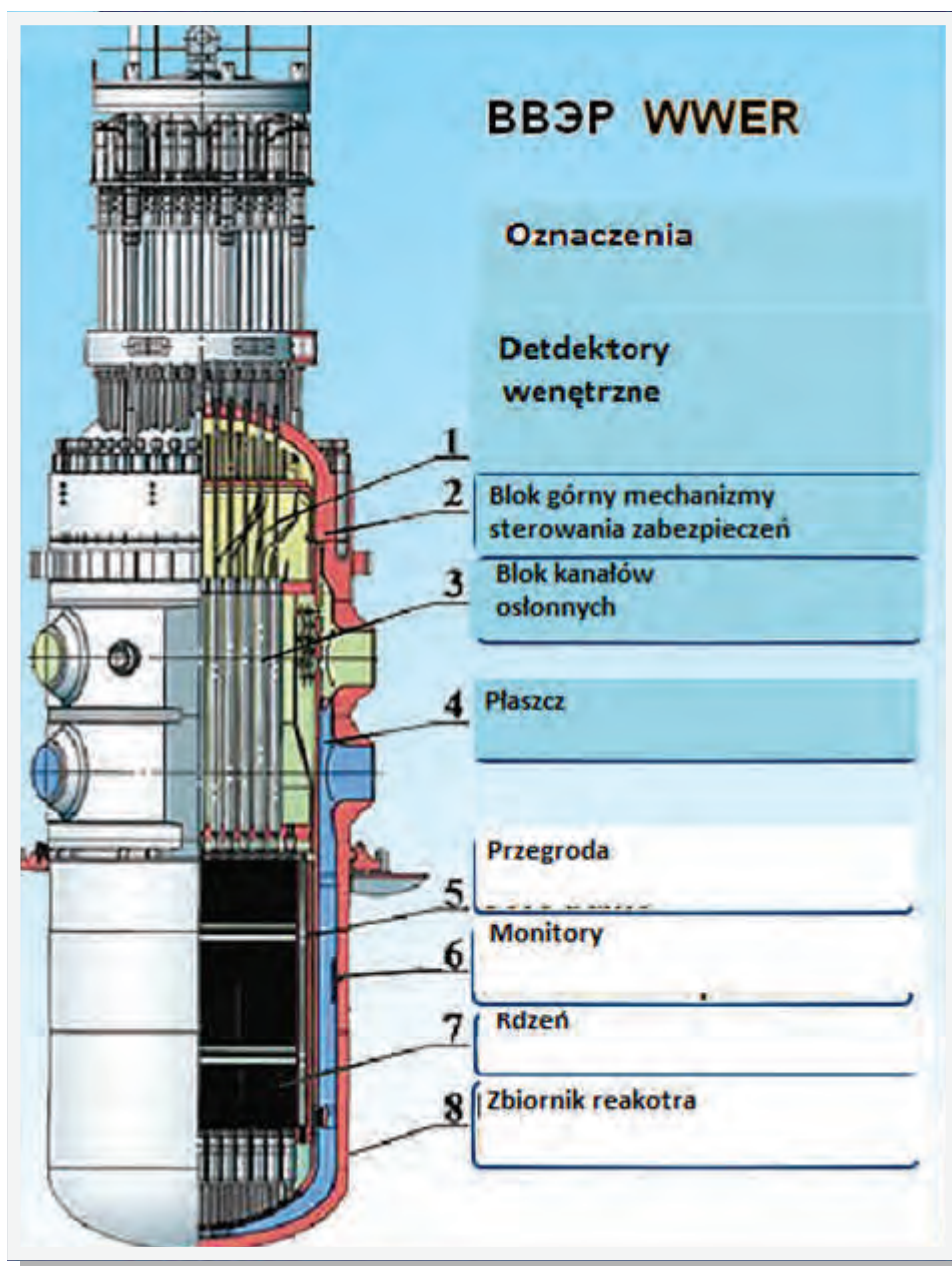
<sup>1</sup> WWER (Wodno – Wodjano Energeticzeskij Reaktor). Reaktor jądrowy konstrukcji rosyjskiej z wodą pod ciśnieniem, wykorzystujący lekką wodę w charakterze chłodziwa i moderatora – podobny do konstrukcji reaktorów typu PWR. Generalnym projektantem i konstruktorem wszystkich modyfikacji reaktor instalacji WWER jest rosyjskie towarzystwo ОАО „ОКБ ГИДОПРЕСС” [4]

## ELEKTROWNI JĄDROWYCH

### o i efektywność ekonomiczna

Efektywność ekonomiczną osiąga się w wyniku:

- Skrócenia czasu planowanych remontów i wydłużenia czasu eksploatacji bloków energetycznych przy zwiększonej mocy pomiędzy przerwami remontowymi
- Polepszenia organizacji prac remontowych i obsługi serwisowej
- Obniżenia strat eksploatacyjnych podwyższenie współczynnika gotowości bloków energetycznych
- Stosowania współczesnej efektywnej automatyzacji systemów sterowania procesów technologicznych (ACY TII)
- Skrócenia podstawowego okresu oprzyrządowania elektrowni jądrowej (od wylania pierwszego betonu do uruchomienia)
- Obniżenia materiałochłonności budowlanej części obiektu



Wysoki stopień niezawodności rosyjskich bloków energetycznych elektrowni jądrowych osiąga się przez stosowanie pasywnych i aktywnych systemów bezpieczeństwa będących wynikiem prawdopodobnych i deterministycznych analiz bezpieczeństwa.

W przypadku naruszenia zakresów i warunków normalnej eksploatacji, prowadzących do powstania sytuacji awaryjnej, systemy bezpieczeństwa powinny zapewnić szybkie zatrzymanie reakcji łańcuchowej, szybkie chłodzenie reaktora i przy dowolnych uszkodzeniach reaktora zapobiec uwolnieniu substancji radioaktywnych poza blok energetyczny.

Do szybkiego i efektywnego wyłączenia reakcji łańcuchowej działania w reaktorach WWER stosuje się pręty pochłaniacza neutronów (zawierające kwas borny), które są wprowadzane automatycznie do strefy aktywnej. Pręty podwieszane nad rdzeniem reaktora są utrzymywane przez elektromagnesy. W chwili odłączenia zasilania pręty wpadają do strefy aktywnej pod działaniem grawitacji<sup>2</sup>.

Konstrukcje reaktorów WWER zapewniają samoregulację dzięki ujemnemu współczynnikowi reaktywności. W przypadku gdy z jakichś powodów w reaktorze zwiększa się strumień neutronów, zwiększa się temperatura reaktora i pojawia się para (poziom wody maleje) a w wyniku parowania (maleje objętość moderatora) - powstaje ujemny współczynnik reaktywności, zanika proces spowalniania neutronów i reakcja łańcuchowa gaśnie. Taka właściwość reaktora nazywana jest czasem samoobroną.

W elektrowniach atomowych rosyjskiej konstrukcji z reaktorami WWER stosowane są dwa układy odprowadzania ciepła bez stosowanie zewnętrznych źródeł zasilania<sup>3</sup>. Przy czym pozostaje także możliwość wspomżenia chłodzenia, w przypadku konieczności, poprzez rezerwowe rury do których w elektrowni jądrowej dołączone są pompy awaryjnego chłodzenia. Woda dostarczana jest z rezerwowych basenów umieszczonych w bloku energetycznym. W przypadku gdy te zapasy są niedostateczne, wodę pobiera się ze zbiorników zapasowych. Zasilanie pomp doprowadzane jest z dodatkowych generatorów dieslowskich (jeden generator na pompę). Dla zapobieżenia jednoczesnej awarii wszystkie generatory dieslowskie znajdują się w osobnych budynkach.

Przy pomocy specjalnego systemu magazynowania i chłodzenia całkowita ilość wody przepływająca przez reaktor jest zbierana i powtórnie wprowadzana do strefy aktywnej reaktora zapewniając technologiczną recyrkulację.

Przyjęta w rosyjskich reaktorach koncepcja bezpieczeństwa [5] wypływa z wypełnienia wymagań obowiązujących w Rosji dokumentów normalizacyjno technicznych, zaleceń MAEA, EUR, INSAG i Międzynarodowej komisji ochrony radiologicznej. Uwzględnia się również doświadczenie eksploatacyjne elektrowni jądrowych WWER – 1000 (PY B – 320). Podstaw koncepcji leżą zasady ochrony w głąb:

Szereg kolejnych barier fizycznych uniemożliwiających przenikanie produktów rozpadu do otaczającego środowiska. W elektrowniach jądrowych z reaktorami WWER stosowana jest hermetyczna, przewodząca ciepło obudowa prętów paliwowych, ograniczenie głównego Obwodu cyrkulacyjnego i hermetycznej obudowy bezpieczeństwa wewnątrz której znajduje się oprzyrządowanie i rurociągi reaktora (system ochrony hermetycznych obudów).

Nieprzerwana i okresowa kontrola stanu barier fizycznych i usuwanie zauważonych usterek i uszkodzeń. Przygotowanie systemu odtworzenia barier fizycznych, minimalizacja skutków zagrożeń przy możliwych naruszeniach normalnej eksploatacji w sytuacjach awaryjnych.

Hermetyczna obudowa bezpieczeństwa współczesnych rosyjskich reaktorów WWER stanowi podwójną obudowę wykonaną z ze zbrojonego sprężonego betonu z wewnętrzną stalową wykładziną. Oprócz pełnienia funkcji bariery fizycznej przed wydostawaniem się do otaczającego środowiska elementów radioaktywnych jest ona jednocześnie ochroną oprzyrządowania elementów reaktora przed wpływami zewnętrznymi wliczając w to upadek ciężkiego samolotu, powodzi, tsunami, wstrząsów sejsmicznych, zewnętrznych wybuchów i

<sup>2</sup> Jest to jedna z różnic między WWER i BWR wykorzystana w elektrowni atomowej „ФУКУСИМА” (Fukushima) w której pręty były wprowadzane od spodu.

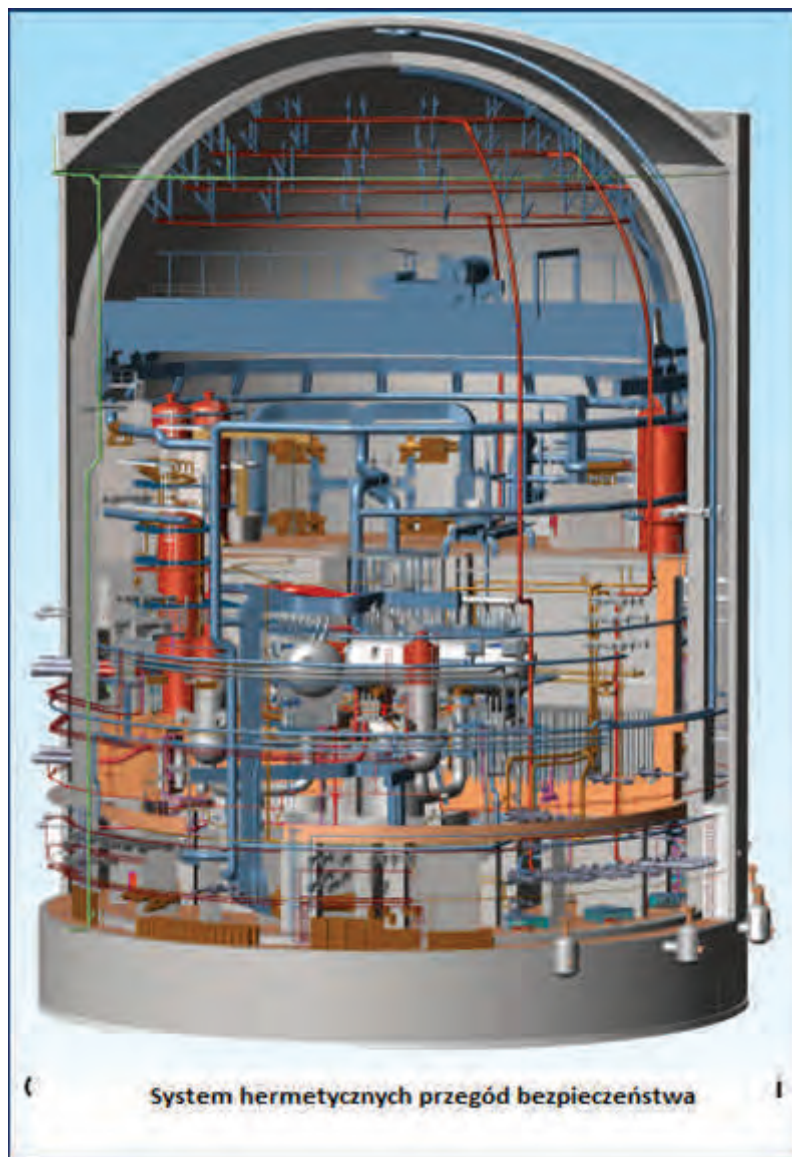
<sup>3</sup> Jeszcze jedna różnica w stosunku do elektrowni „ФУКУСИМА” (Fukushima) gdzie zastosowano układ jednostopniowy. Przy dowolnym naruszeniu normalnych warunków eksploatacji reaktor WWR przechodzi do stanu podkrytycznego i usuwanie ciepła z reaktora odbywa się przez drugi układ.



innych możliwych w tym obszarze zjawisk przyrodniczych i innych niebezpieczeństw. W przypadku dużej poza - projektowej awarii z uwolnieniem pary o wysokim ciśnieniu w obudowie bezpieczeństwa reaktora, wbudowany jest system zraszania rozpraszający roztwór boru w celu obniżenia ciśnienia w pod kopułą. Zamontowane są tu również systemy pasywnych autokatalitycznych rekombinatorów przeznaczone do obniżenia wybuchowych właściwości wodoru wewnątrz budynku.

Prawdopodobieństwo wystąpienia potężnej awarii projektowej ze stopieniem strefy aktywnej dla współczesnych projektów rosyjskich wg ocen wynosi  $10^{-6}$  1/rok. Jednakże praktyka pokazuje w tym najbliższy przykład elektrowni jądrowej w Fukushima, że obliczenie prawdopodobieństwa dla oceny bezpieczeństwa obiektu jest niewystarczające. Z tego względu współczesne rosyjskie projekty elektrowni jądrowych przewidują wbudowanie chwytacza rdzenia - basenu dla stopionego rdzenia, który pozwala zagwarantować, że Stopiony rdzeń pozostanie w stanie stabilnym. Urządzenie to pozwala zatrzymać płynne i stałe fragmenty stopionego w rdzenia i jego obudowy, zapewnia dostarczanie wody do obudowy i odprowadzenie pary minimalizując wydostawanie się elementów radioaktywnych i wodoru do obszaru obudowy bezpieczeństwa. Zastosowany w basenie materiał przewidziany do wytopienia (жертвенный материал - materiał ofiarny) (zawierający tlenki żelaza kwas borny umożliwia szybkie stłumienie reakcji łańcuchowej).

Wysoki stopień niezawodności systemu bezpieczeństwa osiąga się w wyniku stosowania zasady pojedynczej niesprawności który wymaga aby w systemie liczba rezerwowych elementów była o jeden większa niż to potrzebne do wypełnienia zadanych funkcji. Największą efektywność osiąga się przy wykorzystaniu wzajemnie uzupełniających się elementów (kanałów lub systemów) opartych o różne (bierne i aktywne) zasady działania.



System hermetycznych przegód bezpieczeństwa



**3 D Model chwytnacza rdzenia**

Efektywna ochrona przed błędnymi działaniami personelu jest realizowana przy pomocy pasywnych systemów bezpieczeństwa, działanie których nie wymaga jakiegokolwiek działania pracowników, a także przez automatyczne sterowanie aktywnymi systemami bezpieczeństwa wykluczając jakikolwiek działanie personelu w początkowej fazie awarii.

W skład pasywnych systemów bezpieczeństwa wchodzi pasywny system filtracji który zapewnia filtrację wycieków radioaktywnych z wnętrza obudowy bezpieczeństwa i obniża poziom zanieczyszczeń radioaktywnych. Dzięki temu promień strefy ewentualnej ewakuacji nie przekracza granicy obszaru elektrowni jądrowej.

Konieczny poziom ochrony elektrowni jądrowej przed działaniami zewnątrz osiąga się także dzięki zapewnieniu marginesu wytrzymałości elementów przyrządów.

Dla uzasadnienia wytrzymałości i zasobów podstawowego wyposażenia w rosyjskich projektach elektrowni jądrowych oprócz różnych metod obliczeniowych i doświadczeń wykorzystuje się specjalny system uruchomieniowo-dostosowawczy pomiarów, który jest wmontowywany na etapie uruchomienia i demontowany przed uruchamianiem przemysłowej eksploatacji. Rzeczywiste uzasadnienie wytrzymałości i zasobów przy wejściu do eksploatacji pozwala zoptymalizować warunki eksploatacji odpowiedniego wyposażenia elektrowni jądrowej [6].

Szczególne zainteresowanie po ostatnich wydarzeniach w Japonii budzi zagwarantowanie odporności elektrowni jądrowej w na wstrząsy sejsmiczne. Wymagania wytrzymałościowe elektrowni jądrowej na wstrząsy sejsmiczne zależą od częstotliwości drgań

własnych obiektu i charakterystyk drgań w pobliżu częstotliwości rezonansowej. Te parametry są wyznaczone matematycznie a następnie sprawdzane w badaniach laboratoryjnych w kolejnych stadiach opracowywania urządzeń. Uzyskane dane mogą istotnie różnić się od rzeczywistych parametrów urządzeń pracujących w naturalnych warunkach. Nawet przy zastosowaniu najnowocześniejszych technik obliczeniowych i programowych kolejnych stadiach jest niemożliwe uwzględnić wszystkie realne warunki montażu, umocowania urządzeń i ich dynamicznego współdziałania ze sztywną konstrukcją budowli, rurociągami, i układami termicznymi. Oprócz tego określenie parametrów drgań drogą obliczeniową różniących się od warunków rzeczywistych tylko 1 Hz może prowadzić do wielokrotnie większego błędu przy ocenie wpływu zjawisk sejsmicznych na zachowanie się urządzeń.

Problem może być rozwiązany w drodze dynamicznych badań urządzeń bezpośrednio w blokach energetycznych wykorzystaniu metod opartych na zaleceniach bezpieczeństwa sejsmicznego dla elektrowni jądrowych [7], opracowanych przez OAO „ВНИИАМ” zgodnych z zleceniami MAEA.

Przykre doświadczenie wypadku elektrowni jądrowej FUKISHIMA jeszcze raz pokazuje istotną rolę prawidłowego wyboru lokalizacji elektrowni. Porównując z ostatnimi skutkami tsunami z 2004 roku w elektrowni Kudankulam wybudowanej na podstawie projektu rosyjskiego i zlokalizowanej na brzegu oceanu południowej części Indii można zauważyć że lokalizacja elektrowni została wybrana prawidłowo co pozwoliło uchronić ją przed naporem morskiej fali przez niewielką przegrodę jakim była wyspa Sri Lanka.

Od strony otwartego morza elektrownię ochroniła grobla. Rosyjski projekt przewidywał i inne działania ochronne, które nie pozwalały na rozlanie się wody na terenie elektrowni. W Nike wynikiem działania tsunami było częściowe rozmycie grobli a na terenie elektrowni nie dało się zauważyć działania fali. Uderze-

nie tsunami skierowało się na zachód od południowego skraju Indii i tam wysokość fali osiągnęła dwanaście metrów i praktycznie zniszczyła wszystkie budynki które znalazły się w bezpośredniej bliskości oceanu [8].

Koszty systemów bezpieczeństwa w rosyjskich projektach osiągają 40% ogólnych kosztów urządzeń elektrowni jądrowej. Powstaje pytanie czy wbudowanie środków bezpieczeństwa nie wydaje się zbędne, czy nie ma możliwości polepszenia współczynników ekonomicznych kosztem skrócenia zbędnego dublowania i wprowadzania rezerw. Do odpowiedzi na to pytanie rosyjskie organizacje projektowe podchodzą niezwykle ostrożnie. Praktyka pokazuje, że nie ma zbędnych nadmiarów w bezpieczeństwie. Należy przyznać, że prowadzące do awarii naruszenia normalnych warunków eksploatacji, wywołane niezamierzonymi działaniami zewnętrznymi mogą zachodzić niezależnie od wszystkich obliczeń i ocen. Dlatego też finansowe obciążenia projektów związane z bezpieczeństwem, okazują się uzasadnionymi jeśli pozwalają rozwiązać główny problem - wykluczenie emisji radioaktywności poza obszar obudowy bezpieczeństwa lub terenu elektrowni.

Współczesne rosyjskie projekty elektrowni jądrowych zapewniają rozwiązanie tych problemów będąc ekonomicznie efektywnymi, nie zależnie od znacznego zwiększenia w porównaniu z innymi projektami poprzedniej generacji kosztów systemów bezpieczeństwa.

## Literatura

Проект АЭС-2006 (брошюра, pdf, 3 Mb)

[http://www.atomenergoprom.ru/u/file/aktualnye\\_proekty/broshure\\_nw\\_aep\\_site.pdf](http://www.atomenergoprom.ru/u/file/aktualnye_proekty/broshure_nw_aep_site.pdf)

Презентационные материалы ОАО «СПбАЭП».

