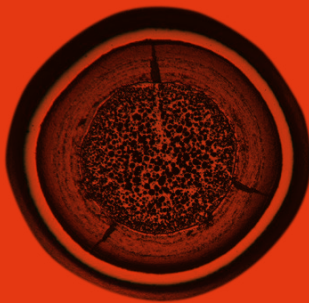


# Jądrowy cykl paliwowy

PROGRAM POLSKIEJ ENERGETYKI JĄDROWEJ  
ANALIZY I OPRACOWANIA





## PALIWO TRISO

Paliwo TRISO – to małe kulki (cząstki paliwowe) o średnicy około 0,5 mm z materiału rozszczepialnego, pokryte wielowarstwową osłoną ceramiczną z czterech powłok. Powstają z nich większe elementy paliwowe wykorzystywane w reaktorach wysokotemperaturowych.

# Jądrowy cykl paliwowy

Jądrowy cykl paliwowy jest zwykle definiowany jako łańcuch procesów i operacji koniecznych do wyprodukowania świeżego paliwa jądrowego, następnie jego wykorzystania (wypalenia) w reaktorze jądrowym oraz przechowywania i przerobu lub ostatecznego składowania. W zależności od typu reaktora i rodzaju stosowanego paliwa istnieje kilkanaście takich możliwych łańcuchów. Niemniej jednak różni się dwa zasadnicze rodzaje cyklu paliwowego: otwarty (ang. open lub once-through) – gdzie paliwo przechodzi przez reaktor tylko jeden raz - bez wykorzystania materiału jądrowego zawartego jeszcze w zużyтым (wypalonym) paliwie oraz zamknięty (ang. closed) – z ponownym wykorzystaniem materiału jądrowego odzyskanego w trakcie przerobu wypalonego paliwa. Decyzja o wyborze rodzaju stosowanego cyklu należy do

danego państwa i zależy od jego strategii postępowania z odpadami promieniotwórczymi.

Początkowa część cyklu (tzw. front-end) obejmuje wydobycie i przerób rudy uranowej, produkcję koncentratu, jego przerób chemiczny i konwersję do postaci gazowej ( $UF_6$ ), wzbogacanie w izotop uranu  $^{235}U$  oraz produkcję paliwa reaktorowego. Istnieją rodzaje reaktorów pracujących na paliwie z naturalnego uranu – w tym przypadku nie jest wymagane wzbogacanie uranu i paliwo jest produkowane bezpośrednio z koncentratu uranowego. Wyprodukowane paliwo jądrowe zostaje załadowane do reaktora i w trakcie kampanii trwającej 3-5 lat wytwarzana jest z niego energia elektryczna. W końcowej części cyklu (tzw. back-end) po wyładunku z reaktora wypalone paliwo czasowo składowane jest na terenie elektrowni w celu jego schłodzenia,