[http://www.spbaep.ru/wps/wcm/connect/spb\\_aep/site/presscenter/present/](http://www.spbaep.ru/wps/wcm/connect/spb_aep/site/presscenter/present/)

Серийный ядерный реактор ВВЭР-1000 (В-320)

[http://mirnyiatom.ru/vver\\_1000.htm](http://mirnyiatom.ru/vver_1000.htm)

Опытное конструкторское бюро «Гидропресс»

<http://www.gidropress.podolsk.ru/>

Росэнергоатом РЭА, №4, 2011, стр.11

<http://www.rosenergoatom.info/>

Денисов В.П., Воронков А.В., Драгунов Ю.Г., Беркович В.Я., Потапов В.И. Ввод в эксплуатацию реакторных установок ВВЭР на АЭС – завершающий этап разработки проектов. М.: ИздАТ, 2006, 496 с.

Сейсмическая безопасность промышленных объектов.

<http://www.vniiam.ru/?direction01>

Россия: десять атомных реакторов для Индии

<http://atominfo.ru:17000/hl?url=webds/atominfo.ru/news/air795.htm&mime=text/html&charset=windows-1251>



IV LUBELSKIE TARGI ENERGETYCZNE  
**ENERGETICS 2011**  
LUBLIN, 15-17 LISTOPADA

15 Listopada 2011

Seminarium — Pojazdy Elektryczne w Smart Grid



# PERSPEKTYWA WYSOKOSPRAWNEJ I NISKOODPADOWEJ ENERGETYKI JĄDROWEJ: REAKTORY POWIELAJĄCE NA NEUTRONACH PRĘDKICH

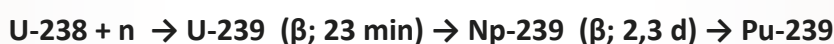
Jacek T. Kaniewski

## Wstęp

Poprzedni artykuł zamieszczony w drugim numerze kwartalnika Ekoatom poświęciłem rozważaniom na temat „co robić z wypalonym paliwem jądrowym z polskich elektrowni jądrowych”. Były one poprzedzone artykułem w numerze pierwszym omawiającym dwie strony wypalonego paliwa, które może być postrzegane w kategorii tylko odpadów wysokoaktywnych lub także cennego surowca energetycznego, jakkolwiek nie pozbawionego negatywnych stron związanych z jego wysoką aktywnością promieniotwórczą. W rozważaniach nad możliwym przeznaczeniem wypalonego paliwa zwróciłem uwagę na perspektywy wykorzystania wypalonego paliwa z reaktorów lekkowodnych do produkcji paliwa niezbędnego do uruchomienia reaktorów powielających na neutronach prędkich, których IV generacja ma szansę zostać skomercjalizowana w latach 2030 – 2040. Wskazałem także na związaną z tym możliwość korzystnego rozwiązania niektórych problemów dotyczących wysokoaktywnych i jednocześnie długożyciowych składników wypalonego paliwa. Poniższy artykuł ma na celu przedstawienie Czytelnikowi więcej informacji na temat reaktorów powielających na neutronach prędkich oraz powiązania ich cyklu paliwowego z cyklem paliwowym reaktorów lekkowodnych.

## Co należy rozumieć przez reaktory powielające

Podstawowym zadaniem reaktora powielającego jest pomnażanie materiału paliwowego poprzez wytwarzanie izotopów rozszczepialnych z izotopów rodných. Chodzi w tym przypadku o izotopy rozszczepialne w znaczeniu technicznym, z punktu widzenia możliwości otrzymania reakcji łańcuchowej w reaktorze lub w ładunku wybuchowym (fizycznie bowiem wszystkie jądra metali ciężkich dają się rozszczepić). Należą do nich izotopy uranu U-233, U-235 oraz plutonu Pu-239 i Pu-241, z czego tylko U-235 występuje w przyrodzie. Dwa procesy wytwarzania izotopów rozszczepialnych, mianowicie wytwarzanie izotopu Pu-239 z U-238 oraz U-233 z Th-232 mają ogromne znaczenie praktyczne ponieważ izotop rodny U-238 występuje w ilości około 140 razy większej niż rozszczepialny U-235, zaś Th-232 - trzy razy większej niż uran. W obu tych przypadkach następuje w reaktorze przemiana jądrowa spowodowana pochłonięciem neutronu przez jądro izotopu rodnego o parzystej liczbie masowej wskutek czego powstaje izotop rozszczepialny o większej nieparzystej liczbie masowej. Zarówno Pu-239 jak i U-233 powstają na drodze łańcuchów przemian z emisją promieniowania beta ( $\beta$ ), w których biorą udział dwa izotopy o krótkich okresach półrozpadu:



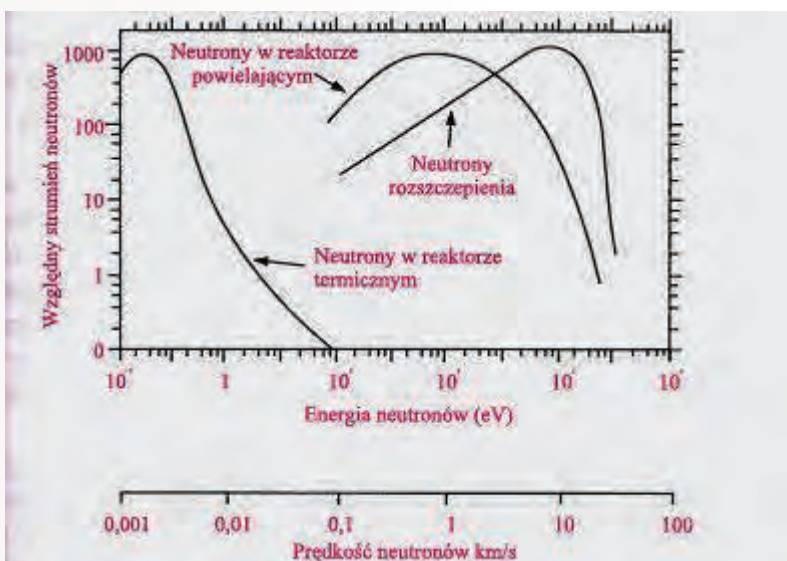
Efekt powielania polega na tym, że podczas pracy reaktora powielającego powstaje więcej jąder izotopu rozszczepialnego niż jąder, które uległy rozszczepieniu dostarczając neutronów niezbędnych zarówno do podtrzymania reakcji łańcuchowej jak i do produkcji jąder rozszczepialnych. Pokazane wyżej przemiany następują praktycznie przy wszystkich energiach neutronów, co nie oznacza, że zawsze można uzyskać efekt powielania. Pierwszy z pokazanych wyżej łańcuchów przemian umożliwia powielanie jedynie w strumieniu neutronów prędkich, podczas gdy drugi jest możliwy w przypadku neutronów o mniejszych energiach. Jakkolwiek opisany tu efekt powielania jąder rozszczepialnych, a zatem wytwarzania więcej paliwa niż zostało zużyte, może przywołać na myśl perpetuum mobile, to jednak nie ma on z nim nic wspólnego ponieważ konieczne jest zasilanie reaktora w materiał paliworodny (zawierający izotopy rodne). Miarą efektu pomnażania materiału paliwowego w reaktorze jest współczynnik powielania (breeding ratio), który powinien być większy od jedności. Do określenia zdolności powielania stosuje się także pojęcie czasu podwojenia (doubling time). Jest to czas potrzebny na wytworzenie dwa razy tyle materiału rozszczepialnego ile zostało zużyte w reaktorze.

W obecnie eksploatowanych reaktorach lekkowodnych także powstaje pluton z U-238 i choć wnosi on istotny wkład energetyczny, to jednak współczynnik powielania raczej nie przekracza wartości 0,4.

W niniejszym artykule zajmiemy się jedynie reaktorami prędkimi, które powielają materiał paliwowy wytwarzając pluton, ponieważ ich cykl paliwowy może być powiązany z cyklem paliwowym reaktorów lekkowodnych, które mamy uruchamiać w Polsce.

### Fizyczne podstawy działania i budowa reaktora powielającego na neutronach prędkich

Działanie reaktorów powielających na neutronach prędkich (krócej: reaktorach prędkich powielających – fast breeder reactors, FBR) opiera się na wykorzystaniu zjawiska rozszczepienia ciężkich jąder paliwa neutronami, które powstały w wyniku innych rozszczepień i nie uległy, lub uległy tylko w niewielkim stopniu spowolnieniu w nieelastycznych zderzeniach z innymi jądrami paliwa. Reaktor prędkie nie ma zatem moderatora, który jest niezbędny w reaktorach pracujących na neutronach spowolnionych do energii termicznych (np. w reaktorach lekkowodnych, LWR, funkcję moderatora pełni woda chłodząca). W wyniku rozszczepienia ciężkich jąder powstają neutrony o średnich energiach około 2 MeV, nazywane prędkimi ponieważ ich prędkość wynosi ponad 6 km/s. Na rys.1 pokazane są dla porównania widma energetyczne neutronów pochodzących z procesu rozszczepienia w reaktorach termicznych (np. LWR) i prędkich oraz widmo neutronów rozszczepienia.



Rys. 1. Widma energetyczne neutronów powstających w procesie rozszczepienia oraz widma neutronów w reaktorze termicznym i prędkim (w uproszczeniu, wg. Andrzej Hrynkiewicz: „Energia. Wyzwanie XXI wieku”)

Reaktor prędkości charakteryzuje nie tylko brak moderatora lecz także wyższy udział izotopów rozszczepialnych w paliwie i małe wymiary rdzenia reaktora (w porównaniu do reaktora na neutronach termicznych o tej samej mocy). Skutkiem tego mamy do czynienia z bardzo wysoką, ponad dwa razy większą niż w przypadku LWR, gęstością mocy cieplnej w reaktorze, która może osiągać 300 kW/litr. Czynnikiem chłodzącym musi więc być w tym przypadku materiał o bardzo dużej pojemności cieplnej niezbędnej do odprowadzania wytwarzanego w reaktorze ciepła, który ponadto nie ma właściwości powodujących spowalnianie lub pochłanianie neutronów. Dobrze nadaje się do tego ciekły sód, charakteryzujący się niską temperaturą topnienia 97,81 C i wysoką temperaturą wrzenia 892 C, w stosowaniu którego nagromadzono już wiele doświadczenia. Możliwe jest jednak zastosowanie innych materiałów, zarówno metali w stanie ciekłym jak i gazów. W przypadku metali możliwe jest oprócz sodu zastosowanie także stopu sodu i potasu, ołowiu lub stopu ołowiu i bizmutu. Reaktory chłodzone metalem w stanie ciekłym noszą w jęz. angielskim nazwę Liquid Metal Fast Breeder Reactors (LMFBR). Przedmiotem badań były i są nadal rozwiązania stosujące chłodziwa gazowe (hel lub gaz dysocjujący).

Możliwe są dwa warianty rozwiązań systemów chłodzenia ciekłym metalem reaktorów prędkich powielających: basenowy i pętlowy. W pierwszym przypadku, np. we francuskich i rosyjskich rozwiązaniach, pompy chłodzenia obiegu pierwotnego i jego wymienniki ciepła są zatopione w basenie wraz z reaktorem. W drugim przypadku, jak w amerykańskim reaktorze CRBR w Clinch River, z którego budowy zrezygnowano, miały się one znaleźć na zewnątrz zbiornika reaktora. Zawsze stosuje się trzy obiegi chłodzenia: pierwotny i wtórny – sodowe, trzeci – wodny (parowy). Produkty aktywacji powstałe w sodzie chłodzącym reaktor pozostają w ten sposób w obiegu pierwotnym, podczas gdy istnienie obiegu wtórnego gwarantuje, że w żadnym przypadku nie może dojść do kontaminacji wytwornicy pary oraz samej pary, a za jej pośrednictwem także hali turbin. Wytwornica pary odbierająca ciepło od ciekłego sodu obiegu wtórnego jest urządzeniem wymagającym szczególnej dokładności wykonania by nie dopuścić do wybuchowej reakcji chemicznej zachodzącej między wodą i sodem.

Małe wymiary rdzenia reaktora prędkiego powodują większą ucieczkę z niego neutronów, co zresztą w reaktorze pełniącym funkcję powielania jest odpowiednio wykorzystane - rdzeń jest otoczony tzw. „płaszczem” (blanket) zawierającym materiał paliworodny, w którym powielanie ma charakter dominujący. W charakterze takiego materiału można wykorzystać uran naturalny, uran zubożony lub uran odzyskany z przerobu wypalonego paliwa z reaktorów lekkowodnych (RepU). Najbardziej uzasadnione jest zastosowanie uranu zubożonego - aż do wyczerpania jego zapasów gromadzonych jako uboczny skutek wzbogacania izotopowego uranu poprzedzającego produkcję paliwa do reaktorów lekkowodnych.

Paliwem reaktora prędkiego może być uran wzbogacony w izotop U-235 w co najmniej 20% lub mieszanka uranowo plutonowa o zawartości plutonu powyżej 15%. W przypadku reaktora na paliwo tlenkowe MOX składa się on z zewnętrznego pierścienia elementów paliwowych zawierających uran zubożony w postaci  $UO_2$  oraz z płaszczy osiowych, które tworzą pastylki zubożonego  $UO_2$  zawarte w górnej i dolnej części prętów paliwowych.

Przemiany jądrowe zachodzące przy energiach neutronów występujących w reaktorach prędkich różnią się znacznie od tych, które zachodzą w reaktorach termicznych ponieważ różne są przekroje czynne na rozszczepienie oraz na pochłanianie neutronów i ich wzajemny stosunek (tabela 1).

Izotop	Okres półrozpadu (lata)	Przekrój czynny dla neutronów termicznych do 10 eV (barny)		Przekrój czynny w obszarze rezonansu 0,5 – 100 keV (barny)		Przekrój czynny dla neutronów prędkich 1 keV – 20 MeV (barny)	
		$\sigma_{nf}$	$\sigma_{ny}$	$\sigma_{nf}$	$\sigma_{ny}$	$\sigma_{nf}$	$\sigma_{ny}$
Th-232	$1,405 \times 10^{10}$	-	6,5	$4,2 \times 10^{-4}$	85	0,0708	0,102
U-233	$1,59 \times 10^5$	464	41,8	752	134	1,84	0,063
U-235	$7,04 \times 10^8$	504	86	272	132	1,2	0,095
U-238	$4,47 \times 10^9$	$1,05 \times 10^{-5}$	2,42	$2,16 \times 10^{-3}$	278	0,3	0,070
<i>Np-237</i>	<i><math>1,44 \times 10^6</math></i>	<i><math>1,57 \times 10^{-2}</math></i>	<i>159</i>	<i>0,21</i>	<i>658</i>	<i>1,29</i>	<i>0,196</i>
Pu-238	87,7	14,7	463	22,7	143	1,97	0,077
Pu-239	$2,41 \times 10^4$	698	275	290	184	1,80	0,065
Pu-240	$6,56 \times 10^3$	0,061	263	3,74	8448	1,35	0,095
Pu-241	14,35	945	328	571	169	1,63	0,226
Am-241	432	2,924	551	9,77	1444	1,32	0,322
<i>Cm-245</i>	<i><math>8,5 \times 10^3</math></i>	<i>1797</i>	<i>293</i>	<i>749</i>	<i>123</i>	<i>1,98</i>	<i>0,049</i>

Tabela 1. Okresy półrozpadu i uśrednione przekroje czynne na rozszczepienie ( $\sigma_{nf}$ ) i na wychwytywanie neutronu ( $\sigma_{ny}$ ) dla izotopów rodnych i rozszczepialnych oraz długożyciowych pomniejszych aktynowców (zaznaczone kursywą) w trzech zakresach energii neutronów.

Dane ukazane w tabeli dla neutronów o widmie energetycznym charakterystycznym dla reaktora prędkiego (por. widmo na rys. 1) pozwalają m.in. zauważyć że:

- w zakresie neutronów termicznych izotopami rozszczepialnymi w sensie praktycznym dla podtrzymania reakcji łańcuchowej są U-233, U-235, Pu-239 i Pu-241 (Cm-245 nie ma znaczenia gdyż powstaje w reaktorze w znikomych ilościach);
- w zakresie neutronów prędkich rozszczepialne są wszystkie izotopy metali ciężkich, przy czym stosunek  $\sigma_{nf}$  do  $\sigma_{ny}$  jest co najmniej kilkakrotny co skutkuje tym, że powstające w paliwie reaktorowym izotopy pomniejszych aktynowców (niektóre z nich długożyciowe) są wypalane w reaktorze prędkim podobnie jak izotopy określane jako rozszczepialne;
- w przypadku neutronów termicznych, np. w reaktorze LWR, powyższy stosunek przekrojów czynnych dla izotopów parzystych jest bardzo znaczny, co decyduje o wytwarzaniu pomniejszych aktynowców w stosunkowo dużych ilościach.

Wyniki przemian zachodzących w paliwie reaktora i w płaszczu powielającym w przypadku paliwa zawierającego 15% plutonu oraz płaszczu zawierającego uran zubożony do 0,3% zawartości U-235 ilustruje tabela 2.

Zawartość			
<i>Paliwo ładowane do reaktora</i>		<i>Paliwo wyładowane z reaktora</i>	
Pluton	15%	Pluton i pomniejsze aktywnowce	15,5%
w tym:		w tym:	
# Pu-239 + Pu-241	71,1%	# Pu-239 + Pu-241	68,8%
# Pu-240 + Pu-242	29,9%	# Pu 240 + Pu-242	31,2%
Uran	85%	Uran	74,0%
		Produkty rozszczepienia	10,5%
<i>Płaszcz ładowany do reaktora</i>		<i>Płaszcz wyładowany z reaktora</i>	
Pluton	0%	Pluton	4,5%
		w tym:	
		# Pu-239 + Pu-241	91,8%
		# Pu 240	8,2%
Uran	100%	Uran	94,5%
		Produkty rozszczepienia	1,0%

*Tabela 2. Przybliżone dane dotyczące składu izotopowego paliwa i płaszcza powielającego reaktora prędkiego na paliwo MOX w momencie załadowania i po wyładunku z reaktora. Uran zawarty w paliwie i w płaszczu powielającym zawiera 99,7% U-238, jest to zatem uran zubożony o zawartości U-235 na poziomie 0,3%.*

Analizując dane zawarte w powyższej tabeli można zauważyć że:

- całkowita zawartość plutonu w paliwie prawie się nie zmienia w wyniku wypalenia.
- efekt powielania następuje zasadniczo w płaszczu.
- zawartość rozszczepialnych nieparzystych izotopów plutonu w świeżym i wypalonym paliwie jest prawie taka sama (wypalaniu plutonu towarzyszy jego produkcja).
- względna zawartość tych izotopów w wyładowanym wypalonym paliwie jest znacznie niższa niż w przypadku płaszcza powielającego (główną przyczyną tego jest skład izotopowy plutonu w świeżym paliwie, typowy dla plutonu pochodzącego z przerobu wypalonego paliwa z reaktorów lekkowodnych).
- bardzo wysoki jest udział izotopów rozszczepialnych plutonu powstających w płaszczu; jest to pluton o jakości militarnej („*weapons grade plutonium*”), nadający się do ładunków wybuchowych.
- stosunkowo wysoka jest zawartość produktów rozszczepienia w wypalonym paliwie (w porównaniu do reaktorów lekkowodnych około 2,5 razy większa), co da się uzasadnić odpowiednio wyższym stopniem wypalenia paliwa.
- w płaszczu powstaje około dziesięciokrotnie mniej produktów rozszczepienia niż w rdzeniu reaktora.

Reaktory prędkie pozwalają na osiągnięcie dużych głębokości wypalenia dochodzących do 100 GWd/t, a nawet więcej (dla porównania – w reaktorach lekkowodnych III generacji ma być osiągnięta maksymalna głębokość wypalenia 50 – 60 GWd/t). Jest to możliwe dzięki wyższemu względnemu udziałowi izotopów rozszczepialnych w paliwie w porównaniu do paliwa reaktorów lekkowodnych, a także temu, że produkty rozszczepienia nie pochłaniają neutronów w takim stopniu, jak w reaktorach termicznych. Trudności materiałowe, które mogłyby ograniczyć głębokość wypalenia, nie występują ponieważ austenityczna stal nierdzewna stosowana na pręty paliwowe doskonale wytrzymuje takie wypalenia.



## Cykl paliwowy reaktorów prędkich powielających

Z punktu widzenia powielania materiału rozszczepialnego zastosowanie reaktorów powielających ma sens jedynie w powiązaniu z przerobem pochodzących z tych reaktorów - wypalonego paliwa oraz materiału zawartego w płaszczu reaktora. Cykl eksploatacji reaktora składa się z następujących po sobie okresów pracy oraz wyłączenia reaktora, w czasie którego następuje całkowita wymiana co najmniej zawartości rdzenia oraz niezbędne zabiegi konserwacyjne. W przypadku reaktorów prędkich na paliwo MOX, a takie rozwiązania są dotychczas dominujące (patrz dalej tabela 4), technologia przerobu pochodzącego z nich wypalonego paliwa i materiału płaszczu oraz recykling plutonu są w pełni opanowane. Aby jednak było to opłacalne ekonomicznie jeden zakład przerobu powinien mieć względnie dużą roczną przepustowość, a więc obsługiwać pewną liczbę reaktorów prędkich, bowiem specyfika cyklu paliwowego tych reaktorów decyduje o tym, że na koszt wytwarzanej z ich udziałem energii elektrycznej prawie nie wpływają koszty uranu, natomiast znaczny wpływ mają koszty przerobu wypalonego paliwa i wytwarzania świeżego paliwa zawierającego pluton. Z tego powodu stopniowe wprowadzanie reaktorów prędkich na paliwo MOX w jakimś kraju na zasadach czysto ekonomicznych będzie przez dłuższy czas wymagało korzystania z usług przerobu dużego zakładu zlokalizowanego poza tym krajem. Pojawia się zatem kwestia regionalizacji (a nawet globalizacji) cyklu paliwowego takich reaktorów, a wraz z nią – odpowiedniego zabezpieczenia transgranicznych przewozów wypalonego paliwa a zwłaszcza odzyskanego z niego plutonu. Nie będzie to dotyczyło reaktorów prędkich powielających pracujących na paliwie metalicznym, którym poświęca się nieco uwagi w dalszej części artykułu.

Teoretycznie do uruchomienia i dalszej eksploatacji reaktora powielającego na neutronach prędkich, przy założeniu że jego rdzeń oraz płaszcz po zakończeniu cyklu pracy zostaną przerobione, a pozyskany tą drogą pluton zostanie użyty do wytworzenia świeżego paliwa, potrzeba paliwa ze źródła zewnętrznego tylko do załadunku dwóch kolejnych rdzeni. W dalszym okresie niezbędne jest dostarczanie z zewnątrz jedynie materiału paliworodnego. Taka kalkulacja uświadamia jaka ma być minimalna ilość plutonu, którą trzeba zapewnić w drodze przerobu wypalonego paliwa z reaktorów lekkowodnych by wystartować z programem reaktorów prędkich.

## Reaktory prędkie jako narzędzie do ograniczenia problemu odpadów wysokoaktywnych

Zasadniczym źródłem odpadów wysokoaktywnych w energetyce jądrowej opartej na reaktorach na neutronach termicznych, np. na reaktorach lekkowodnych, jest wypalone paliwo jądrowe. W krajach nie decydujących się na przerób wypalonego paliwa, tj. zezwalających jedynie na otwarty cykl paliwowy, wypalone paliwo jest traktowane jako odpady wysokoaktywne, które we właściwym czasie zostaną skierowane do składowiska w głębokich strukturach geologicznych. Tam, gdzie stosuje się zamknięty cykl paliwowy polegający na przerobie wypalonego paliwa i recyklingu odzyskanego z niego plutonu, poprzez wykorzystanie go w świeżym paliwie uranowo plutonowym typu MOX, na odpady wysokoaktywne składają się produkty rozszczepienia i pomniejsze aktywnowce (pozostałe po wydzieleniu z wypalonego paliwa plutonu i uranu). Ich objętość wynosi około 20% objętości wypalonego paliwa. Odpady te, choć praktycznie nie ma w nich plutonu, są jednak nadal długożyciowe.

Wykorzystanie wypalonego paliwa z reaktorów lekkowodnych jako źródła plutonu niezbędnego do uruchomienia reaktorów prędkich powielających IV generacji, może jednocześnie ograniczyć skalę problemu pochodzących z tego paliwa odpadów wysokoaktywnych. Będzie to możliwe do osiągnięcia przy zastosowaniu nowszych technologii przerobu wypalonego paliwa pozwalających na wydzielenie, oprócz plutonu i uranu, także niektórych długożyciowych radioizotopów, które również można włączyć do mieszaniny izotopów składających się na paliwo reaktorów prędkich. W reaktorach prędkich można bowiem poddawać te radioizotopy wypalaniu (rozszczepleniom) lub transmutacjom. Można przez to osiągnąć nie tylko zmniejszenie skali problemu długożyciowych odpadów wysokoaktywnych pochodzących z cyklu paliwowego

reaktorów lekkowodnych, ale także uzyskać dodatkową energię przyczyniając się do maksymalnego wykorzystania paliwa jądrowego.

Już w 1992 r. wskazano we Francji na celowość zbadania możliwości redukcji pomniejszych aktywności w drodze ich wypalania przez rozszczepienie („Raport Curien”). W 1996 stwierdzono przydatność do tego celu, a także do transmutacji niektórych produktów rozszczepienia, reaktora SuperPhénix („La Commission Castaing”). Jakkolwiek decyzje polityczne rządu francuskiego ze stycznia 1998 r. doprowadziły do definitywnego unieruchomienia tego reaktora to odpowiednie badania prowadzone są na reaktorze Phénix. Pod koniec lat 90-tych ub. wieku zorganizowana została także współpraca międzynarodowa w tej tematyce, mianowicie francuski Komisarjat Energii Jądrowej, w porozumieniu z odpowiednimi organami w Niemczech, Zjednoczonym Królestwie WB, Japonii i Szwajcarii, uruchomił program badawczy CAPRA (fr. Consommation Accrue du Plutonium dans les Rapides) celem zbadania możliwości specjalnej konstrukcji reaktora prędkiego przeznaczonego do spalania plutonu i innych aktywności o długim okresie półrozpadu. Jak widać, perspektywy redukcji pomniejszych aktywności z wykorzystaniem reaktora prędkiego uznano za realne. Możliwy do uzyskania efekt ilustruje tabela 3 ukazująca skrócenie okresu aktywności długożyciowych odpadów wysokoaktywnych pochodzących z reaktora lekkowodnego w przypadku tradycyjnego przerobu wypalonego paliwa oraz odpowiedniego wykorzystania reaktora prędkiego w porównaniu do otwartego cyklu paliwowego.

Okres spadku aktywności	Zastosowane środki
200 000 lat	Otwarty cykl paliwowy
10 000 lat	Przerób wypalonego paliwa LWR z recyklingiem plutonu
< 500 lat	Przerób wypalonego paliwa LWR z wypaleniem plutonu i pomniejszych aktywności w reaktorze prędkim

*Tabela 3. Okres spadku aktywności promieniotwórczej odpadów powstałych w wypalonym paliwie jądrowym reaktora lekkowodnego do poziomu aktywności rudy uranowej.*

### Zalety i wady reaktorów prędkich powielających

Do zalet tych reaktorów należą: prawie całkowite wykorzystanie uranu, w tym uranu zubożonego stanowiącego odpad w cyklu paliwowym reaktorów lekkowodnych, wytwarzanie materiału rozszczepialnego na podtrzymanie własnego działania oraz wytworzenie w całym okresie eksploatacji jego nadwyżki umożliwiającej uruchomienie co najmniej jednego kolejnego reaktora tego typu, rozszczepianie jąder wszystkich aktywności zawartych w paliwie, lepsza ekonomia neutronów dzięki mniejszemu stosunkowi pochłaniania neutronów do wychwytu rozszczepieniowego w porównaniu do reaktorów termicznych, wytwarzanie mniejszych ilości pomniejszych aktywności niż w reaktorach termicznych, możliwość ograniczenia okresu poniżej 500 lat problemu odpadów wysokoaktywnych, pochodzących także z reaktorów LWR.

Z punktu widzenia bezpieczeństwa eksploatacji i personelu zaletą jest to, że chłodziwo w reaktorze nie jest pod ciśnieniem oraz brak uwolnień substancji promieniotwórczych w normalnych warunkach eksploatacyjnych. Narażenie personelu jest znacznie niższe niż w przypadku reaktorów lekkowodnych.

Z punktu widzenia systemu elektroenergetycznego zaletami tych reaktorów są: możliwa praca na różnych poziomach mocy ze względu na brak efektu zatrującego powodowanego produktami rozszczepienia - ksenonem i samarem, który w przypadku reaktorów lekkowodnych uniemożliwia dostosowanie mocy reaktora do zapotrzebowania sieci energetycznej, oraz znacznie wyższa sprawność termiczna – ponad 40% - dzięki wysokim temperaturom chłodziwa na wyjściu z reaktora. Pośród wad trzeba wymienić: użycie sodu łatwo reagującego z wodą (dla zapewnienia bezpieczeństwa każda wolna przestrzeń nad powierzchnią sodu musi być wypełniona argonem), także jego aktywacja (powstaje krótkożyciowy beta-aktywny izotop Na-24) będąca jednym z powodów stosowania dwóch układów sodowych chłodzenia (aktywnego i nieaktyw-

nego), operacje na reaktorze bez kontroli wzrokowej i przy trudnym dostępie, z tych powodów zapewnienie bezpieczeństwa trudniejsze a zatem bardziej kosztowne, co przyczynia się do wyższych finalnych kosztów inwestycji. W przypadku reaktorów na paliwo MOX może być potrzebny cykl paliwowy z przerobem wypalonego paliwa w skali międzynarodowej. Budowa reaktorów prędkich powielających w krajach niebędących mocarstwami jądrowymi w rozumieniu Układu o nierozprzestrzaniu broni jądrowej może stwarzać ryzyko proliferacyjne, ale jest to brane pod uwagę w pracach nad IV generacją reaktorów w celu zmniejszenia tego problemu.

### Historia reaktorów prędkich i nagromadzone doświadczenie

Technologia reaktorów prędkich chłodzonych ciekłym metalem (zwłaszcza sodem) jest od dawna opanowana w pełnowymiarowej skali przemysłowej. Koncepcję ich podał już Enrico Fermi w 1945 roku. Były one uruchamiane począwszy od roku 1951 (eksperymentalny EBR 1 o mocy 1,4 MWt, USA) do 1986 (SuperPhénix, 1200 MWe, Francja). Budowano je w 8 krajach (Francja, Indie, Japonia, Niemcy, Włochy, USA, Zjednoczone Królestwo WB i ZSRR/Rosja). W sumie eksploatowano 18 reaktorów, od eksperymentalnych po energetyczne dużych mocy, nagromadzając 403 reaktoro-lat doświadczenia (2009 r.). Ilustruje to tabela 4.

DANE DOTYCHCZAS EKSPLOATOWANYCH ORAZ BUDOWANYCH REAKTORÓW PRĘDKICH						
Reaktor (kraj)	Moc cieplna/ elektr. (MW)	Paliwo	Chłodziwo	Rok uzyskania krytyczności	Rok wycofania z eksploatacji	Liczba lat eksploatacji
EBR-I (USA)	1,4/0,2	metal	Na	1951	1963	12
BR-5/BR-10 (Rosja)	8/-	PuO <sub>2</sub> UC	Na	1958	2002	44
DFR (UK)	60/14	UO <sub>2</sub>	Na-K	1959	1977	18
EBR-II (USA)	62,5/20	metal	Na	1961	1994	33
EFFBR (USA)	200/61	metal		1963	1972	9
Rapsodie (Francja)	40/-	MOX	Na	1967	1983	16
BOR-60 (Rosja)	55/12	metal	Na	1968		41
SEFOR (USA)	20/-	MOX	Na	1969	1972	3
BN-350 (Kazachstan)	750/150*	MOX	Na	1972	1999	27
Phénix (Francja)	563/250	MOX	Na	1973	2009 (2012)	36
PFR (UK)	650/250	MOX	Na	1974	1994	20
JOYO (Japonia)	140/-	MOX	Na	1977		32
KNK-II (Niemcy)	58/21	MOX	Na	1977	1991	14
FFTF (USA)	400/-	metal	Na	1980	1994	13
BN-600 (Rosja)	1470/600	MOX	Na	1980		29
Super Phénix (Francja)	3000/1200	MOX	Na	1985	1997	12
FBTR (Indie)	40/15	Pu-U węglík	Na	1985		23
MONJU (Japonia)	714/280	MOX	Na	1994		15
CEFR (Chiny)	65/20	MOX,HEU		2010		
BN-800 (Rosja)	2100/800					
PFBR (Indie)	1250/500					
Łącznie wszystkie reaktory						403

Tabela 4. Historia eksploatacji reaktorów prędkich. Wymieniono zarówno reaktory eksperymentalne jak i energetyczne wg stanu na koniec 2009 r.

Tabela 4 wskazuje na intensywne działania w kierunku opanowania technologii reaktorów prędkich w USA, Rosji (wcześniej ZSRR obejmującym oprócz Rosji także Kazachstan), Zjednoczonego Królestwa WB, Francji, Japonii, Niemiec i Indii trwające do połowy lat osiemdziesiątych ubiegłego wieku. HEU oznacza uran wysoko wzbogacony (powyżej 20% U-235).

W dalszym okresie zainteresowanie kilku krajów tą technologią spadło, na co złożyło się kilka przyczyn. Przede wszystkim spadło zainteresowanie energetyką jądrową niezależnie od rodzaju reaktorów i w tej sytuacji wydawało się, że uranu wystarczy na bardzo długo a jego ceny będą na tyle niskie, że powielanie materiałów rozszczepialnych będzie długo nieopłacalne. Wycofanie z eksploatacji niektórych pracujących reaktorów prędkich, rezygnacja z nowych projektów i zamknięcia niedokończonej budowy, podyktowane wyłącznie względami politycznymi, było tym łatwiejsze. W USA miało to charakter szczególny, gdy w 1994 roku decyzją Sekretarza Stanu ds. Energii zamknięto dwa reaktory prędkie (EBR II i FFTF, wycofano się z projektu CRBR w Clinch River i zaprzestano budowy IFR, którego koncepcja ma obecnie szansę zostać zrealizowaną w ramach Reaktorów Generacji IV (patrz dalej). Przełom XX i XXI wieku przyniósł istotne zmiany w postrzeganiu problemu bezpieczeństwa energetycznego oraz energetyki jądrowej jako jego istotnego elementu w warunkach rosnącego zapotrzebowania na energię i jednocześnie postępujących zmian klimatycznych, co miało także wpływ na wzrost zainteresowania reaktorami prędkimi. Już w 1998 roku w wydanym przez Komisję Europejską dokumencie „Energia Jądrowa w Europie i na Świecie” stwierdza się: „W przypadku krajów pozbawionych źródeł energii zasadniczą sprawą może być traktowanie opcji reaktorów prędkich jako otwartej poprzez kontynuowanie prac rozwojowych dotyczących tych reaktorów. Państwa Członkowskie mają nagromadzone zapasy uranu zubożonego powstałe w wyniku wzbogacania uranu naturalnego. Gdyby je wykorzystał w połączeniu z plutonem pozyskanym w drodze przerobu wypalonego paliwa z reaktorów działających w UE wówczas ten zubożony uran – teoretycznie, bez konieczności jakiegokolwiek przełomu technologicznego – mógłby dostarczyć dość energii by zaspokoić zapotrzebowanie na energię elektryczną europejskich odbiorców przez kilka stuleci.”

Do czołówki krajów, które nagromadziły znaczne doświadczenie w budowie i eksploatacji reaktorów prędkich energetycznych należą obecnie Francja i Rosja. Dotychczasowa eksploatacja reaktorów prędkich, zarówno doświadczalnych jak i energetycznych, przyczyniła się do nagromadzenia ogromnego doświadczenia, zarówno jeśli chodzi o sprawdzenie rozwiązań technologicznych jak i w zakresie postępowania w sytuacjach awaryjnych dotyczących układu sodowego. Przykładem mogą służyć doświadczenia francuskie z eksploatacji reaktora Phenix (1973 – 2009). W tym czasie sprawdzono m.in. technologie zamkniętego cyklu paliwowego reaktora prędkiego wymagające przerobu wypalonego paliwa o dużej głębokości wypalenia, oraz zabezpieczenia odpadów wysokoaktywnych przez ich zeszkliwanie. Pluton odzyskany w drodze przerobu wypalonego paliwa był kierowany z powrotem do reaktora w świeżym paliwie. Osiągnięto współczynnik powielania reaktora wynoszący 1,16. Reaktor ten przestał działać w 2009 r. jako energetyczny reaktor powielający, ale jeszcze do 2012 r. ma być eksploatowany jako obiekt eksperymentalny do badania wypalania i transmutacji niektórych powstających w wypalonym paliwie długożyciowych radioizotopów o wysokiej aktywności, głównie pomniejszych aktywności.

Jako przykład eksploatowanego energetycznego reaktora prędkiego o znacznej mocy może służyć francuski reaktor SuperPhénix o mocy termicznej 3000 MW i elektrycznej 1200 MWe, wybudowany w Creys Malville (Fot. 1), który był eksploatowany w latach 1985 – 1997.



*Fot.1 Widok reaktora prędkiego SuperPhénix we Francji (źródło: Albin Michel Framatome du bureau d'ingénierie nucléaire au groupe international)*

Reaktor miał konstrukcję basenową, z czterema pętłami pierwotnego układu chłodzenia i ośmioma wymiennikami ciepła sód-sód umieszczonymi w basenie. Wtórny sodowy układ chłodzenia dostarczał ciepło do ośmiu wytwornic pary. Stosowano paliwo tlenkowe uranowo-plutonowe (MOX) w postaci spiekanych pastylek o zawartości wagowej plutonu od 15 do 18%. Pastylki były umieszczone w rurkach ze stali nierdzewnej o długości 2,7 m i średnicy 8,5 mm tworzących po ich zamknięciu pręty montowane w heksagonalnych zestawach paliwowych o „średnicy” 0,178 m. Środkową część prętów paliwowych na długości 1 m zajmował MOX, który od góry i od dołu graniczył z zubożonym uranem w postaci UO<sub>2</sub> zajmującym z każdej strony po 30 cm, tworzącym górny i dolny osiowy płaszcz powielający. Średnica rdzenia reaktora zawierającego 5 ton plutonu (3,8 ton rozszczepialnych izotopów Pu-239 i Pu-241) wynosiła 3,7 m a jego objętość 10766 litrów. Maksymalna średnia gęstość mocy dla takiej objętości rdzenia wynosiła około 279 kW/litr. Okres między przeładunkami reaktora został ustalony na 320 dni. W czasie eksploatacji reaktora uzyskano w ciągu jednego roku przy współczynniku wykorzystania 75% współczynnik powielania równy 1,2, któremu odpowiada czas podwojenia około 31 lat. Osiągnięto głębokość wypalenia paliwa 70 GWd/t.

SuperPhénix, którego budowę podjęto w 1976 roku, miał największą moc ze wszystkich dotąd eksploatowanych reaktorów prędkich powielających. Niestety w ciągu 11 lat od jego uruchomienia pracował tylko 53 miesiące, większą część czasu na obniżonym poziomie mocy, 25 miesięcy nie pracował z powodu konieczności wykonania prac naprawczych w następstwie różnych niewielkich awarii oraz aż 66 miesięcy nie pracował oczekując na odpowiednie decyzje polityczne lub administracyjne wymagane do jego ponownego uruchomienia po tych awariach. Ostatecznie Rada Ministrów Republiki Francuskiej zdecydowała o zamknięciu reaktora w styczniu 1998 roku. W tym miejscu należy zauważyć, że eksploatacja tego reaktora nie była opłacalna ze względu na bardzo niskie w owym czasie ceny uranu, więc przeciwnicy energetyki jądrowej mieli ułatwione zadanie w doprowadzeniu do podjęcia na szczeblu rządowym decyzji o zamknięciu reaktora.

Obecnie (lata 2011 – 2012) reaktory na neutronach prędkich znajdują się w trakcie uruchamiania w Chinach (reaktor CEFR osiągnął krytyczność w 2010 r., pełne uruchomienie w 2011 r.), w Indiach (PFBR, uruchomienie planowane w 2012 r.), oraz w Rosji (BN-800, uruchomienie planowane w 2012 r.). Francja planuje wybudowanie prototypu reaktora ASTRID około roku 2020 a Japonia MHI-FBR do roku 2025. Korea Południowa ma we wczesnej fazie projektowania reaktor KALIMER 600 MWe. Świadczy to o docenieniu przez te państwa znaczenia reaktorów prędkich powielających w dążeniach do ograniczenia uzależnienia od uranu pierwotnego i (przy okazji) zmniejszenia problemu odpadów.

## Kierunki rozwoju reaktorów prędkich. Reaktory prędkie IV generacji

W 2001 roku został zapoczątkowany program „Reaktory IV generacji”. Jego celem jest opracowanie koncepcji systemów wykorzystania energii jądrowej, które będzie można eksploatować uzyskując z jednej strony konkurencyjne i niezawodne źródła energii, zaś z drugiej - rozwiązując w zadowalający sposób problemy zrównoważonego rozwoju, bezpieczeństwa jądrowego, niezawodności, odpadów, proliferacji, odporności na ataki terrorystyczne oraz akceptacji społecznej. Przewiduje się opracowanie sześciu technologii reaktorowych do wdrożenia około roku 2030. Trzy spośród nich dotyczą reaktorów na neutronach prędkich (dodatkowo jeden reaktor, chłodzony wodą o parametrach krytycznych, może być budowany jako reaktor prędkie lub termiczny). Reaktory prędkie IV generacji będą się różniły od dotychczasowych takich reaktorów niektórymi rozwiązaniami konstrukcyjnymi i technologicznymi pozwalającymi osiągnąć łącznie wszystkie nakreślone wyżej cele.