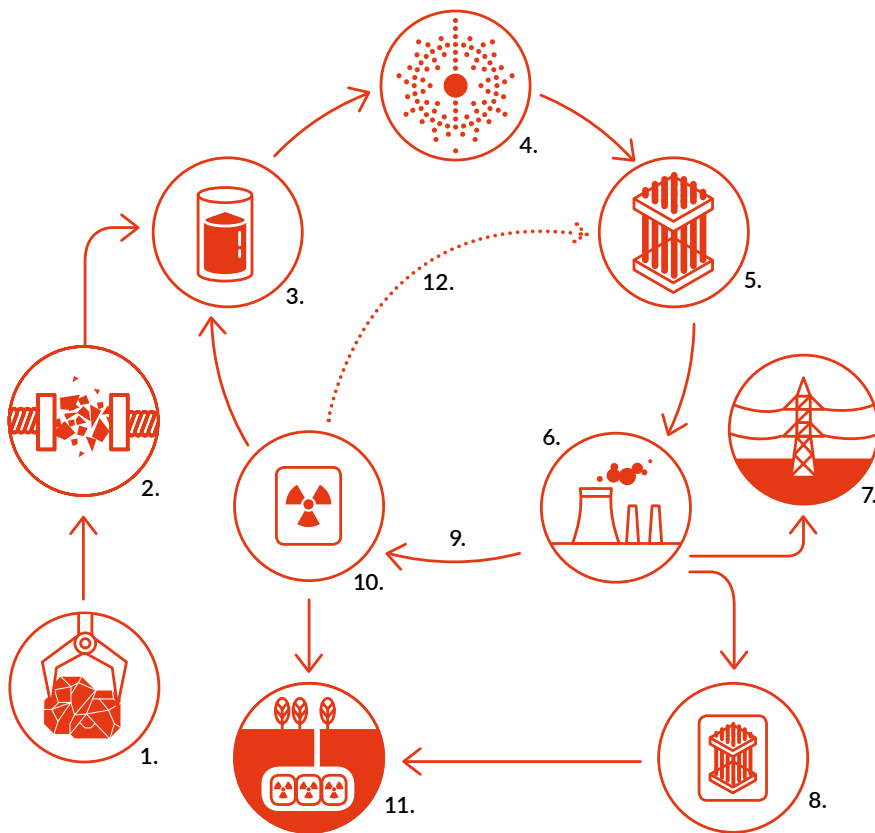
następnie (w cyklu otwartym) przechowywane poza elektrownią i ostatecznie składowane w głębokich warstwach geologicznych jako wysokoaktywny odpad promieniotwórczy. W cyklu zamkniętym po okresie schładzania wypalone paliwo podlega przerobowi w celu odzyskania zawartych w nim materiałów rozszczepialnych – uranu i plutonu. Powstałe podczas tego procesu wysokoaktywne odpady są ostatecznie składowane w głębokich warstwach geologicznych. Pluton odzyskany z wypalonego paliwa służy do produkcji paliwa MOX<sup>1</sup>, natomiast odzyskany uran jest wykorzystywany bezpośrednio do produkcji paliwa MOX lub po konwersji może służyć do produkcji nowego uranowego paliwa reaktorowego zmniejszając w ten sposób zapotrzebowanie na uran naturalny.

<sup>1</sup> MOX (Mixed oxide fuel) – paliwo jądrowe składające się z mieszaniny tlenków materiałów rozszczepialnych. Zwykle zawiera pluton oraz uran naturalny, odzyskany z przerobu paliwa lub zubożony. Stanowi alternatywę dla paliwa uranowego i jest stosowane w reaktorach lekkowodnych i prędkich.

**Wykres 1.**

Uproszczony schemat jądrowego cyklu paliwowego

- |                   |                                    |  |
|-------------------|------------------------------------|--|
| 1. Wydobycie rudy | 5. Produkcja paliwa                | 9. Przeróbka wypalonego paliwa                     |
| 2. Rozdrabnianie  | 6. Elektrownia                     | 10. Magazynowanie odpadów wysokoaktywnych          |
| 3. Konwersja      | 7. Wytwarzanie energii             | 11. Ostateczne składowisko odpadów wysokoaktywnych |
| 4. Wzbogacenie    | 8. Magazynowanie wypalonego paliwa | 12. Recykling paliwa jądrowego                     |



# 1.

## Wydobycie i przerób rudy uranu

### Wydobycie i przerób rudy uranu

Uran jest pierwiastkiem należącym do grupy aktywności. Występuje powszechnie w skorupie ziemskiej, w większości skał, w glebie oraz w rzekach i w wodzie morskiej. Jego zawartość w granicie, który stanowi 60% skorupy ziemskiej, wynosi 4 ppm<sup>2</sup>, a w nawozach sztucznych może dochodzić do 400 ppm (0,04%). Niektóre pokłady węgla kamiennego zawierają ponad 100 ppm (0,01%) uranu. Jest on przyswajany przez organizmy żywe (bakterie, porosty i rośliny jadalne), można go znaleźć także w ciele człowieka. Zawartość uranu w skorupie ziemskiej zawiera się w przedziale 2-4 ppm.