Do realizacji tych zamierzeń powołano do życia kierowane przez rząd USA Międzynarodowe Forum „Generation IV” (GIF). Około 80% kosztów projektu GIF ponoszą USA, Japonia i Francja. Obecnie uczestniczy w nim 13 stron. Oprócz USA i Unii Europejskiej (która przystąpiła do niego w 2003r.) są nimi Argentyna, Brazylia, Chiny, Francja, Japonia, Kanada, Korea Południowa, Republika Południowej Afryki, Rosja (dopiero od 2009 r.), Szwajcaria i Zjednoczone Królestwo WB (UK). W roku 2005 pięć państw porozumiało się w sprawie prowadzenia wspólnych badań i wymiany informacji. Są to: USA, Kanada, Francja, Japonia i Zjednoczone Królestwo. Umowa ramowa w sprawie międzynarodowej współpracy w dziedzinie badań i rozwoju systemów energii jądrowej IV generacji, której stroną jest także Unia Europejska, umożliwia udział w tym programie każdego państwa członkowskiego UE, zatem i Polski. W 2008 r. USA, Francja i Japonia podpisały oddzielne porozumienie w sprawie rozszerzenia współpracy w zakresie rozwoju technologii reaktorów prędkich chłodzonych ciekłym sodem. Głównym celem tego porozumienia jest wypracowanie strategii cykli paliwowych odpornych na proliferację oraz ograniczenia odpadów. Jednym z zakładanych rozwiązań jest tu zamknięcie cyklu paliwowego z wykorzystaniem zaawansowanej technologii przerobu wypalonego paliwa i wielokrotnego recyklingu materiałów rozszczepialnych i paliworodnych w reaktorach prędkich powielających.

Interesującą koncepcją jest typ IFR (Integral Fast Reactor) reaktora prędkiego na paliwo metaliczne, chłodzonego ciekłym sodem, którego prototyp był opracowywany w Argonne National Laboratory w USA na początku lat 1990-ych na bazie doświadczeń wcześniejszego reaktora prędkiego EBR II. Prace nad tym reaktorem, nazwanym PRISM (Power Reactor Innovative Small Module), kontynuowała firma General Electric. Reaktor ten, zdolny do wypalania pomniejszych aktynowców, został wytypowany w 2002 roku przez U.S. Department of Energy do kontynuacji w ramach GIF, która uznała go za najbardziej obiecujący z punktu widzenia postawionych celów. Jest to koncepcja reaktora modułowego o mocy 150 MWe, przy czym standardowa elektrownia mogła by być wyposażona w trzy takie moduły o mocy łącznie 1350 MWe. W reaktorze ma być stosowane stopowe paliwo metaliczne o składzie U-Pu-Zr(10%) otrzymywane metodą odlewania ciśnieniowego. Paliwo metaliczne ma zapewnić, w porównaniu z paliwem MOX, szybsze powielanie i większe bezpieczeństwo. W projekt odpowiedniego reaktora o nazwie S-PRISM zaangażowana jest firma General Electric Firma General Electric–Hitachi (GTH), która ma budować obiekt pilotowy. Niedawno (4 października 2010 r.) zostało podpisane przez USA, Francję i Japonię Wspólne Oświadczenie o Współpracy Trójstronnej w zakresie technologii IFR, co stwarza realną szansę na przyszłe wdrożenie reaktorów tego typu obok reaktorów na paliwo MOX. Literatura wymienia następujące zalety reaktora IFR: pasywne, wewnętrzne (inherent) bezpieczeństwo, praktycznie brak odpadów długozyciowych dzięki wypalaniu pomniejszych aktynowców, niski koszt i wysoka niezawodność oraz wysoka odporność na próby wykorzystania materiałów jądrowych w celach proliferacyjnych.

Odporność na próby wykorzystania materiałów jądrowych w celach proliferacyjnych wynika z tego, że projekt reaktora IFR przewiduje przerób wypalonego paliwa na miejscu praktycznie uniemożliwiając jakiegokolwiek nielegalne działania zmierzające do nielegalnego wykorzystania plutonu. W procesie przerobu następuje bowiem łączna ekstrakcja mieszaniny transuranowców (plutonu oraz pomniejszych aktynowców). Odpowiednia technologia przerobu wypalonego paliwa o nazwie pyroprocessing w połączeniu z elektrolietycznym oczyszczaniem (electrorefining) jest sprawdzona w małej skali ale wymaga jeszcze demonstracji w skali pilotowej.

Współpraca międzynarodowa dotycząca technologii jądrowych IV generacji prowadzona jest także w ramach partnerstwa GNEP (Global Nuclear Energy Partnership), obecnie o nazwie IFNEC (International Forum for Nuclear Energy Cooperation). Stanowi ona rozszerzenie programu amerykańskiego Departamentu Energetyki pt. „Inicjatywa rozwiniętego cyklu paliwowego”, rozpoczętego w 2003 r. w celu rozwinięcia i demonstracji nowoczesnych technologii przerobu wypalonego paliwa i recyklingu materiałów jądrowych. Propozycja GNEP została oficjalnie zaprezentowana podczas konferencji Generalnej MAEA w Wiedniu we wrześniu 2007 r. Przystąpiło wówczas do GNEP 16 państw (w tym Polska), które dołączyły do USA. Obecnie członkami jest 25 państw i mniej więcej tyle samo państw o statusie obserwatorów. Trzy organizacje międzynarodowe: MAEA, Forum Międzynarodowe Generacja IV i Euratom mają status stałych obserwatorów. Główne tezy zawarte w propozycji GNEP/IFNEC to umożliwienie bezpiecznej ekspansji energetyki jądrowej w USA i na świecie, wzmocnienie barier antyproliferacyjnych, umiędzynarodowienie mechanizmów dostaw i rozwinięcie technologii reaktorów na neutronach prędkich oraz technologii przerobu wypalonego paliwa uniemożliwiających uzyskanie czystego plutonu i ułatwiających rozwiązanie problemu odpadów wysokoaktywnych. Organizacja GNEP podjęła współpracę z Forum Międzynarodowym Generacja IV, oraz z Międzynarodowym Projektem Nowych Reaktorów Jądrowych i Cykli Paliwowych.

Nie mniej ważna, mimo iż wymieniam ją na końcu, jest współpraca rozwijana od kilku lat w ramach Unii Europejskiej (Euratomu): program SNE-TP (Sustainable Nuclear Energy Technology Platform) uruchomiony w końcu 2007 r., w którym uczestniczy 75 podmiotów z państw członkowskich, reprezentujących przemysł, ośrodki badawcze i organy bezpieczeństwa jądrowego. Współpraca prowadzona jest w trzech grupach roboczych, z których jedna jest poświęcona samopodtrzymywalnej (zrównoważonej, sustainable) energetyce jądrowej opartej na reaktorach prędkich z zamkniętym cyklem paliwowym. Grupa ta działa w strukturze ESNII (European Sustainable Nuclear Industrial Initiative) koncentrując się na technologiach reaktorów prędkich, z technologią reaktorów chłodzonych sodem jako priorytetową, oraz alternatywnymi – z zastosowaniem chłodzenia ołowiem oraz gazem. W technologii priorytetowej prace są prowadzone głównie we Francji, o czym już była mowa, w kierunku wybudowania prototypowego reaktora ASTRID. W technologiach alternatywnych uruchomiono projekty MYRRHA i ALFRED (chłodzenie ołowiem) oraz ALLEGRO (chłodzenie gazem) mają bardziej ograniczone cele: budowę obiektów pilotowych lub demonstrację technologii. Wszystkie te cele mają być osiągnięte w latach 20 tych.

### **Uwagi podsumowujące**

Polska wkracza na drogę energetyki jądrowej zaczynając od reaktorów lekkowodnych – rozwiązania najlepiej sprawdzonego w eksploatacji (90% na świecie) i ekonomicznie konkurencyjnego wobec innych obecnie wykorzystywanych systemów wytwarzania energii elektrycznej. Reaktory lekkowodne będą z pewnością odgrywały główną rolę w energetyce jądrowej do końca obecnego stulecia. Można mieć wątpliwości czy będą jeszcze budowane w II połowie tego wieku, przede wszystkim ze względu na to, że wykorzystują uran tylko w 0,4 – 0,5%, co przy możliwym spadku jego podaży na rynku będzie uzasadniać budowę reaktorów powielających. Nikt nie jest jednak obecnie w stanie przewidzieć kiedy dostawy uranu zaczną się kurczyć lub jego cena osiągnie nieopłacalny pułap. Rozwijana w ostatnich latach współpraca międzynarodowa w zakresie opracowania nowych konstrukcji reaktorów prędkich powielających IV gene-

racji, o czym była mowa w końcowej części artykułu, stanowi właściwe podejście do sprawy przyszłości energetyki jądrowej i energetyki w ogóle, bowiem na możliwość pojawienia się problemów z paliwem dobrze jest być przygotowanym wcześniej. Wdrożenie tych reaktorów nie tylko zwiększy wykorzystanie wydobywanego uranu, zapewniając na tysiące lat dostępność energii pochodzącej z procesu rozszczepienia jąder metali ciężkich, ale także przyczyni się do zmniejszenia problemu odpadów z lekkowodnego cyklu paliwowego przy ograniczeniu ilości i długowieczności odpadów z własnego cyklu paliwowego.

W przypadku Polski, kraju dopiero teraz angażującego się w budowę energetyki jądrowej, należy liczyć się z perspektywą jej późniejszej rozbudowy w oparciu o reaktory prędkie powielające. Może to jednak nastąpić dopiero po upływie czasu niezbędnego do wytworzenia w reaktorach lekkowodnych odpowiedniej ilości plutonu, który po odzyskaniu w procesie przerobu pochodzącego z nich wypalonego paliwa będzie mógł zapewnić rozruch reaktorów prędkich. Im większa będzie moc zainstalowana w reaktorach lekkowodnych tym wcześniej można będzie osiągnąć pełną niezależność od dostaw uranu pierwotnego, oczywiście pod warunkiem, że reaktory prędkie powielające IV generacji zostaną uprzednio sprawdzone w eksploatacji a rachunek ekonomiczny potwierdzi opłacalność takich inwestycji.

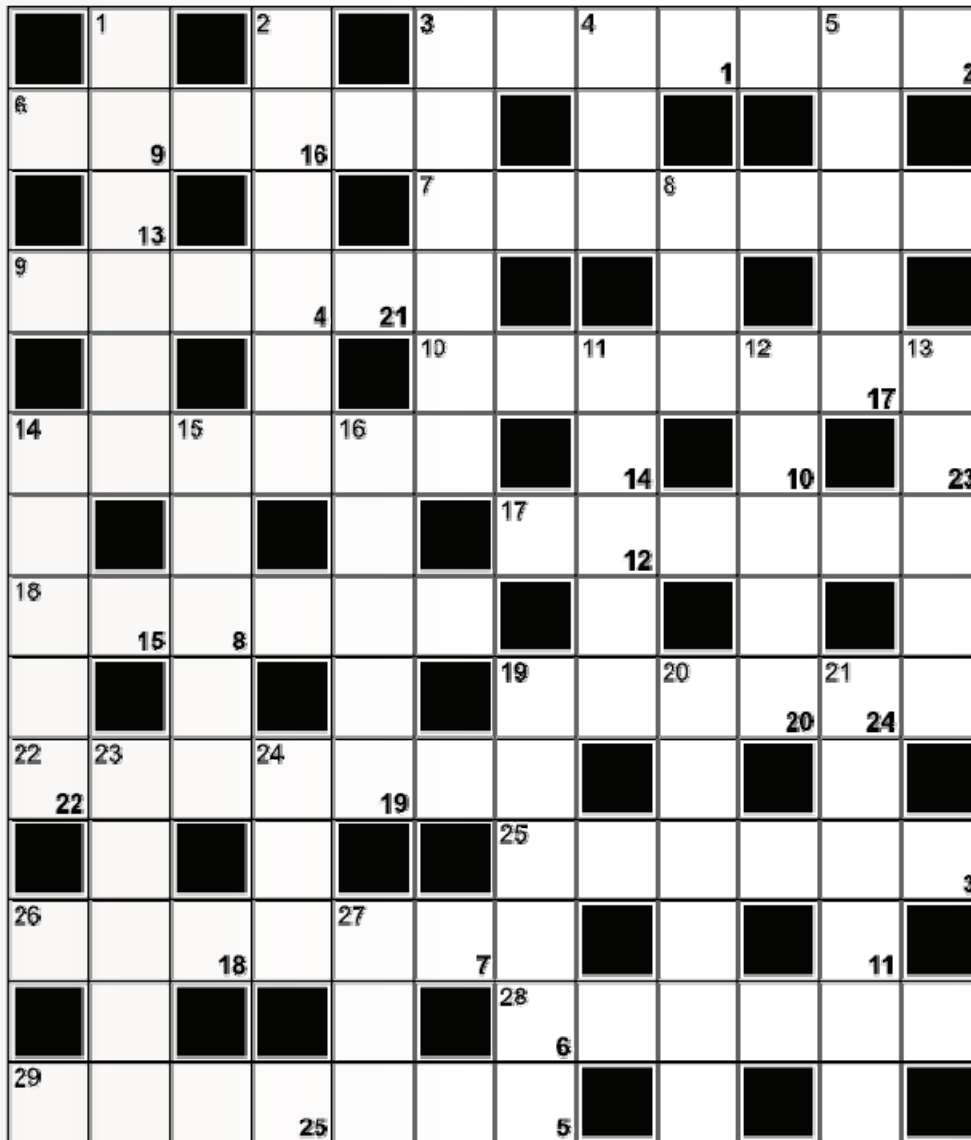
### Literatura

1. Jacek Kaniewski. *Wypalone paliwo jądrowe: groźne odpady czy cenny surowiec energetyczny?* Kwartalnik internetowy Ekoatom Nr 1, 2011 r. <http://www.ekoatom.com.pl>
2. Jacek Kaniewski. *Co robić z wypalonym paliwem z polskich elektrowni jądrowych?* Kwartalnik internetowy Ekoatom Nr 2, 2011 r. <http://www.ekoatom.com.pl>
3. Andrzej Hrynkiewicz. *Energia – wyzwanie XXI wieku*. Wydawnictwo Uniwersytetu Jagiellońskiego, Kraków 2002 r. (książka)
4. Joël Guidez (CEA, France). *Status of World Experience on Fast Breeder Reactors*. Seminar Generation IV Reactors, Politechnika Warszawska, 25 maja 2011 r.
5. Bernard Guesdon (Areva, France). *Interest of Fast Breeder Reactors*. Seminar Generation IV Reactors, Politechnika Warszawska, 25 maja 2011 r.
6. H. Nifenecker (ISN Grenoble). *SUPERPHENIX en chiffres*. 18 lutego 1998 r. <http://lpsc.in2p3.fr/gpr/sfp/superphenix.html>
7. WNA (World Nuclear Association). *Generation IV Nuclear Reactors*. <http://www.world-nuclear.org/info/inf77.html> (aktualizowane w sierpniu 2009 r.)
8. *International Framework for Nuclear Energy Cooperation (formerly Global Nuclear Energy Partnership)*. [http://www.world-nuclear.org/info/inf117\\_gnep.html](http://www.world-nuclear.org/info/inf117_gnep.html) (aktualizowane w czerwcu 2010 r.)
9. W.H. Hannum, G.E. Marsh and G.S. Stanford. *Smarter Use of Nuclear Waste*. Scientific American, December 2005.
10. European Commission, Publication DG XVII-98/024. *Nuclear Energy in Europa and World Wide*.
11. Marc Defrennes, European Commission. *Nuclear Fission Energy: A Sustainable ?? Contributor in the Low Carbon Economy. EU Energy Policy 2050 – SET Plan?/IIs – SNTP*. Prezentacja na posiedzeniu Komitetu Doradczego Agencji Dostaw Euratomu, 8 grudnia 2010 r.





# MUZEUUM MARIII SKŁODOWSKIEJ - CURIE



## POZIOMO:

- 3) Paryska uczelnia, tam Skłodowska prowadziła wykłady
- 6) Ornament na banknocie
- 7) Konkurencja sztanglisty
- 9) Sejmowy akt prawny
- 10) Wykres zjawiska
- 14) Uległość, uniżoność
- 17) Film Chaplina
- 18) Atomowa uranu to 92
- 19) Żeruje na liściach
- 22) Zapiszek
- 26) Może być alfa, beta, gamma lub protonowy
- 26) Jednostka aktywności ciała promieniotwórczego
- 28) Książeczka studenta
- 29) Specjalista, fachowiec

## PIONOWO:

- 1) Nowe ..., dzielnica Warszawy z muzeum Skłodowskiej
- 2) Staw z rzepą
- 3) Broń szermierza
- 4) Produkt rozpadu uranu
- 5) To potęgi klucz
- 8) Instrument na polowaniu
- 11) Zwrotny na przesyłce
- 12) Zaslada w ratuszu
- 13) Jarmulka
- 14) Chemiczne Po
- 15) Obóz hitlerowski
- 16) Maszyna na wzór człowieka
- 19) Duża ryba ciepłych mórz
- 20) Nudzi, narzeka
- 21) Białe krwi to leukocyt
- 23) Domena Verdlego
- 24) Mocne piwo z Anglii
- 27) Jednostka pochłoniętej dawki promieniowania jonizującego

Litery z pól ponumerowanych od 1 do 25 utworzą rozwiązanie - tytuł rozprawy doktorskiej Marii Curie-Skłodowskiej.

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25
---	---	---	---	---	---	---	---	---	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----	----



Krzyżówka z hasłem i nagrodą.

Rozwiązanie 30 listopada na

([FACEBOOK http://www.facebook.com/EkoAtomKwartalnik](http://www.facebook.com/EkoAtomKwartalnik))

Prosimy o nadesłanie rozwiązania do 30 listopada na adres redakcji

([redakcja@ekoatom.com.pl](mailto:redakcja@ekoatom.com.pl))

Za rozwiązanie jednej z krzyżówek wylosujemy kubek EKOATOM czytelnicy którzy rozwiążą 3 krzyżówki z obecnego numeru wezmą udział w losowaniu wycieczki do Świerka.



## Współczesne Technologie Energetyczne 2010

Przemysł Jądrowy we Francji  
Konferencja Naukowo-Techniczna



**Politechnika Warszawska**  
**Wydział Mechaniczny Energetyki i**  
**Lotnictwa**  
**Instytut Techniki Ciepłej**



## Uczestnicy WTE 2010

(od lewej: *Izabela Gutowska, Jan Kurowski, Malwina Gradecka, Magdalena Kowalska, Wojciech Kapica, dr inż. Karolina Błogowska*)



**Uczestnicy WTE 2010** (od lewej: *Piotr Darnowski, Piotr Furła, dr inż. Jarosław Milewski, Wojtek Karpiński, Karol Kamiński, Rafał Bernat, dr inż. Wojciech Bujalski, opiekun-przewodnik AREVA*)

**Uczestnicy WTE 2010** (od lewej: *opiekun-przewodnik AREVA-Bartłomiej Sobolewski, Kamil Wiśniewski, Michał Gatkowski, mgr inż. Tadeusz Palimka (z tyłu), Katarzyna Łabinowicz, Wiktor Popławski, Marzena Nowak, prof. dr hab. inż. Józef Portacha, mgr inż. Adam Rajewski, Mateusz Szmidt (z tyłu), Paweł Rybicki, Szymon Suchcicki*)



Partnerska współpraca francusko-polska na polu nauki i techniki w dziedzinie energetyki jądrowej objawiła się do tej pory poprzez szkolenie polskich edukatorów. Jego założeniem było przekazanie przez prekursorów francuskiego przemysłu jądrowego wieloletniego doświadczenia naukowcom specjalizującym się w różnych dziedzinach energetyki jądrowej, odpowiedzialnych także za proces dydaktyczny w naszym kraju. W listopadzie 2010 roku szansa bezpośredniego kontaktu z obiektami i zakładami z branży atomowej przypadła 20 osobowej grupie studentów wydziału Mechanicznego Energetyki i Lotnictwa Politechniki Warszawskiej, którzy wspólnie z pięcioma wykładowcami uczestniczyli w 10-dniowym wyjeździe naukowym poświęconym energetyce jądrowej we Francji.

Wspomniana objazdowa konferencja naukowa stanowiła kolejny etap cyklu corocznych podróży w ramach studiów inżynierskich Koła Naukowego Energetyków Politechniki Warszawskiej.

Ze względu na realną wizję budowy bloku jądrowego w Polsce, ogłoszony przez rząd Program rozwoju cywilnej energetyki jądrowej do 2020 roku oraz fakt utworzenia studiów II stopnia o specjalności energetyka jądrowa na Politechnice Warszawskiej, wybór miejsca docelowego zeszłorocznej konferencji wydawał się być jednoznaczny.

Program pobytu pod hasłem „Współczesne Technologie Energetyczne – Przemysł Jądrowy we Francji” umożliwił uczestnikom przekrojowe zapoznanie się z całością branży przemysłu energetycznego we Francji. W dniach od 2 do 10 listopada grupa zwiedziła następujące obiekty:

- ▶ FBFC(Franco Belge de Fabrication du Combustible), wytwórnię paliwa jądrowego; AREVA, Romans,
- ▶ chemiczne zakłady konwersji i wzbogacania paliwa Eurodif; AREVA NC Tricastin, Pierrlatte.
- ▶ ośrodek Urzędu ds. Energii Atomowej oraz plac budowy reaktora fuzyjnego ITER; CEA,Cadarache.
- ▶ zakład przemysłowy Melox (produkcja mieszanki paliwowej MOX) oraz ośrodek CEA; Marcoule,
- ▶ zakłady przemysłowe (wykuwanie dużych komponentów do elektrowni jądrowych); AREVA, Creusot Forge oraz Chalon/St-Marcel,
- ▶ zakłady recyklingu wykorzystanego paliwa jądrowego; ANDRA, La Hague,
- ▶ Europejski Reaktor Ciśnieniowy, trzeciej generacji w budowie EPR; EDF,Flamanville.

Głównym organizatorem tego pobytu była firma Areva, przy współudziale kilku innych ważnych podmiotów francuskich (EDF, CEA). PGE, Areva, EDF oraz Ambasada Francji zapewniły wsparcie finansowe dla studentów uczestniczących w tym pobycie. Swoją udział finansowy przy organizacji konferencji zaznaczyli także SSPW (Samorząd Studentów Politechniki Warszawskiej) oraz SEP (Stowarzyszenie Elektryków Polskich).

Napięty plan zwiedzania obiektów zaczęliśmy realizować po prawie dwu dniowej przeprawie autokarem z przerwą na nocleg w Niemczech we Frankfurcie nad Menem. Ze względu na chęć efektywnego wykorzystania czasu konferencji, część teoretyczna obejmująca wygłaszanie przez uczestników własnych referatów oraz zagorzałą dyskusję na ich temat, odbywała się na pokładzie naszego środka transportu w trakcie podróży między kolejnymi zakładami.

Pierwszy nocleg w kraju wykwinnych win i serów miał miejsce w Grenoble, jednym z największych francuskich centrów naukowych – liczącym około 60 000 studentów, szczególnie w dziedzinach nauk ścisłych. Mimo zmęczenia nie mogliśmy przegapić okazji ujrzenia dwóch najstojniejszych zabytków miasta, a mianowicie położonego na zboczach gór niezdożytego fortu, Bastylli oraz Église Saint-Laurent, kościoła zbudowanego przez pierwszych chrześcijan i muzeum archeologicznego. A już 2 listopada oczekiwana przez studentów wizyta w zakładzie FBFC Romans, zajmującym się produkcją pastylek uranowych, dyszy, prętów i zespołów paliwowych do reaktorów wodno-ciśnieniowych (PWRs).

Ten zakład przetwórstwa i produkcji paliwa to filia francuskiego koncernu AREVA, czołowego na rynku światowym producenta reaktorów jądrowych. Pod przewodnictwem Pana Alain Lavedrine z Transfer Technology Service mieliśmy możliwość osobiście przyjrzeć się poszczególnym etapom pracy zakładu.

Należały do nich takie działy jak przetwórstwo, dział formowania pastylek, dział konstrukcji prętów pali-

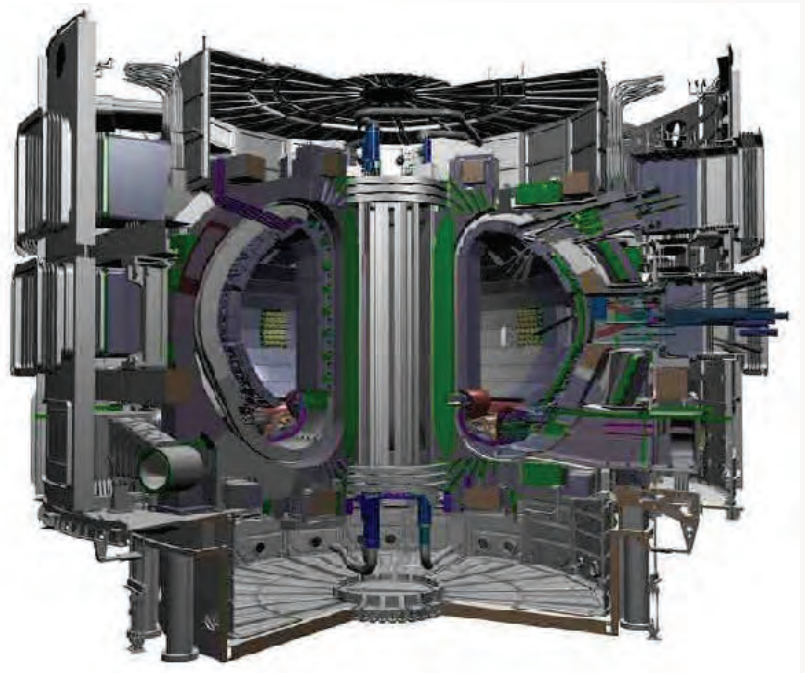


Kontrola prętów paliwowych  
([www.aveva.com](http://www.aveva.com))

wowych oraz dział montażu kaset paliwowych. Kolejne trzy noce naszą bazę stanowiło inne malownicze z bogatą historią miasteczko, Avignon. Wśród najważniejszych pomników kultury można wyróżnić Mury Obrończe XII i XIV w., pozostałość po XII-wiecznym moście nad Rodanem zwanym Pont St-Bénézet oraz Pałac Papieski. Wybrana przez Koło Energetyków lokalizacja nie była przypadkowa. W pobliżu w miejscowości Marcoule znajduje się jeden z ważniejszych francuskich ośrodków jądrowych. Już w środę odwiedziliśmy kolejny zakład AREVA, Tricastin, w którym przeprowadzany jest proces wzbogacania paliwa Eurodif. Osobiście przyglądaliśmy się jedynej instalacji wzbogacania uranu, metodą dyfuzyjną gazową znajdującą się w zakładzie Georges Besse. Natomiast obiekty Georges Besse II, w których uran wzbogacany jest metodą wirówkową w trakcie naszej wizyty nie został jeszcze w pełni oddany do użytku, zatem z wykorzystywanym w nim procesem technologicznym zapoznano nas jedynie poprzez prezentację multimedialną. Zakład Georges Besse ma roczną wydajność nominalną 10.8 milionów SWU (Separative Work Unit - jednostka określająca nakład pracy przy wzbogacaniu uranu). Od początku jego działalności (1976) wyprodukowano w nim 150 milionów SWU. Planuje się, że w 2016 roku Georges Besse II osiągnie wydajność 7.5 miliona SWU, która może być zwiększona do 11 milionów SWU, w zależności od potrzeb rynku.

**W** czwartkowe przedpołudnie przenieśliśmy się do drugiego pod względem wielkości miasta we Francji, o pokaźnej liczbie 1 516 340 mieszkańców, Marsylii. Duży ośrodek przemysłowy i handlowy oraz słynny port zaintrygował wszystkich uczestników konferencji nie tylko wspaniałą pogodą, będącą efektem lokalizacji w klimacie podzwrotnikowym śródziemnomorskim, ale także malowniczymi krajobrazami i szeregiem zabytków. Należą do nich Kościół St. Victor czy Bazylika Notre-Dame usytuowana na wzgórzu, skąd rozpościera się widok na całe miasto. Dzień zakończyliśmy w miejscu kluczowym i obecnie bardzo znaczącym dla krajów Unii Europejskiej czy takich jak: Japonia, Rosja, Stany Zjednoczone, Chiny, Korea Południowa i Indie, mianowicie na placu budowy wielkiego tokamaka. To międzynarodowy projekt badawczy ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor), którego celem jest zbadanie możliwości produkowania na wielką skalę energii przy wykorzystaniu zjawiska fuzji jądrowej, realizowany w pobliżu CEA Cadarache (Cadarache Research Centre).

**T**okamak jest pojemnikiem próżniowym o toroidalnym kształcie zawierającym w swym wnętrzu plazmę, stanowiącą mieszaninę deuteru i trytu, dwóch izotopów wodoru ogrzanych do temperatury ponad 150 milionów °C. Aby reaktor mógł działać, konieczne jest ciągle utrzymywanie plazmy ściśniętej w małej objętości. Uzyskuje się to przez używanie pałapek magnetycznych, wytwarzanych za pomocą nadprzewodzących cewek otaczających komorę oraz przez prąd prowadzony przez plazmę. Naładowana cząstka w takiej pałapce zamiast uciekać, krąży wokół linii pola. A ponieważ może poruszać się tylko równoległe do linii pola, a mają one kształt okręgów to cząstka zostaje uwięziona. Stąd wynika kształt tokamaków. Z kolei próżnia wokół plazmy występuje w celu unik-



nięcia utraty energii na podgrzewanie otoczenia oraz ochrony środowiska zewnętrznego przed silnym promieniowaniem neutronowym.

Neutrony są pozbawione ładunku, a więc wydostają się z pułapki magnetycznej, zabierając ze sobą produkowaną energię. Dla ich absorbowania za wewnętrzną osłoną tokamaka umieszczonych jest wiele modułów konstrukcyjnych, przy okazji produkujących tryt z bombardowanego neutronami litu. Moduły te oddają ciepło chłodziwu, które z kolei może napędzać turbiny (w ITER nie jest to przewidywane, gdyż jest to projekt czysto naukowy).

W przeliczeniu na masę paliwa, reakcja zachodząca w reaktorze jest mniej więcej trzykrotnie efektywniejsza niż rozszczepienie uranu-235, a miliony razy efektywniejsza niż reakcje chemiczne.



**K**olejną i jednocześnie jedną z największych atrakcji okazała się następną wizyta, w miejscowości Marcoule, gdzie mieści się ośrodek produkcji paliwa jądrowego oraz przetwórstwa odpadów nuklearnych, MELOX. Poznaliśmy tu dokładnie cały cykl produkcji mieszanego paliwa uranowo-plutonowego ( $UO_2+PuO_2$ ) MOX (Mixed OXide fuel), którego Francja jest niekwestionowanym liderem na świecie.

Pluton pochodzi głównie z przerobu wypalonego paliwa jednak w najbliższych latach wykorzystywany będzie również pluton wojskowy, pochodzący z likwidowanych arsenałów broni jądrowej.

Dotychczas istniały 3 zakłady produkujące paliwo MOX: dwa we Francji i jeden w Belgii (zamknięty w 2006). W roku 2008 światowa zdolność produkcyjna wynosiła 235 ton rocznie.

Obecnie w Europie jest ok. 40 reaktorów energetycznych przystosowanych do pracy na paliwie MOX. Również w Japonii wykorzystywany jest on na coraz większą skalę. Użyteczne nuklidy są pozyskiwane w zakładzie La Hague, które odwiedziliśmy po MELOX'ie.

Pluton-239 ma duży potencjał energetyczny. Rozszczepienie 1 grama plutonu może dać tyle energii, co spalenie 2 ton ropy naftowej. MELOX rozpoczął, więc produkcję takiego paliwa w roku 1997. Do końca roku 2008 zużył 1400 ton ciężkich metali produkując 2800 modułów paliwowych.

Paliwo MOX powstaje poprzez mieszanie dwóch tlenków materiałów rozszczepialnych w formie proszków. Następnie formuje się pastylki paliwowe i spieka uzyskując ceramiczny materiał. Po czym okrawa się je dokładnie do pożądanego rozmiaru. Po przejściu drobiazgowej kontroli, pastylki są wkładane w rurki zrobione z blachy cyrkonowej, które następnie tworzą pręty paliwowe. Ostatnim etapem jest złożenie prętów paliwowych w jeden moduł paliwowy (po przejściu każdego pręta przez helowy test szczelności). Moduły są pakowane i mogą być wysłane do klienta.

Cały proces musi przebiegać z przesadną dokładnością i ostrożnością po to, aby uniknąć skażenia persone-

lu pyłem dwutlenku plutonu. Podczas oprowadzania nas wewnątrz MOLEX'a, otrzymaliśmy dawkę równoważną promieniowania mniejszą niż gdybyśmy spędzili ten sam czas poza zakładem. Aby wyjść z zakładu musieliśmy przejść kontrolę radiologiczną przy pomocy dozymetrów obejmujących całe ciało.

Drugi etap wizyty w Macoules dotyczył reaktora powielającego Phénix o mocy cieplnej 40 MW. Niestety ze względu na obecną jego nieaktywność (wyłączony w 2009) zadowolenie musiała nam przynieść sama prezentacja dotycząca historii francuskich reaktorów powielających i szczegółów technicznych samego Phénix'a. Przygotował ją dla nas Pan Jean Lou Perrin.

Pierwszym projektem reaktora powielającego we Francji była Rapsodia w Cadarache. Ten reaktor miał moc cieplną równą 40 MW. Następny reaktor eksperymentalny stanowił właśnie Phénix, który pracował w latach 1973-2009. Trzecim z kolei Superphénix, który przedstawiał przemysłowe możliwości technologii zastosowanej w Phénix'ie, osiągający moc aż 1240 MW elektrycznych, wyłączony w 1998 roku.

Phénix był reaktorem powielającym, chłodzonym sodem, pracującym na neutronach prędkich. W porównaniu do tradycyjnych reaktorów lekkowodnych, wspomniany typ reaktora wypala paliwo jądrowe w znacznej ilości (nawet do 80%). Jest to możliwe poprzez wytwarzanie Pu239 w oddziaływaniu prędkich neutronów na jądra U238.

Obecnie jest wiele rozpoczętych bądź rozważanych projektów reaktorów powielających na świecie. Francuski projekt zwany Europejskim Szybkim Reaktorem (EFR) jest wciąż w fazie planowania. Na zakończenie dnia w Visiatome Marcoules została nam przedstawiona wystawa dotycząca natury promieniowania i jego wykorzystania.

Po długim, ale jakże pouczającym tygodniu przyszedł czas na odrobinę rozrywki turystycznej, a mianowicie wyjazd do Lionu a następnie stolicy „państwa atomu” - Paryża. Fakt długich podróży przy pokonywaniu niezliczonych kilometrów, dzielących odwiedzone obiekty znacznie zredukował nam czas wolny przeznaczony na wizytę w słynnych miastach. Zatem pobyt w Paryżu przebiegał bardzo intensywnie. Z przesyconego zabytkami, ciekawą i różnorodną architekturą oraz wieloma atrakcjami ogromnego ośrodka kulturalnego zdążyliśmy zobaczyć tylko główne takie, jak Wieża Eiffel'a, Katedra Notre Dame czy jedno z największych na świecie muzeów sztuki, Luwr. Zwiedzenie samej takiej placówki (dawnego pałacu królewskiego) wymaga co najmniej tygodnia, zatem nasza wycieczka była o charakterze bardziej pogładowym, co oczywiście nie obniża znacznie poziomu jej atrakcyjności. Noc poprzedzającą paryski maraton wybraliśmy się całą grupą na plac Charles'a de Gaulle'a by podziwiać słynny Łuk Trumfalny, a następnie na szczycie wzgórza Montmartre wspaniałą Bazylikę Sacre-Coeur.

Jeszcze w niedzielę wyruszyliśmy do kolejnego punktu na naszej mapie – Dijon, czyli powrót na południe Francji.

**A**w poniedziałek - Le Creusot Forge, kolejny obiekt którego działalność obejmuje projektowanie oraz wytwórstwo, ciężkich elementów w przemyśle jądrowym, a także tzw. mobile components do których należy pompa cyrkulacyjna, zapewniająca przepływ chłodziwa pomiędzy reaktorem a wytwornicą pary. Zakład specjalizuje się w usługach wykuwania i odlewu z przeznaczeniem ukierunkowanym na sektor energetyczny, jądrowy. Firma zapewnia wszystkie elementy w obiegu pierwotnym reaktora PWR oraz do najnowszych typów będących w stanie budowy. Wnętrza rur, zbiorników reaktorów czy pomp cyrkulacyjnych pokrywane są stalą nierdzewną czyli specjalnym stopem chromowo-niklowym. Natomiast pozostałą część zbiornika reaktora, wytwornice pary i stabilizatory ciśnienia produkowane są ze



Primary pump casings ( [www.aveva.com](http://www.aveva.com) )

stali węglowej. Oczywiście stal nierdzewną jest droższa niż węglowa, jednak o znacznie wyższej jakości.

**P**odczas naszej wizyty w zakładzie mogliśmy przyrzeć się większości etapów procesu wytwórstwa ciężkich komponentów i stanowisk pracy. Stalownia, odlewnia, potem kolejno z szlifowanie, spawanie i obróbka gdzie zakład pracuje nad precyzyjnym wykończeniem elementów.

Na koniec przeszliśmy szlakiem ścisłej kontroli, w trakcie której każdy moduł zostaje poddany zbadaniu za pomocą akceleratora liniowego oraz testu wodno-ciśnieniowego.

9 listopada nasza politechniczna grupa zwiedziła zakład przetwarzania wypalonego paliwa jądrowego w la Hague w Normandii. Stanowiło to szansę ujżenia najistotniejszych fragmentów procesu przetwarzania wypalonego paliwa jądrowego. Proces ten jest jednym z końcowych etapów cyklu paliwowego który pozwala go ostatecznie zamknąć. Po tym etapie materiał trafia do zakładów wytwarzania nowych elementów paliwowych MOX bądź zwykłych, a nieprzetworzone odpady trafiają ostatecznie na składowisko. Roczna zdolność przerobu zakładu to około 1700 t metalu ciężkiego.

Pierwszym etapem postępowania z wypalonym paliwem po jego otrzymaniu jest przechowywanie i chłodzenie w trzech potężnych basenach przechowawczych, aż do momentu gdy elementy paliwowe nadają się do dalszej obróbki. Elementy paliwowe wraz z znajdującymi się w nich prętami paliwowymi składowane w basenie są w takiej samej postaci jak w rdzeniu reaktora i dopiero po opuszczeniu basenu elementy są rozkładane, a pręty paliwowe cięte na drobne części. Następnie następuje rozpuszczanie pociętych prętów w celu ekstrakcji uranu, plutonu produktów rozszczepienia oraz fragmentów koszulek paliwowych. Produkty tego procesu są koncentrowane i przechodzą do kolejnych etapów procesu.

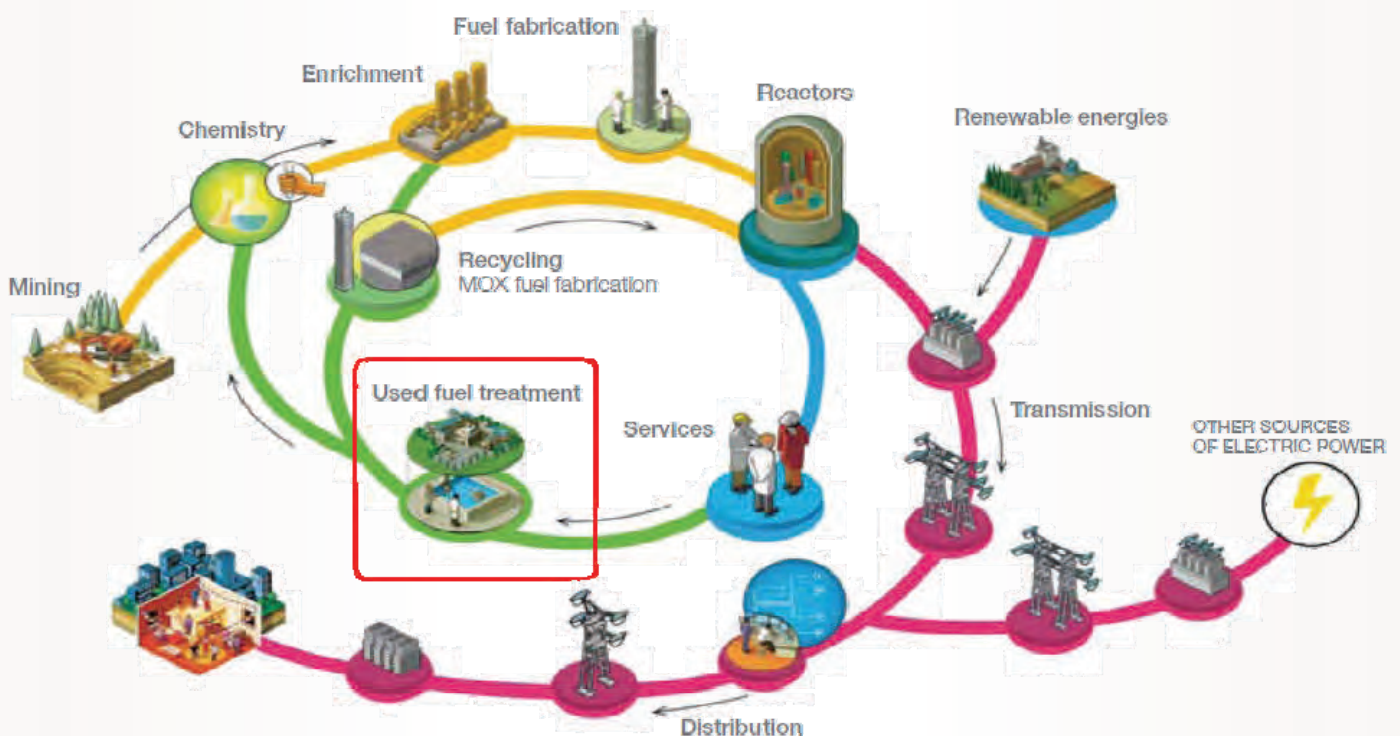
Produkty rozszczepienia i części konstrukcyjne poddawane są procesowi zeszklenia (wirtyfikacja) i trafiają do tymczasowych przechowalników zanim powrócą ostatecznie do klienta.

W tym samym czasie uran w postaci azotanu-uranylu i pluton są oczyszczane i trafiają do przechowalników tymczasowych gdzie czekają moment w którym będą mogły zostać przetworzone w zakładach wytwarzania paliwa z recyklingu (np. zakład Melox).

Nasza wizyta w zakładach la Hague obejmowała cztery etapy procesu przetwarzania paliwa. Pierwszy - stanowisko suchego wyładunku wypalonego paliwa, w którym odbywa się skrupulatna kontrola elementów paliwowych, ze względu na ich wymagany nienaruszony stan. Sprawdzone trafiają do specjalnych koszów, w których przenoszone zostają do basenów przechowalniczych. Wypalone paliwo znajduje się w basenie od trzech do pięciu lat aż do momentu gdy jego poziom radioaktywności spadnie do akceptowalnego poziomu.