Najlepszym surowcem do otrzymania uranu jest **uraninit** zwany także **blendą smolistą** lub **uranową** zawierający 60-80% uranu. Składa się on z tlenków uranu (głównie  $UO_2$ ,  $UO_3$ ) i jest minerałem najczęściej wydobywanym w kopalniach uranu.

Rudy uranu zwykle zawierają od 0,1% do 0,5% uranu. W zależności od głębokości zalegania złoża oraz jego rodzaju wydobywanie rudy uranu prowadzone jest następującymi metodami:

- podziemną (głębinową) – jak w typowej kopalni węgla kamiennego;
- odkrywkową – jak w kopalni węgla brunatnego;
- otworową (ang. *In Situ Leaching*

- *ISL*) – polegającą na ługowaniu podziemnego złoża roztworami zasad lub kwasów i po upłynięciu rudy wypompowywaniu jej na powierzchnię.

Wydobycie prowadzi się w złożach, w których zawartość uranu wynosi zwykle powyżej 0,1%. Uboższe złoża są eksploatowane tylko w bardzo szczególnych okolicznościach. Najbogatsze eksploatowane obecnie złożo (o średniej zawartości 15,24 %  $U_3O_8$ ) znajduje się w podziemnej kopalni McArthur River w prowincji Saskatchewan w Kanadzie, natomiast najuboższe złożo (o zawartości 0,03%  $U_3O_8$ ) eksploatowane obecnie na dużą skalę to kopalnia odkrywkowa Rössing w Namibii. Uran otrzymywany jest także jako produkt uboczny przy produkcji miedzi (kopalnia Olympic Dam, Australia) lub podczas przerobu innych rud, takich jak np. złota (RPA) czy fosfatów (Maroko, Floryda). W tych przypadkach zawartość uranu może być nawet dziesięciokrotnie mniejsza niż w kopalniach uranu.

Największe złoża rud uranu znajdują się w Australii, Kazachstanie, Kanadzie, Rosji, RPA, Namibii, Brazylii, Nigrze i USA. Wg danych OECD z 2014 r. rozpoznane (zidentyfikowane) **światowe zasoby złóż uranu** przy kosztach wydobycia nie wyższych niż 130 i 260 USD/kgU wynoszą odpowiednio 5.902.900 i 7.635.200 tU. Przy

obecnym rocznym zapotrzebowaniu ok. 68.000 tU **wystarczy** go więc **na ok. 90-110 lat**. Wykorzystując niekonwencjonalne zasoby uranu takie jak: fosforyty, wodę morską i metale ziem rzadkich okres ten wydłuży się do **1000 i więcej lat**<sup>3</sup>.

Metody wydobycia uranu zmieniły się w zależności od sytuacji na rynku i dostępności nowych złóż. W latach 2014-2015 podział ten kształtował się w następujący sposób [2]:

Metoda wydobycia	2014	2015
otworowa (ISL)	51%	48%
kopalnie podziemne i odkrywkowe	42%	46%

W 2015 r. 66,4% światowego wydobycia uranu skupione było w 15 największych kopalniach, skąd wydobyto ogółem 40.177 tU.

Ruda wydobywana w kopalni jest kruszona i następnie poddawana procesowi wstępnej obróbki. Odbywa się to zwykle w zakładach mieszczących się w pobliżu miejsca wydobycia, aby ograniczyć konieczność transportu. Uran zostaje ekstrahowany z rudy w procesie ługowania. Najczęściej jako środka ługującego używa się kwasu siarkowego lub roztworu alkalicznego. Uran jest otrzymywany z tego roz-