Po zwiedzeniu basenu przechowalniczego – kolejny zakład, gdzie przeprowadzany jest proces wirtyfikacji, czyli zeszklenia. Poddawane są mu produkty rozszczepienia i części konstrukcyjne skąd zostaną dostarczone do klientów trafiają do tymczasowych przechowalników.

Ukresu naszej wyprawy udaliśmy się na północ Francji do Flamanville, gdzie jako jeden z czterech na świecie budowany jest reaktor III generacji EPR. Bazuje na konstrukcji reaktora typu PWR





(Pressurized Water Reactor), najczęściej eksploatowanych reaktorów na świecie. Jednak EPR ma być bardziej bezpieczny, ekologiczny oraz sprawniejszy. Został opracowany przez francuskich i niemieckich projektantów (głównie Areva, EDF oraz Siemens AG) i operatorów elektrowni w oparciu o ich 30 letnie doświadczenie w branży. Silnie wzbogacony system zabezpieczeń opiera się o:

- 4 niezależne wytwornice pary – jeden na każdą pętlę odprowadzania ciepła, wchodzącą w skład obiegu pierwotnego; wytwornice pary stanowią jednocześnie wymienniki ciepła,
- dodatkowy zbiornik(chwytnacz) i strefa chłodzenia( z obiegiem wodnym) na wypadek, gdyby stopiony rdzeń zdołał wydostać się z reaktora,



Flamanville 3 (źródło: [www.areva.com](http://www.areva.com))

- dwuwarstwowy betonowy mur, o łącznej grubości 2,6 m (1,5 + 1,1) .

Dzięki czterem wytwornicom pary dyspozycyjność bloku ma wzrosnąć z 83% do 91%, gdyż prace konserwacyjne będzie można wykonywać przy pracującym reaktorze. Prawdopodobieństwo stopienia rdzenia w reaktorze będzie dziesięciokrotnie mniejsze niż w tradycyjnym PWR ( w którym również jest znikome). Pełne zabezpieczenie przed atakami terrorystycznymi zapewni betonowa obudowa chroniąca najważniejsze urządzenia elektrowni: budynek reaktora, budynek paliwowy, sterownię i dwa z czterech budynków bezpieczeństwa. W czterech niezależnych budynkach znajdują się 4 identyczne układy bezpieczeństwa, z których każdy zapewnia pełną ochronę instalacji.

Nowy reaktor ma mieć moc 1650 MW i zużywać o 17% mniej paliwa dzięki zestawom paliwowym o lepszych parametrach i dzięki turbinom o wyższej sprawności. Ponadto ilość odpadów długożyciowych zostanie zmniejszona o 30% ( w stosunku do reaktorów o mocy 1300MW) głównie dzięki lepszemu wykorzystaniu paliwa. O taką samą ilość zostanie obniżona emisja zanieczyszczeń chemicznych i radioaktywnych (poza trytem i izotopem węgla 14C). Będzie ona taka sama jak w istniejących elektrowniach). Ochronę środowiska morskiego zapewnią zoptymalizowana koncepcja obiegu chłodzenia oraz podmorskie tunele wyprowadzające wodę podgrzaną o 12K rurociągiem zakończonym dyfuzorem na odległość 700m od brzegu, co zapewni dobre rozprzowanie wody o wyższej temperaturze. W celu ograniczenia poboru wody słodkiej zaplanowano budowę na terenie elektrowni stację odsalania wody morskiej. Turbospół składa się z turbin firmy Alstom. Każdy jednostka zawiera po jednej części WP i SP oraz 3 dwustrumieniowe części NP. Turbogenerator będzie pracował z prędkością 1500 obr/min.

Plac budowy obejrzelśmy z kilku perspektyw przemieszczając się autobusem pod okiem przewodnika. Flamanville 3 stanowił ostatni z obiektów jądrowych w Francji, który mieliśmy okazję zobaczyć, poznać i odwiedzić. Już tego samego dnia wyruszyliśmy w drogę powrotną, z dwoma przystankami w Antwerpii i Berlinie.

**L**istopadowa konferencja w dużej mierze sponsorowana była przez: Areva, EDF, Ambasada francuska, PGE Energia Jądrowa S.A., SEP czy Samorząd Studentów Politechniki Warszawskiej. Dzięki nim oraz prężnej organizacji studentów Koła Naukowego Energetyków Politechniki Warszawskiej zyskaliśmy bezcenną sposobność poszerzania wiedzy z zakresu energetyki jądrowej, zetknięcia się z rzeczywistym wykorzystywaniem zjawisk fizycznych, praw i zasad, dotychczas znanych nam tylko z literatury i wykładów oraz poznania całego cyklu pracy elektrowni jądrowej, od etapu produkcji paliwa, jego wzbogacania, wytwarzania poszczególnych elementów układu (pręty paliwowe, obudowa reaktora, wytwornice pary), aż po przetwarzanie zużytego paliwa w zakładach MELOX. Tego typu konferencje stanowią ogromną szansę rozwoju szczególnie osób kształcących się w kierunku przemysłu atomowego oraz umożliwienie im lepszych warunków wkraczania na ścieżkę zawodową w wybranej, jakże przyszłościowej dla naszego kraju dziedzinie.

**Magdalena Kowalska**

POLITECHNIKA WARSZAWSKA 



# Uczelniane Centrum Badawcze Zrównoważonych Systemów Energetycznych

English version 

Strona główna	Projekty	Badania	Pracownicy	Kontakt
<b>Energetyka jądrowa</b>	<b>Odnawialne źródła energii</b>	<b>Współczesna energetyka</b>		
<ul style="list-style-type: none"> <li>• Fizyka jądrowa</li> <li>• Elektrownie jądrowe</li> <li>• Nowe materiały dla technik jądrowych</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Energetyka wodna</li> <li>• Energetyka wiatrowa</li> <li>• Biogaz i biomasa</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Magazynowanie energii</li> <li>• Gaz łupkowy</li> <li>• Wodór</li> </ul>		

Obecnie budowane energetyczne bloki jądrowe wykorzystują technologie znane od kilku dekad, podlegające stopniowemu, ewolucyjnemu udoskonalaniu. Jednym z głównych kierunków rozwoju jest tutaj zwiększanie sprawności układu konwersji energii uzyskiwane na drodze podnoszenia parametrów termodynamicznych czynników roboczych – a zatem także parametrów pracy samego reaktora jądrowego. Stanowi to duże wyzwanie z materiałowego punktu widzenia, jako że zbiorniki ciśnieniowe reaktorów są konstrukcjami, które muszą spełniać niezwykle wyśrubowane normy. Podniesienie wytrzymałości tych zbiorników jest jednocześnie niezbędne dla umożliwienia pracy reaktora jądrowego w warunkach wyższej temperatury i ciśnienia.

Jeszcze większe wyzwania niesie ze sobą program w rozwoju reaktorów nowej generacji. Ogólne dążenie do podniesienia temperatury pracy reaktorów wymusza opracowanie nowych materiałów nie tylko dla wytworzenia głównych elementów obiegu technologicznego, takich jak np. zbiornik reaktora, ale także dla nowych rodzajów paliwa jądrowego zdolnego do pracy w podwyższonej temperaturze. Istotna jest tu np. konstrukcja koszulek elementów paliwowych, które muszą spełniać wiele różnorodnych wymogów, wśród których można wymienić:

- odporność na wysokie temperatury i ciśnienia pracy,
- odporność na szkodliwe oddziaływanie chłodziwa (np. korozję),
- odporność na skutki działania silnego promieniowania,
- minimalny wpływ na gospodarkę neutronową rdzenia,
- dobrą przewodność cieplną,
- łatwość obróbki, pozwalającą na precyzyjne wykonanie odpowiednich elementów.

Warto podkreślić, że to właśnie ograniczenia natury materiałowej w głównej mierze ograniczają parametry pracy reaktorów jądrowych – a co za tym idzie sprawność jądrowych blo-

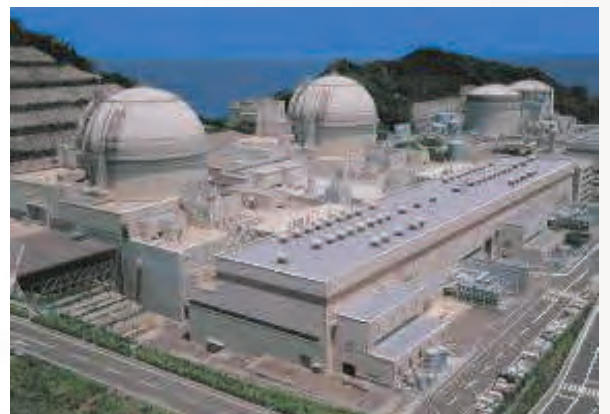
ków energetycznych. Rozwój w tej dziedzinie ma zatem pierwszorzędne znaczenie dla poprawy efektywności wykorzystania dostępnych zasobów paliwa jądrowego.

*Relacje  
Wiadomości  
Opracowania  
Tłumaczenia*

*Fachowo  
Wyczerpująco  
Obiektywnie*

*Polską  
Europą  
Świat*

[www.ekoatom.com.pl](http://www.ekoatom.com.pl)



**wnn**  
world nuclear news

LATEST NEWS: Ohi 3 completes initial stress test

# INFORMACJE O 14 MIĘDZYNARODOWYM KONGRESIE BADAŃ RADIACYJNYCH (ICRR 2011) WARSZAWA, 28.08.2011 – 1.09.2011

**Sylwester Sommer**

W dniach od 28 sierpnia do 1 września 2011 roku odbył się w Pałacu Kultury i Nauki w Warszawie 14 Międzynarodowy Kongres Badań Radiacyjnych (14th International Congress of Radiation Research (ICRR 2011)) organizowany przez Polskie Towarzystwo Badań Radiacyjnych imienia Marii Skłodowskiej-Curie pod auspicjami Polskiej Prezydencji w Unii Europejskiej i Ministerstwa Gospodarki. W ramach kongresu odbyło się coroczne spotkanie Radiation Research Society – międzynarodowej organizacji zrzeszającej naukowców zajmujących się badaniami radiacyjnymi.

Czternasty Kongres ICRR po raz pierwszy odbył się w Polsce. Nie jest to przypadek, tylko hołd oddany przez naukowców z całego świata naszej słynnej rodaczce, Marii Skłodowskiej-Curie. W roku 2011 przypada stulecie otrzymania przez nią jej drugiej Nagrody Nobla z chemii za wydzielenie i scharakteryzowanie nowych pierwiastków promieniotwórczych, radu i polonu. Rok 2011 jest obchodzony w Polsce jako Rok Marii Skłodowskiej-Curie i w całym kraju odbywają się liczne wydarzenia, spotkania, konferencje dotyczące Jej osoby. Na Kongresie ICRR w Warszawie mieliśmy przyjemność słuchać przygotowanego przez wnuczkę Marii Skłodowskiej-Curie, panią Helene Langevin-Jolliot, interesującego wykładu o jej babce. W ostatniej chwili okazało się, że pani Langevin-Jolliot nie może przyjechać; nie odebrała zatem osobiście przyznanego jej przez Polskie Towarzystwo Badań Radiacyjnych medalu imienia Marii Skłodowskiej-Curie.

Tegoroczny 14 Kongres ICRR w Warszawie zgromadził ponad 1000 naukowców z całego świata. Prawdopodobnie był to największy kongres naukowy odbywający się w tym roku w Polsce. Program naukowy Kongresu obejmował wszystkie dziedziny nauki zajmujące się współcześnie badaniami radiacyjnymi: fizykę, chemię, biologię, medycynę i ochronę radiologiczną. Jednocześnie z Kongresem odbyły się 4 sympozja satelitarne w: Krakowie, Pradze, Kijowie i Jülich (Niemcy). Spotkanie w Krakowie przebiegało pod hasłem "Science as a public duty - following the ideas and work of Maria Skłodowska-Curie". Prezentowane były tematy dotyczące trendów w diagnostyce naczyniowo-sercowej i jej wpływu na zdrowie kobiet, fizycznych i biologicznych podstaw hadronoterapii (terapii ciężkimi jonami) oraz społecznych i kulturowych wpływów na zdrowie kobiet. Sympozjum w Pradze podejmowało tematy dotyczące etycznych aspektów wpływu środowiska na zdrowie publiczne („Ethics of Environmental Health”). Sympozjum w Kijowie dotyczyło zdrowotnych i środowiskowych efektów katastrofy w Czarnobylu z perspektywy ćwierci wieku później. Natomiast w Jülich tematem przewodnim były fizyczne, komórkowe i medyczne aspekty efektu Augera (zjawisko emisji elektronów przez atom, zachodzące dzięki energii uwolnionej na skutek wypełniania luk w niskich powłokach elektronowych przez elektrony z wyższych powłok).

W Warszawie z powodu ogromnej liczby uczestników i poruszanych tematów wystąpienia ustne podzielono na 6 równoległych sesji. Odbyło się również ponad 700 prezentacji plakatowych podzielonych na 41 sesji. Nie sposób było jednocześnie uczestniczyć we wszystkich sesjach i obejrzeć wszystkie plakaty. Każdy z uczestników musiał dokonać własnego wyboru i nie będzie truizmem stwierdzenie, że każdy znalazł coś dla siebie. Przeglądając tytuły sesji ustnych i plakatowych można było stwierdzić przewagę tematów biologicznych i medycznych. Obradowano również na temat ochrony radiologicznej, biodozymetrii i chemii radiacyjnej. Poruszano tematy efektów awarii elektrowni atomowych w Czarnobylu oraz Fukushi-

mie-Daiichi oraz terroryzmu jądrowego. Osobną sesję poświęcono naukom radiacyjnym w kontekście elektrowni jądrowych.

To krótkie streszczenie pokazuje, że nauki radiacyjne to bardzo szerokie spektrum wiedzy. Wiedza ta jest często interdyscyplinarna: z pogranicza biologii, medycyny, chemii, fizyki i matematyki. Dotyka szeregu bardzo ważnych dla społeczeństwa dziedzin takich jak: diagnostyka medyczna, leczenie nowotworów, energetyka jądrowa, ochrona przed promieniowaniem, nanotechnologie. Chciałbym hasłowo zasygnalizować państwu szereg tematów podejmowanych obecnie przez radiobiologię, przedstawianych i dyskutowanych oczywiście na 14 Międzynarodowym Kongresie Badań Radiacyjnych w Warszawie. Wybór tematów będzie subiektywny i z racji mojego wykształcenia skupię się na szeroko rozumianej radiobiologii.

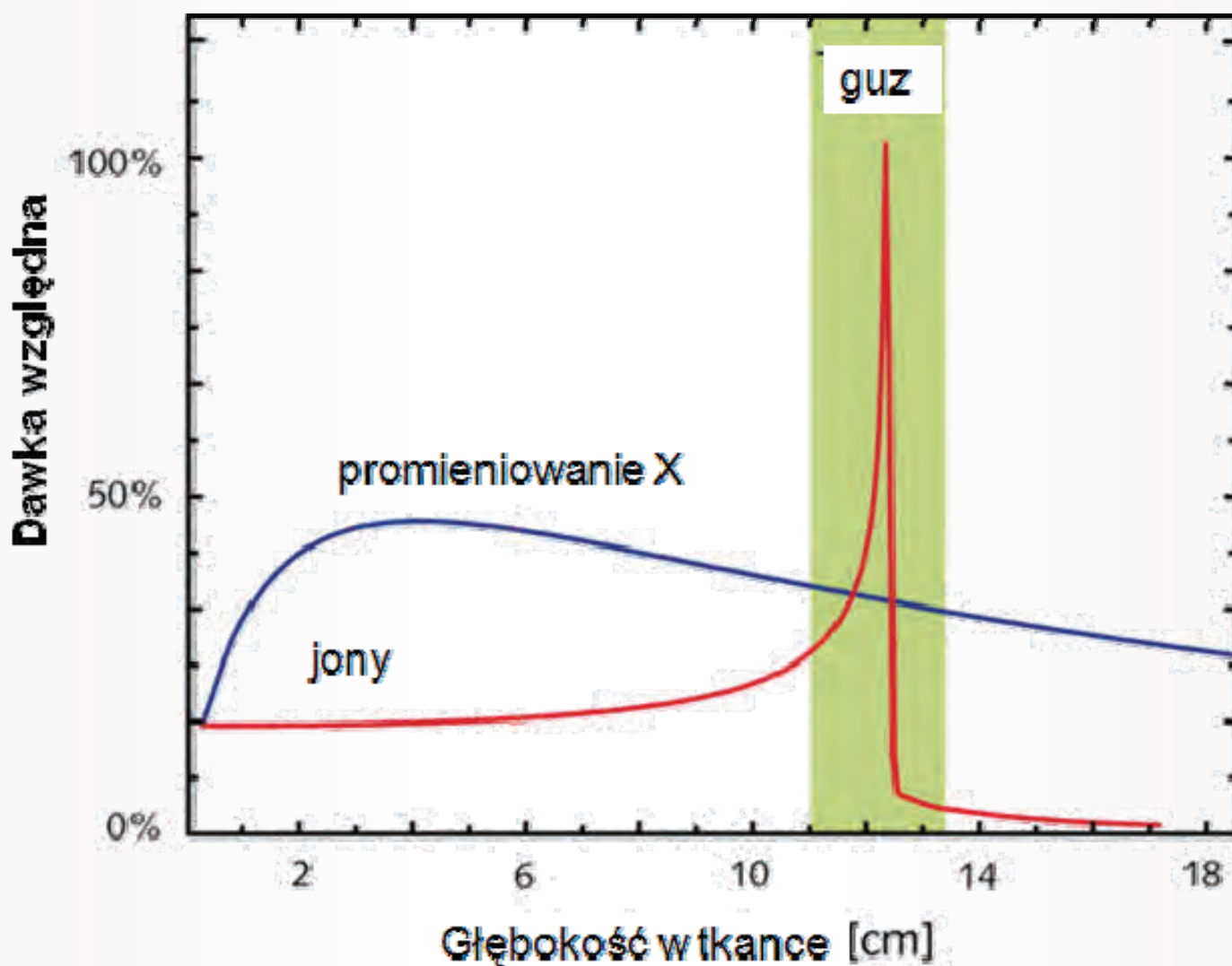
### **Promieniowanie a nowotwory**

Nie od dzisiaj wiadomo, że promieniowanie jonizujące jest jednym z czynników najefektywniej wywołującym nowotwory. Według klasycznej nomenklatury skutki działania promieniowania na poziomie organizmu dzielimy na deterministyczne i stochastyczne. Skutki deterministyczne są rezultatem umierania komórek w promieniowrażliwych narządach, takich jak szpik kostny, czy wyściółka jelita cienkiego. W szpiku kostnym giną komórki macierzyste odpowiedzialne za produkcję morfotycznych elementów krwi: erytrocytów, białych krwinek i płytek. Powoduje to ogólne osłabienie organizmu, spadek liczby limfocytów we krwi, co skutkuje obniżeniem odporności, a później pojawia się niedokrwistość i niekiedy - skaza krwotoczna. Umieranie komórek nabłonka jelita cienkiego na skutek popromiennej programowanej śmierci komórek (apoptozy) prowadzi do utraty bariery wodno-elektrolitycznej w jelitach i w konsekwencji do utraty elektrolitów, pojawienia się obrzęków i owrzodzeń, a także infekcji jelit. Skutki deterministyczne są zależne od dawki zarówno pod względem częstości jak i nasilenia objawów. Można dla nich wyznaczyć wartość progową, poniżej której nie wystąpią.

Stochastyczne skutki promieniowania zależą od dawki tylko wtedy, gdy chodzi o prawdopodobieństwo ich wystąpienia. Nasilenie objawów i przebieg choroby nie są zależne od wielkości dawki otrzymanej. Głównym i najbardziej śmiertelnościami stochastycznym skutkiem promieniowania są choroby nowotworowe. Oprócz nich wymienia się choroby serca i oczu. Charakterystyczną cechą stochastycznych skutków promieniowania jest długi dystans czasowy od napromienienia do wystąpienia objawów. Szacuje się, że popromienne białaczki pojawiają się w kilka lat od napromienienia, natomiast nowotwory lite jeszcze później. Co ciekawe, wykrywając nowotwór, na podstawie jego wyglądu i rodzaju nie można powiedzieć nic na temat przyczyn jego powstania u danej osoby. Na przykład, jeżeli ktoś całe życie palił papierosy i wykryto u niego nowotwór płuc, nie można twierdzić, że był on spowodowany paleniem, bo jego powód mógł być całkiem inny. Można natomiast stwierdzić na podstawie badań epidemiologicznych, że palenie powoduje w danej populacji powstawanie nowotworów z określonym prawdopodobieństwem.

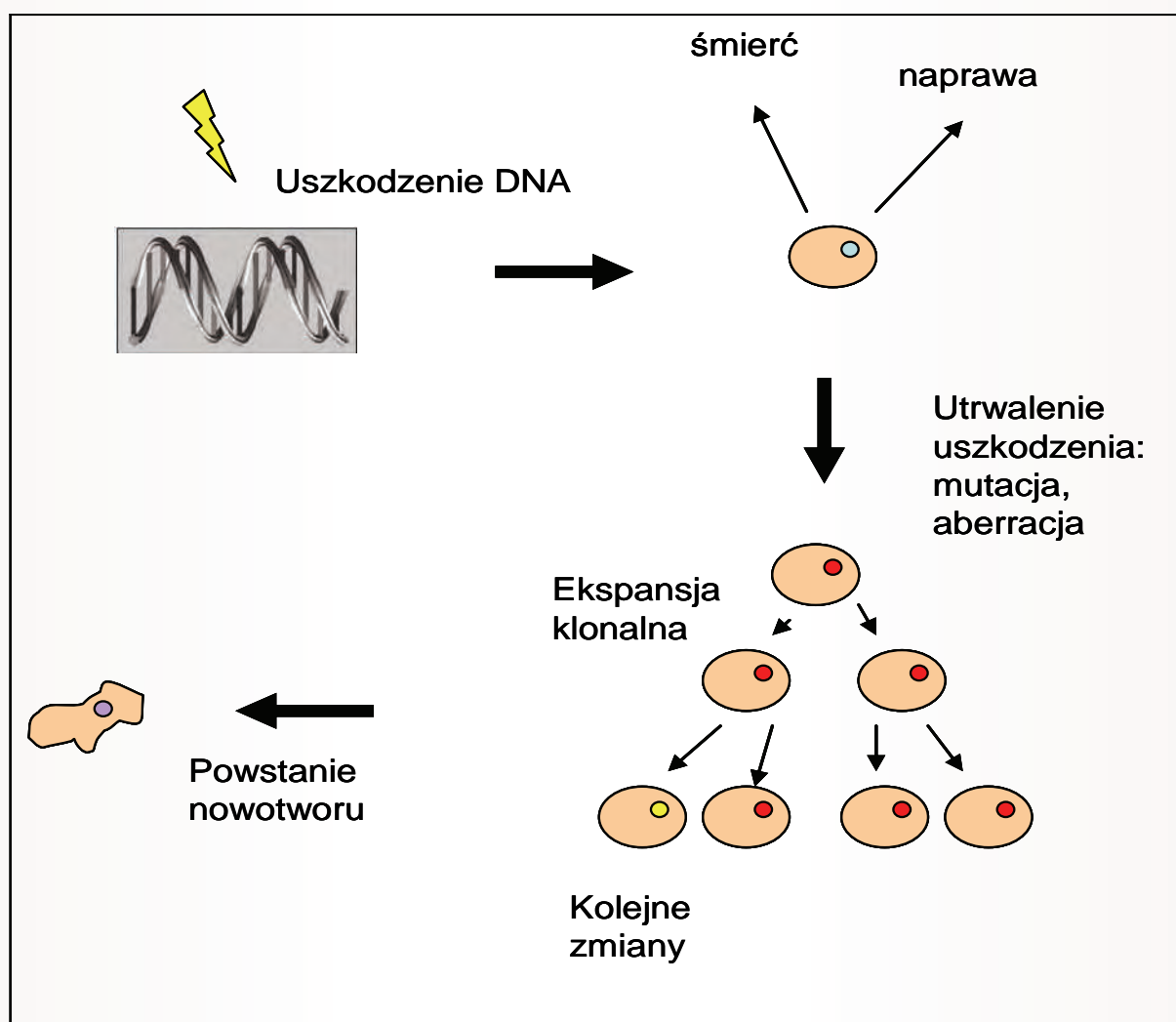
Na kongresie temat zależności pomiędzy promieniowaniem a powstawaniem nowotworów omawiany były w różnych aspektach, poczynając od znanego paradoksu, że wprawdzie promieniowanie powoduje indukację nowotworów, ale to samo promieniowanie jest w tej chwili powszechnie używane do leczenia nowotworów. W swoim wykładzie „The two two-edged swords” David Brenner z Uniwersytetu Kolumbia (Stany Zjednoczone) porównał ten paradoks do dwóch mieczy z dwoma ostrzami [1]. To samo porównanie zostało użyte do opisanego sytuacji współgrania dwóch dziedzin nauki, radiobiologii i fizyki, w zakresie charakterystyki niskich dawek promieniowania i ich wpływu na nowotworzenie oraz użycia wysokich dawek promieniowania przy terapii. Według prelegenta, fizyka coraz lepiej opisuje to, co się dzieje w naszych organizmach po niskich dawkach promieniowania, które wywołują kancerogenezę, natomiast w dziedzinie radioterapii coraz większą rolę odgrywa biologia. W leczeniu nowotworów postęp w używaniu nowych metod radioterapii w ciągu ostatnich kilkudziesięciu lat był imponujący. Zaczęło się od promieniowania gama z radu, kobaltu czy cezu, potem była era promieniowania X i super-nowoczesnych aparatów do IMRT (terapia z modulacją intensywności dawki); kolejnym etapem było napromienianie neutronami, protonami, ciężkimi jona-

mi czy mezonami. Każda z kolejnych, proponowanych form radioterapii była w istotny sposób lepsza – bardziej zabijała komórki nowotworowe, bardziej oszczędzała otaczające tkanki. Rozwijało się również planowanie terapii. Jednak w ostatnich latach wydaje się, że osiągnięto pewną granicę – schematy planowania terapii są już na tyle doskonałe, że ich dalsza znaczna poprawa nie wydaje się już możliwa, nie ma pomysłów na dokładniejsze deponowanie energii w obrębie nowotworu, niż to się dzieje przy terapii jonami (Ryc. 1). Natomiast - i to było również widać na kongresie - opracowuje się coraz więcej zindywidualizowanych terapii wykorzystujących metody i odkrycia biologii molekularnej: radiofarmaceutyki związane z nośnikami biologicznymi deponujące dawkę dokładnie w nowotworze, leki zmieniające mikrośrodowisko komórek nowotworowych, zaburzające sygnalizację procesów naprawy DNA, czy w różny sposób uwrażliwiające komórki nowotworowe na radioterapię. Nie wszyscy zgadzają się z tezą o stopniowym przesunięciu środka ciężkości w onkologii z fizyki na biologię i na ten temat odbyła się debata pomiędzy profesorem Maciejewskim, wieloletnim dyrektorem Centrum Onkologii w Gliwicach, a profesorem Bentzenem z Uniwersytetu Wisconsin [2].

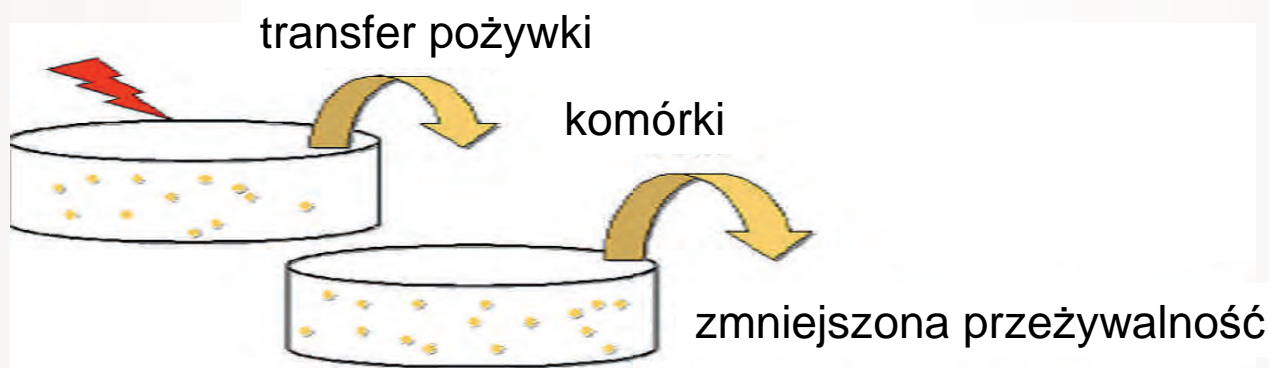


Ryc. 1. Rozkład dawki promieniowania w tkance. Napromienienie jonami pozwala zdeponować „większość” dawki na niewielkim obszarze w obrębie guza, nie uszkadzając otaczających tkanek. Takiego efektu nie uzyska się, stosując promieniowanie X czy gamma.

W ostatnich latach radiobiolodzy coraz więcej uwagi poświęcali tzw. niecelowanym efektom działania promieniowania jonizującego (non-targeted effects of ionising radiation). Na kongresie w Warszawie grupa badaczy biorąca udział w projekcie NOTE (NON-Targeted Effects of ionising radiation - finansowanym przez UE) zaproponowała zmianę klasycznego paradygmatu radiobiologii, przyjmującego, że głównym „celem” („tarczą”) działania promieniowania w komórkach jest DNA i tam powstają uszkodzenia, które manifestują się w ciągu jednej lub dwóch generacji komórek i mogą prowadzić do powstania nowotworu [3] (ryc. 2). Uważają oni, że takie założenie nie tłumaczy wszystkich efektów działania promieniowania, a w szczególności procesu powstawania popromiennych nowotworów i należałoby również uwzględnić ważne, szczególnie przy małych dawkach „niecelowane” („non-targeted”) efekty, takie jak efekt sąsiedztwa (widza), niestabilność genetyczną, odpowiedź adaptacyjna oraz nadwrażliwość na małe dawki promieniowania. Najbardziej rozpoznawalnym z „niecelowanych” efektów promieniowania jest efekt sąsiedztwa (widza – bystander effect). W skrócie polega on na tym, że komórki bezpośrednio uszkodzone przez promieniowanie „komunikują” się z nieuszkodzonymi komórkami w ich sąsiedztwie i część z tych komórek również zostaje uszkodzona (ryc. 3). Są liczne doniesienia o obserwacji tego efektu in vivo czyli w żywych organizmach (ryc. 4).

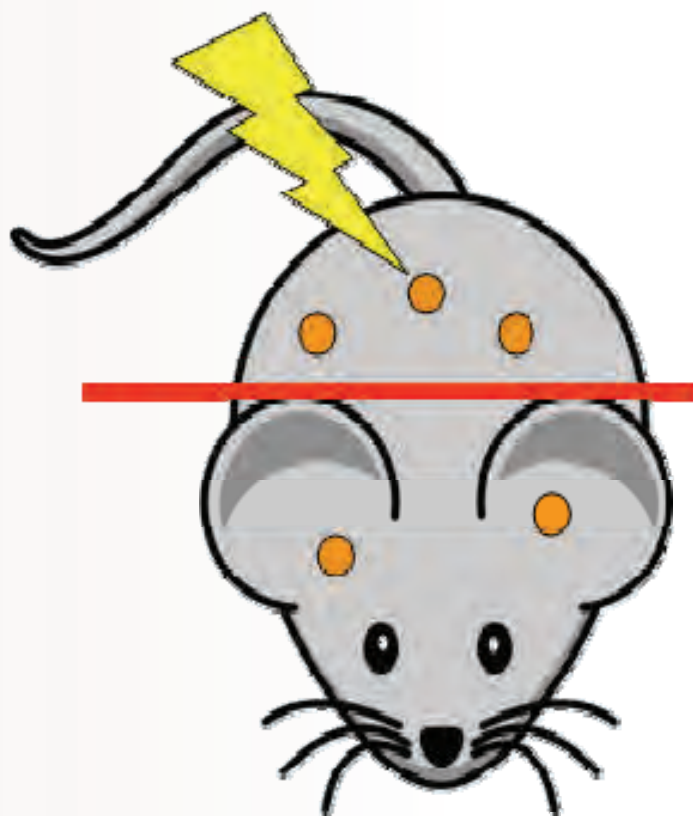


Ryc. 2. Klasyczny schemat indukcji nowotworu przez promieniowanie. Promieniowanie uszkadza DNA w komórce. Komórka albo umiera, albo naprawia uszkodzenie, albo błędnie naprawia uszkodzenie, co skutkuje zmianą genetyczną: mutacją albo aberracją. Uszkodzona komórka dzieli się i komórki potomne po wielu kolejnych zmianach mogą stać się komórkami nowotworowymi.



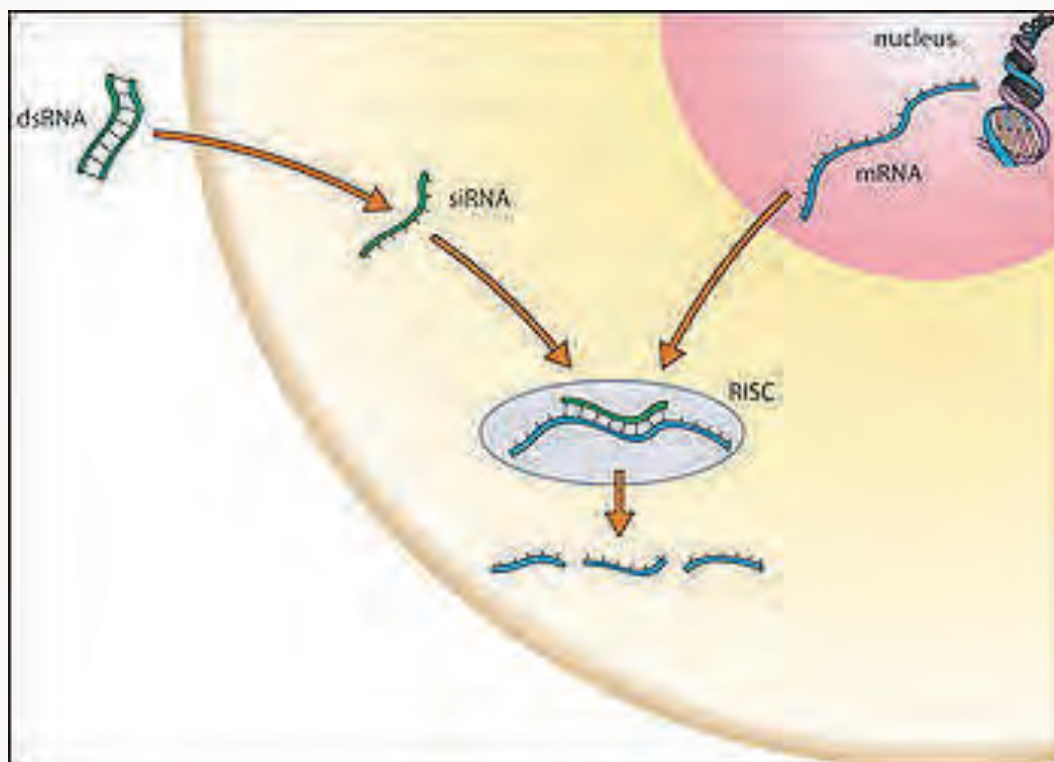
Mothersill, Seymour (1997) *Int. J. Radiat. Biol.*

Ryc. 3. Klasyczny eksperyment obrazujący efekt sąsiedztwa: napromieniamy szalkę z komórkami, pożywkę z nienapromienionych komórek przenosimy do szalki z nienapromienionymi komórkami, obserwujemy efekty w nienapromienionych komórkach – komórkowy (indukcję apoptozy, zmniejszenie przeżywalności w wyniku innych typów śmierci komórkowej) i/lub genetyczny (mutacje, aberracje chromosomowe, mikrojądra) [4].



Ryc. 4. Eksperyment pokazujący efekt sąsiedztwa *in vivo*: połowa myszy została napromieniona, co indukowało nowotwory, nie tylko w napromienionej tylnej części ciała, ale również w nienapromienionej przedniej połowie ciała [5].

Wiele sesji poświęconych było kolejnym aspektom indukcji lub leczenia nowotworów. Bardzo dużo miejsca poświęcono wspomnianym już wcześniej wpływom niskich dawek promieniowania na powstawanie raka. Omawiano wpływ niedotlenowania komórek nowotworowych na ich zwiększoną radiooporność i sposoby przeciwdziałania temu uodpornieniu. Proponuje się w tym przypadku użycie wraz z radioterapią szeregu leków stymulujących rozwój naczyń krwionośnych w obrębie guza [6]. Inną analizowaną strategią była próba blokowania usuwania kwasu mlekowego z komórek rakowych poprzez wyciszenie genu *mct-4*, odpowiedzialnego za produkcję białka – transportera kwasu mlekowego, przy użyciu specjalnie skonstruowanego si-RNA [7] (ryc. 5). To podejście opiera się na obserwacji, że niedotlenowane komórki nowotworowe muszą korzystać z innego procesu pozyskiwania energii niż tlenowy i jest to tzw. glikoliza (ta sama zresztą, która jest nasiloną w niedotlenowanych mięśniach po ostrym treningu, wywołując „zakwas”), której rezultatem jest energia, ale i toksyczny dla komórek kwas mlekowy.



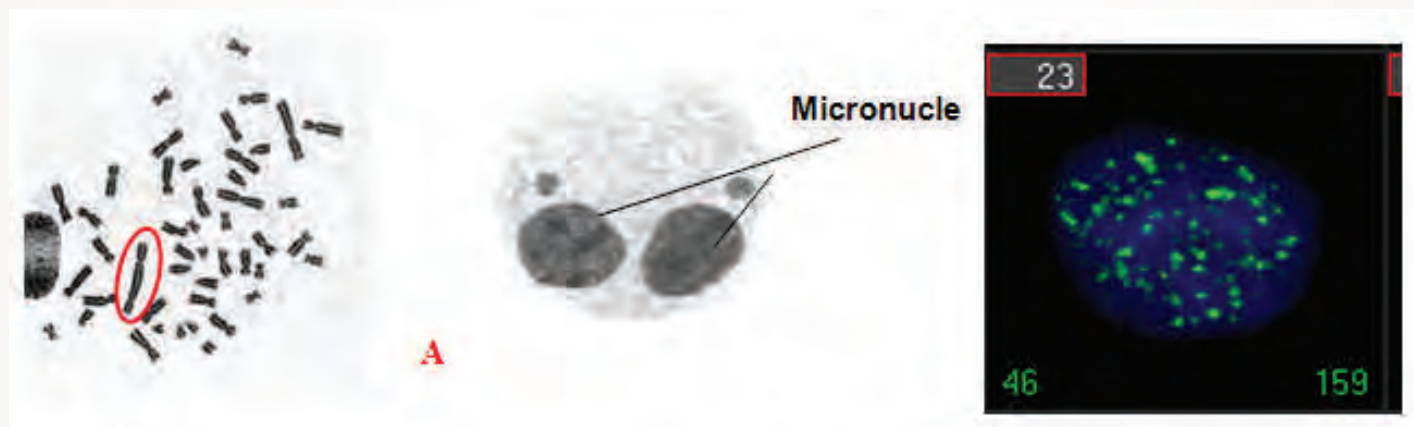
Ryc. 5. Mechanizm wyciszania genów poprzez działanie si-RNA. Krótki si-RNA (mały interferujący RNA) wiąże się z kompleksem białkowym RISC i komplementarnym mRNA. Argonauta – jedno z białek wchodzących w skład kompleksu RISC - przecina mRNA, uniemożliwiając jego translację. Dzięki temu zostaje „wyłączony” gen, z którego transkrybowane jest ten konkretny mRNA (R. Robinson 2004 – źródło rysunku – Wikipedia) [8]. Potencjalnie terapia si-RNA może być skuteczna w wielu chorobach, np. raku, chorobie Parkinsona, cukrzycy, chorobach nerek i wielu innych.

Przedstawiono przeciwstawne opinie na temat czy napromienienie guza nowotworowego zwiększa migrację komórek nowotworowych i przez to liczbę przerzutów. Dyskutowano o stymulującym wpływie radioterapii na system immunologiczny, co daje ciekawe perspektywy nowych strategii leczniczych. Rozważano korzyści z kombinowanej terapii nowotworowej promieniowaniem, hipotermią i chemioterapią. Zwrócono uwagę na problem nowotworów wtórnych po radioterapii. Problem ten narasta, bo coraz efektywniej leczy się choroby nowotworowe, coraz więcej osób wygrywa walkę z chorobą i może potem żyć jeszcze przez wiele lat. U takich właśnie osób, jak również u dzieci, terapeutyczne dawki promieniowania mogą przyczynić się do powstania nowych ognisk rakowych w wiele lat po zakończeniu terapii. Przedstawiono argumenty przemawiające za mechanizmem epigenetycznym powstawania takich nowotworów (na przykład w wyniku trwałej zmiany ekspresji genów poprzez mechanizm wyciszenia transkrypcji).

### Nowe trendy w dozymetrii biologicznej

Kolejną dziedziną szeroko omawianą na 14 Międzynarodowym Kongres Badań Radiacyjnych była dozymetria biologiczna: procedury pozwalające na podstawie zmian w organizmie „odczytać” dawkę promieniowania, na jaką narażona była dana osoba. Najczęściej analizuje się zmiany w limfocytach krwi obwodowej, takie jak częstość chromosomów dicentrycznych lub mikrojąder, a także poziom ufosforylowanej postaci histonu gamma-H2AX (ryc. 6).