**Tabela 2.**

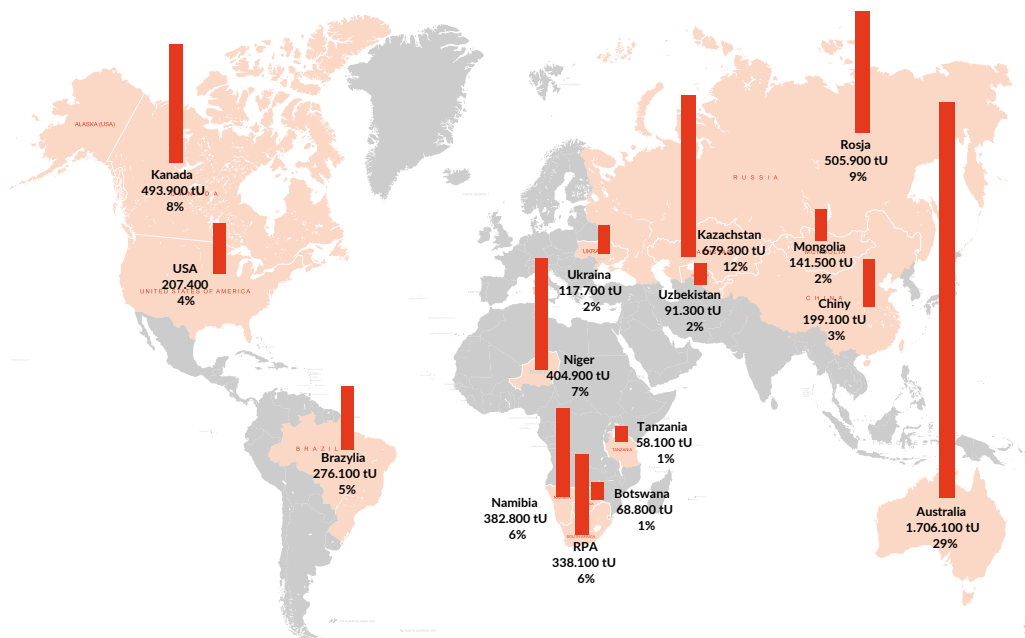
Największe kopalnie uranu na świecie w 2015 r. [2]

Kopalnia	Kraj	Właściciel	Rodzaj	Produkcja [tU]	Udział [%]
McArthur River	Kanada	Cameco	Podziemna	7 354	12
Cigar Lake	Kanada	Cameco	Podziemna	4 345	7
Tortkuduk & Myunkum	Kazachstan	Katco/Areva	ISL	4 109	7
Olimpic Dam	Australia	BHP Biliton	Produkt uboczny /podziemna	3 179	5
Somair	Niger	Areva	Odkrywkowa	2 509	4
Inkai	Kazachstan	Inkai JV/Cameco	ISL	2 234	4
Budenovskoye 2	Kazachstan	Karatau JV/ Kazatom-prom-Uranium One	ISL	2 061	4
South Inkai	Kazachstan	Betpak Dala JV/Uranium One	ISL	2 055	3
Priargunsky/ Kraznokamensk	Rosja	ARMZ	Podziemna	1 977	3
Langer Heinrich	Namibia	Paladin	Odkrywkowa	1 937	3
Central Mynkuduk	Kazachstan	Ken Dala JSC /Kazatomprom	ISL	1 847	3
Ranger	Australia	Rio Tinto	Odkrywkowa	1 700	3
Budenovskoye 1,3 & 4	Kazachstan	Akbastau JV/Kazatom-prom-Uranium One	ISL	1 642	3
Rabbit Lake	Kanada	Cameco	Podziemna	1 621	3
Cominak	Niger	Areva	Podziemna	1 607	3

Wykres 2.