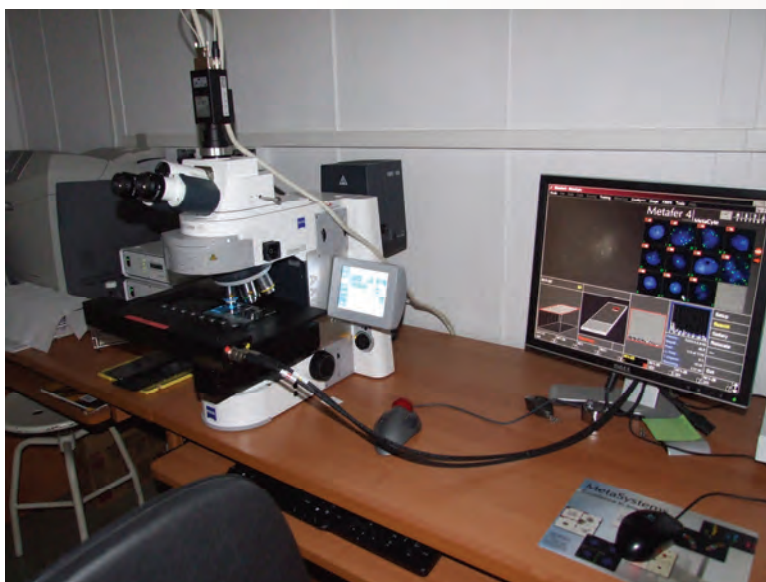




Ryc. 6. Zmiany popromienne w limfocytach ludzkich, będące podstawą dozymetrii biologicznej. Zdjęcia mikroskopowe: panel A – chromosom dicentryczny (Zdjęcie mitozy, kiedy DNA w jądrze jest najbardziej skondensowany i widoczne są poszczególne chromosomy. Nieuszkodzony chromosom ma 1 centromer (widoczny jako przewężenie), podczas gdy uszkodzone przez promieniowanie chromosomy mogą mieć więcej centromerów.); panel B – mikrojądra (Zdjęcie limfocytu w drugiej fazie G0 po napromieniowaniu. Widoczne 2 jądra komórkowe, które uzyskuje się poprzez blokowanie podziału cytoplazmy po podziale jądra i 2 mniejsze jądra mikrojądra, zawierające uszkodzony materiał genetyczny.); panel C – ogniska histonu gamma-H2AX (widoczne jądro limfocytu w 1 godzinę po napromieniowaniu i zielone ogniska histonu gamma-H2AX wyznakowane immunofluorescencyjnie).

W ostatnich latach zmieniło się podejście do dozymetrii biologicznej. Szczególny nacisk kładzie się teraz na możliwość szybkiej analizy limfocytów pochodzących od wielu osób, nawet kosztem dokładności oznaczenia dawki (klasyczna dozymetria biologiczna jest czasochłonna). Wykorzystuje się do tego zautomatyzowane mikroskopy połączone z systemami do analizy obrazu, co pozwala przynajmniej częściowo usprawnić analizę dicentryków, mikrojąder, lub histonu gamma H2AX w tzw. ogniskach naprawy (ryc. 7).

Ryc. 7. Automatyczny mikroskop Zeiss z systemem do analizy obrazu Metasystems (Niemcy), wykorzystywany do dozymetrii biologicznej w Instytucie Chemii i Techniki Jądrowej w Warszawie.



Kolejną możliwością przeprowadzenia dozymetrii biologicznej u wielu osób jest bliska współpraca laboratoriów na poziomie krajowym lub międzynarodowym. Gwarantuje ona, że przy zdarzeniu radiacyjnym o masowej skali, materiał do analizy będzie jednocześnie analizowany w kilku laboratoriach. Wyhodząc naprzeciw potrzebie dostosowania dotychczas używanych metod dozymetrycznych, jak i zorganizowania współpracy laboratoriów,

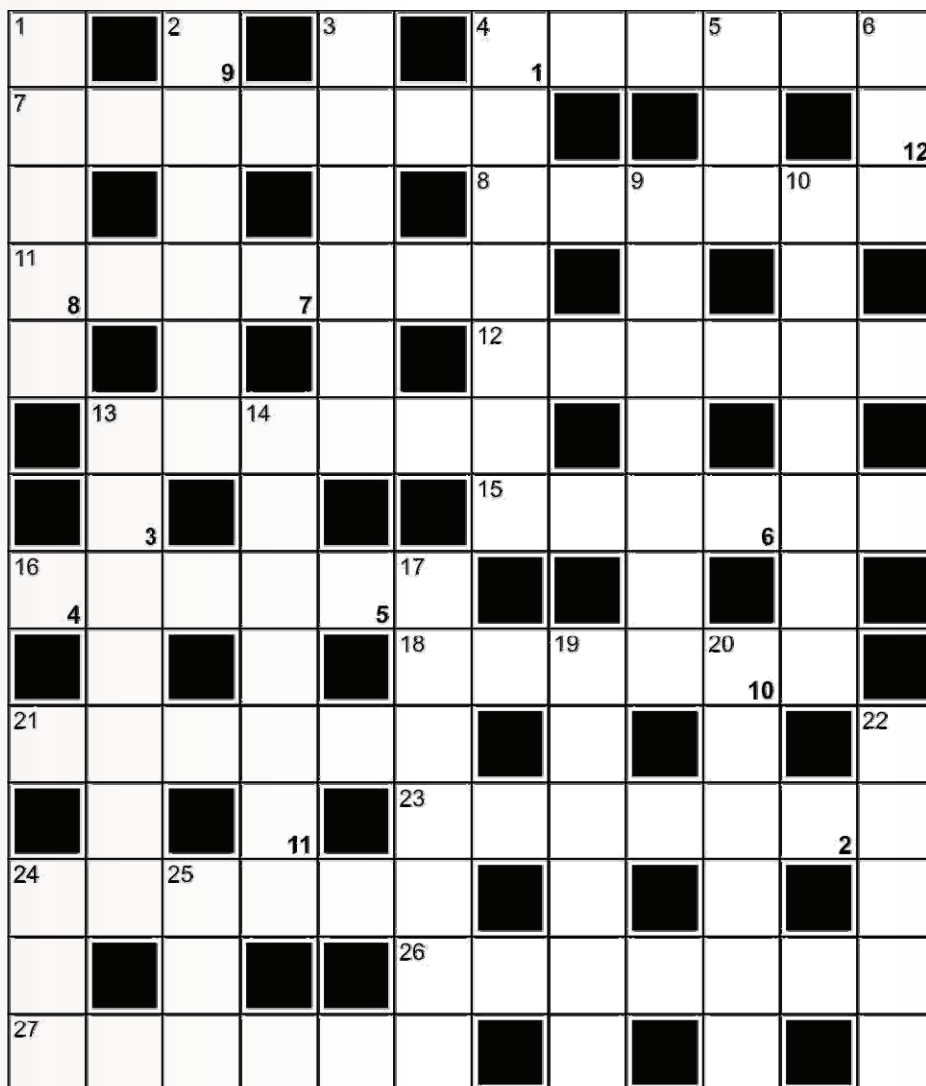
w połowie 2010 roku rozpoczął się międzynarodowy projekt MULTIBIODOSE, finansowany częściowo z środków Unii Europejskiej. W projekcie uczestniczy 13 laboratoriów z 10 krajów, w tym z Polski. Pierwsze wyniki projektu były prezentowane na konferencji w Warszawie w trakcie 2 wystąpień: profesora Huberta Thierensa z Belgii o automatyzacji procesu liczenia mikrojąder i doktor Alicji Jaworskiej z Norwegii, która przedstawiła ogólne założenia projektu [9, 10].

Ten krótki, subiektywny przegląd tematów poruszanych na 14 Międzynarodowym Kongresie Badań Radiacyjnych powstał w wyniku uczestnictwa autora w powyższym kongresie; księga abstraktów dostępna jest on-line pod linkiem: [http://www.icrr2011.org/pliki/files/icrr\\_program\\_complete\\_2011\\_08\\_23.pdf](http://www.icrr2011.org/pliki/files/icrr_program_complete_2011_08_23.pdf)

## Odsyłacze:

1. Exploring the Two Two-Edged Swords, David Brenner, Center for Radiological Research, Columbia University, USA, Failla award lecture, ICRR, Warsaw 2011;
2. Debata Kongresowa: This house believes that further advances in radiation oncology will come from physics rather than from radiation biology, B. Maciejewski – dyrektor Centrum Onkologii w Gliwicach, S. Bentzen – z Uniwersytetu Wisconsin, USA, ICRR, Warsaw 2011;
3. Highlights of the NOTE program 2006-2010, Sisko Salomaa, STUK – Radiation and Nuclear Safety Authority, Helsinki, Finland, ICRR, Warsaw 2011;
4. Survival of human epithelial cells irradiated with cobalt 60 as microcolonies or single cells. C. Mothersill, C. Seymour, Int. J. Radiat. Biol. 1997, Nov; 72(5): 597-606;
5. Is Radiation-Induced Non-Targeted Response Relevant to Human Health, T. Hei, Columbia University Medical Center, Center for Radiological Research, USA, ICRR, Warsaw 2011;
6. Manipulating the tumor microenvironment in combined modality therapy. G. McKenna, E. Fokas, N. Qayum, J.H. Im, C. Kelly, J.M. Brady, R.J. Muschel, Gray Institute, Oxford University, UK, ICRR, Warsaw 2011;
7. Targeting tumor metabolism to improve the outcome of radiotherapy, I Stratford, University of Manchester, UK, ICRR, Warsaw 2011;
8. RNAi Therapeutics: How Likely, How Soon, R. Robinson, "PLOS Biol". 2(1), ss. E28, 2004;
9. The automated micronucleus assay as a reliable biodosimetric tool for population triage in large scale radiation accidents, H. Thierens<sup>1</sup>, A. Vral<sup>1</sup>, H. Romm<sup>2</sup>, U. Oestreicher<sup>2</sup>, S. Barnard<sup>3</sup>, K. Rothkamm<sup>3</sup>, E. Ainsbury<sup>3</sup>, S. Sommer<sup>4</sup>, C. Beinke<sup>5</sup>, A. Wojcik<sup>6</sup>, 1: University Ghent, Belgium, 2: Bundesamt fur Strahlenschutz, Germany, 3: Health Protection Agency, UK, 4: Institute of Nuclear Chemistry and Technology, Poland, 5: Institut fur Radiobiologie der Bundeswehr, Germany, 6: Stockholm University, Sweden; ICRR, Warsaw, 2011;
10. MULTIBIODOSE: multi-disciplinary biodosimetric tools to manage high scale radiological casualties, A. Jaworska<sup>1</sup>, H. Romm<sup>2</sup>, U. Oestreicher<sup>2</sup>, H. Thierens<sup>3</sup>, A. Vral<sup>3</sup>, K. Rothkamm<sup>4</sup>, E. Ainsbury<sup>4</sup>, M. Bendertitter<sup>5</sup>, P. Voisin<sup>5</sup>, P. Fattibene<sup>7</sup>, C. Lindholm<sup>7</sup>, F. Barquinero<sup>8</sup>, S. Sommer<sup>9</sup>, K. Woda<sup>10</sup>, H. Scherthan<sup>11</sup>, C. Beinke<sup>11</sup>, B. Vojnovic<sup>12</sup>, F. Trompier<sup>13</sup>, A. Bajinskis<sup>14</sup>, A. Wojcik<sup>14</sup>, 1: Norwegian Radiation Protection Authority, Norway, 2: Bundesamt fur Strahlenschutz, Germany, 3: University Ghent, Belgium, 4: Health Protection Agency, UK, 5: IRSN, France, 6: ISS Italy, 7: STUK, Finland, 8: UAB, Spain, 9: Institute of Nuclear Chemistry and Technology, Poland, 10: HMGU, Germany, 11: UULM, Germany, 12: UOXF, UK, 13: EURADOS, 14: Stockholm University, Sweden; ICRR, Warsaw, 2011;

*Sylwester Sommer, Centrum Radiobiologii i Dozymetrii Biologicznej Instytutu Chemii i Techniki Jądrowej w Warszawie*

**POZIOMO:**

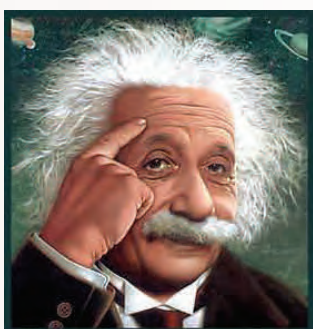
- 4) Szósta planeta
- 7) Reakcja łączenia substancji
- 8) Twierdzenie, pewnik
- 11) Urzędnik na kolei
- 12) ... Banach, matematyk
- 13) Średniowieczny aktor; goliard
- 15) Elektrolit przy anodzie
- 16) Ma go dudek
- 18) Nauka o świetle
- 21) Sztuczne włókno
- 23) Świątynia prawosławna
- 24) Szlochanie
- 26) Jednostka dawki promieniowania X
- 27) Jon o ładunku dodatnim

**PIONOWO:**

- 1) Załoga wioślarska
- 2) Bonifikata
- 3) Szczególna lub ogólna względności
- 4) Lubi zadawać cierpienia
- 5) Tam urodził się Einstein
- 6) Muśnięcie przez piłkę siatki przy tenisie
- 9) Peck, aktor z USA
- 10) Rozłożenie całości na składniki
- 13) Ukrop, war
- 14) Tkanina dekoracyjna; arras
- 17) Zjednoczenie przedsiębiorstw
- 19) Biały koń w płamy
- 20) Głownia, brzeszczot szpady
- 22) Najmniejsza porcja energii
- 24) I z cięciwą, i brwiowy, i elektryczny
- 25) Wyjście piłki poza granice boiska

Litery z pól ponumerowanych od 1 do 12 utworzą dokończenie myśli Einsteina: **PROBLEMEM NASZEGO WIEKU NIE JEST BOMBA ATOMOWA, LECZ ...**

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
---	---	---	---	---	---	---	---	---	----	----	----



Krzyżówka z hasłem i nagrodą.

Rozwiązanie 30 listopada na

([FACEBOOK http://www.facebook.com/EkoAtomKwartalnik](http://www.facebook.com/EkoAtomKwartalnik))

Prosimy o nadesłanie rozwiązania do 30 listopada na adres redakcji

([redakcja@ekoatom.com.pl](mailto:redakcja@ekoatom.com.pl))

Za rozwiązanie jednej z krzyżówek wylosujemy kubek EKOATOM czytelnicy którzy rozwiążą 3 krzyżówki z obecnego numeru wezmą udział w losowaniu wycieczki do Świerka.

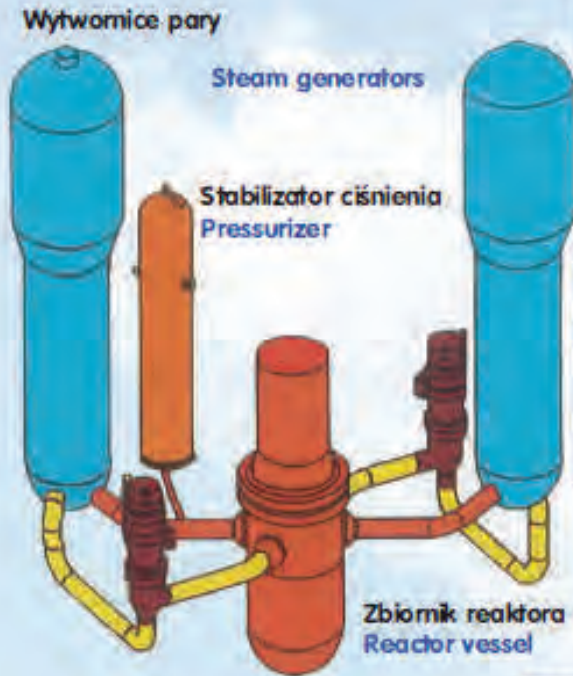
IV LUBELSKIE TARGI ENERGETYCZNE  
**ENERGETICS 2011**  
LUBLIN, 15-17 LISTOPADA

Seminarium  
Pojazdy elektryczne w  
**Smart Grid**  
15 listopada 2011 r.



# Urządzenia obiegu pierwotnego

# Primary System



Stabilizator ciśnienia jest używany w celu regulacji ciśnienia w obiegu pierwotnym.  
The **pressurizer** is a vessel, used for control of the pressure in the primary cycle.

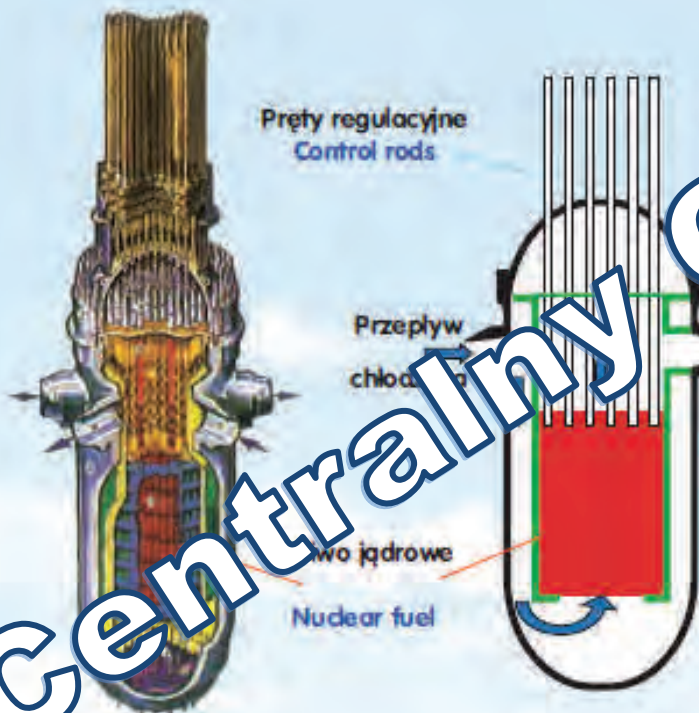
W **wytwornicach pary** ciepło jest przenoszone przez ścianki licznych rurek do obiegu wtórnego.  
In the **steam generators**, heat is transferred through walls of numerous tubes into the secondary system.

Dwie **pompy obiegu pierwotnego** utrzymują stały przepływ wody w obiegu.  
Two **primary pumps** maintain a constant flow of water in the primary system.

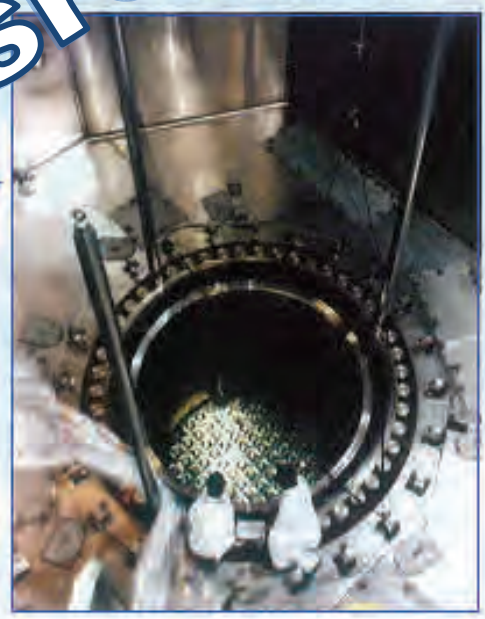
**Zbiornik reaktora** zawiera paliwo jądrowe. Produkowane w nim ciepło ogrzewa wodę w obiegu pierwotnym.  
The **reactor vessel** holds the nuclear fuel. The heat generated in it heats water in the primary system.



Wytwornice pary  
Steam Generator



Widok rdzenia reaktora z nowym paliwem  
A view into the reactor core loaded with fresh fuel



Centralny Ośrodek SZ

## Turbina i generator elektryczny

## The Turbine and Electric Generator



**Obieg wtórný** elektrowni jądrowej jest bardzo podobny do tradycyjnej elektrowni z kopalnymi paliwami kopalnymi: turbina napędzana parą, która jest wytworzona w kotłach parowych. Turbina jest połączona z generatorem elektrycznym, który przetwarza energię mechaniczną w energię elektryczną.

The secondary system of a nuclear power plant is very similar to a conventional fossil fuel power plant – steam from the steam generator is used to drive the turbine. The turbine is connected to an electric generator, which converts mechanical energy into electricity.

Pod turbiną znajduje się kondensator, w którym para wodna jest ochładzana wodą z rzeki Sawy.

Under the turbine there is a condenser in which steam is cooled by water from the Sava River.

Do ochładzania kondensatora można wykorzystać tylko jedną czwartą nurtu Sawy.

Only one quarter of the flow of the river Sava may be taken for condenser cooling.



Maksymalny dozwolony wzrost temperatury wód Sawy po wykorzystaniu wynosi 3°C, a temperatura rzeki nie może przekroczyć 28°C.

The maximum permitted increase in the Sava's temperature after use is 3°C, and the temperature should not exceed 28°C.

### Systemy elektryczne

### Electrical Systems



Rozdzielnia

Switch yard

Od generatora prąd płynie przez dwa transformatory oraz rozdzielnię do krajowej sieci elektrycznej.



From the generator electric current flows through two transformers and a switch yard into the national grid.





MINISTERSTWO GOSPODARKI



Stowarzyszenie Elektryków Polskich  
członek Federacji SNT NOT

ul. Świętokrzyska 14, 00-050 Warszawa  
tel. (+48 22) 556 43 02, fax (+48 22) 556 43 01  
www.sep.com.pl; e-mail: sep@sep.com.pl



Stowarzyszenie Elektryków Polskich  
Centralny Ośrodek Szkolenia i Wydawnictw

ul. Świętokrzyska 14, 00-050 Warszawa  
tel./fax: (+48 22) 336 14 25  
www.cosiw.pl; e-mail: hardlowy@cosiw.pl



Stowarzyszenie Ekologów  
na Rzecz Energii Nuklearnej SEREN-POLSKA

ul. Świętokrzyska 14, 00-050 Warszawa  
tel./fax: (+48 22) 336 14 25  
www.seren.org.pl; e-mail: seren@seren.org.pl



ISBN 978-83-61163-28-2