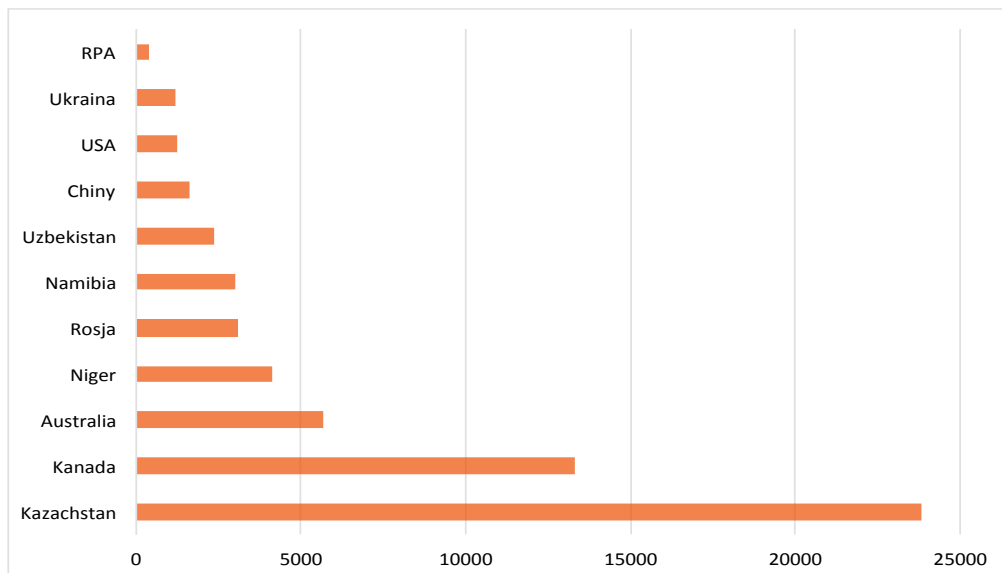
Rozmieszczenie rozpoznanych światowych zasobów uranu przy koszcie wydobycia do 130 USD/kgU wg [2]

### Ogółem 5.902.900 tU



Wykres 3.

Wydobycie uranu na świecie w 2015 r. w tU [2]



tworu (bądź roztworu ISL) za pomocą wymiany jonowej lub poprzez strącanie i filtrowanie. Koncentrat uranowy otrzymywany w zakładzie przerobu rud uranu (tzw. „yellow-cake”) zawiera 70-90%  $U_3O_8$ , który jest układem stabilnym chemicznie i może być w tej postaci przechowywany lub transportowany. Jako gotowy produkt handlowy pakowany jest i wysyłany w specjalnych 200 litrowych pojemnikach.

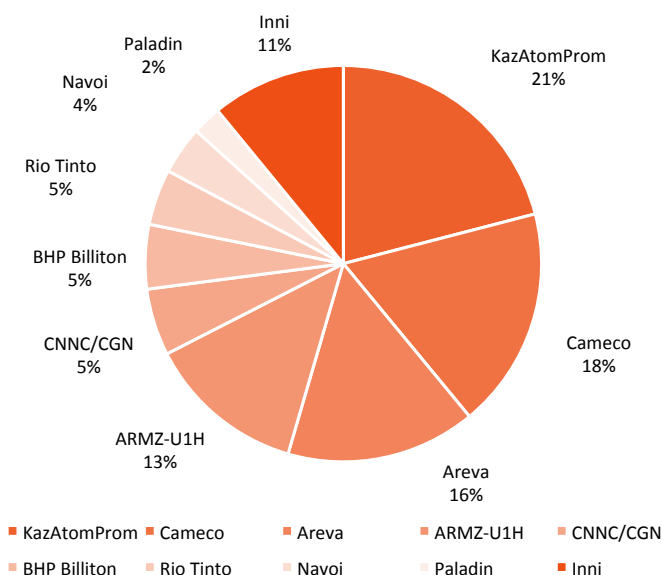
**Wydobycie uranu** po okresie spadku w latach 90. ub. wieku od 2003 r. stale wzrastało. W 2015 roku wyniosło **60.518 tU** (71.369

$tU_3O_8$ ) i zanotowano nieznaczny jego wzrost w porównaniu z rokiem 2014 (56.217 tU (66.297 t  $U_3O_8$ )). Zlokalizowane ono było głównie w Kazachstanie -23.800 tU (39%), Kanadzie – 13.325 tU (22%) i Australii – 5.672 tU (9%). **Kazachstan, Kanada i Australia pokrywają 70% światowego wydobycia uranu.** Od początku lat 90. XX w. odbywa się konsolidacja na rynku producentów uranu. Dokonuje się ona poprzez przejęcia firm, ich łączenie i zamykanie. **W 2015 r. zaledwie 9 największych przedsiębiorstw pokrywało aż 89% światowego rynku uranu.**

Wśród przedsiębiorstw wydobywczych pierwsze miejsce od kilku lat utrzymuje firma z Kazachstanu KazAtomProm, która w 2015 r. wyprodukowała 12.681 tU. Kolejne pozycje zajmują kanadyjska Cameco – 10.926 tU i francuska Areva – 9.368 tU. Rosyjsko-kanadyjska firma ARMZ-Uranium One spadła na czwarte miejsce z wynikiem 7.849 tU natomiast chińskie firmy CNNC/CGN zajęły miejsce piąte z wynikiem 3.303 tU.

#### Wykres 4.

Główni producenci uranu na świecie w 2015 r. w tU [2]



2. ppm – jednomilionowa część (ang. parts per million) – pseudojednostka służąca do zapisu bardzo małych zawartości (steżeń) substancji.  $1\text{ppm} = 1/1000000 = 0.0001\%$

3. Dodatkowo planowane wdrożenie w latach 2030-2050 technologii reaktorów prędkich IV Generacji pozwoli na powielanie paliwa uranowego oraz zastosowanie toru w charakterze

paliwa jądrowego, którego jest w skorupie ziemskiej cztery razy więcej niż uranu.



## 2.

# Konwersja

Aby móc zastosować wydobyty uran jako paliwo jądrowe koncentrat uranowy musi zostać przekształcony do innych form, które będą wykorzystywane w kolejnych etapach cyklu paliwowego:

- $UF_6$  w procesie wzbogacania oraz
- $UO_2$  lub metaliczny uran - jako paliwo do reaktorów pracujących na uranie naturalnym.

Proces konwersji koncentratu uranowego ( $U_3O_8$ ) do  $UF_6$  jest procesem dwustopniowym. W pierwszym etapie następuje rozpuszczanie **yellowcake** w roztworze kwasu azotowego, filtrowanie i chemiczne oczyszczanie, po czym uzyskany azotan uranylu (UNH) jest zamieniany w tlenek uranu, a następnie w **czterofluorek uranu UF<sub>4</sub>** (tzw. **zielona sól**). W drugiej fazie następuje fluoryzacja  $UF_4$ , który ostatecznie przechodzi w **sześciofluorek uranu**. Zwykle oba te etapy przeprowadzane są w jednym zakładzie, lecz czasami dokonuje się tego w dwóch oddzielnych obiek-

tach (np. zakłady Comurhex we Francji). W trakcie tych złożonych procesów chemicznych powstaje bardzo duża ilość płynnych odpadów, które są składowane w rozległych basenach (ang. **lagoons**) zwykle w pobliżu zakładu konwersji.

Otrzymany produkt  $UF_6$  w temperaturze otoczenia znajduje się w fazie stałej, a w temperaturze  $56.4^\circ C$  sublimuje do postaci gazowej. Z uwagi na jego silne własności korozyjne jest przechowywany i transportowany w specjalnie certyfikowanych cylindrycznych stalowych pojemnikach o średnicy 122 cm. W zależności od typu (Model 48X, Y, G, H) mogą one zawierać od 11,6 do 12,7 t  $UF_6$ .

Czysty  $UO_2$  otrzymywany w trakcie konwersji  $U_3O_8$  do  $UF_6$  wykorzystywany jest do produkcji paliwa dla reaktorów PHWR i Candu pracujących na uranie naturalnym. Z  $UF_4$  otrzymuje się natomiast uran metaliczny (w tzw. procesie **Ames**), który następnie służy do produk-

cji paliwa dla reaktorów Magnox (obecnie są one już wyłączone).

W zakładach konwersji dokonuje się również rekonwersji zubożonego uranu (ang. **depleted uranium** – DU) z formy  $UF_6$  - pochodzącego z zakładów wzbogacania, do stabilnego  $U_3O_8$ , który nie posiada tak silnych własności korozyjnych i może być bezpiecznie przechowywany w oczekiwaniu na ponowne użycie. W zakładach prowadzi się także recykling UNH pochodzącego z zakładów przerobu paliwa do  $U_3O_8$ , który może zostać następnie wykorzystany do produkcji  $UF_6$  i ponownie wzbogacony.

**Obecnie konwersję koncentratu uranowego do postaci  $UF_6$  prowadzi się na skalę przemysłową w 6 zakładach na świecie** i wraz z rozwojem energetyki jądrowej wystąpi konieczność budowy kolejnych zakładów tego typu.

**Tabela 4.**Największe zakłady konwersji  $U_3O_8$  do  $UF_6$  [3]

Przedsiębiorstwo /lokalizacja/państwo	Nominalna zdolność produkcji [tony $UF_6$ /rok]	Wykorzystanie zakładów w 2015 r.	Produkcja 2015 r. [t $UF_6$ /rok]
Cameco, Port Hope, Kanada	12,500	70%	8750
Springfields Fuels, Springfield, UK	(zamknięte w sierpniu 2014 r.)	0%	0
TVEL (Siberian Chemical Combine), Seversk, Rosja	12,500	100%	12,500
Comurhex (Areva), Malvesi ( $UF_4$ ) & Tricastin ( $UF_6$ ), Francja	15,000	70%	10,500
Converdyn, Metropolis, USA	15,000	70%	10,500
CNNC, Lanzhou, Chiny	5000		
IPEN, San Paulo, Brazylia	100	70%	70
Esfahan, Iran	200		
<b>World Total</b>	<b>60,300</b>		<b>46,320</b>

### 3.

## Wzbogacanie uranu

Uran naturalny składa się z trzech izotopów:  $^{238}\text{U}$  (99,28% masy),  $^{235}\text{U}$  (0,711% masy) i  $^{234}\text{U}$  (0,0054% masy).  $^{235}\text{U}$  jest rozszczepialny za pomocą neutronów termicznych i jest jedynym występującym w przyrodzie izotopem uranu, który może być wykorzystywany bezpośrednio jako paliwo w reaktorach termicznych.

**Wzbogacanie uranu jest procesem fizycznym mającym na celu zmianę naturalnego stosunku ilościowego izotopów tego pierwiastka i zwiększenie w nim zawartości izotopu  $^{235}\text{U}$ .**

Reaktory, w których moderatorem jest ciężka woda lub grafit (PHWR, Candu, Magnox) mogą pracować na paliwie naturalnym. Reaktory, w których moderatorem jest zwykła woda wymagają paliwa uranowego wzbogaconego w izotop rozszczepialny  $^{235}\text{U}$  do wartości około 3-5% (ang. **Low Enriched Uranium** – LEU). Wynika to z faktu, iż zwykła (lekka) woda pochłania neutrony w większym stopniu niż grafit i ciężka woda. Reaktory takie (PWR, BWR) stanowią ponad 80% obecnie zainstalowanych bloków energetycznych. Reaktory badawcze i do celów specjalnych (napędowe, do produkcji radiopierwiastków) pracują zwykle na paliwie wzbogaconym powyżej 20%  $^{235}\text{U}$  (ang. **Highly Enriched Uranium** - HEU).

W procesie wzbogacania wykorzystuje się różnicę mas izotopów

$^{235}\text{U}$  i  $^{238}\text{U}$ . Procesy separacji izotopowej składają się z wielu etapów. Ponieważ każdy z nich ma niewielki współczynnik separacji konieczne jest ich cykliczne powtarzanie, aby uzyskać wymagany stopień wzbogacenia. Z tego względu zakłady wzbogacania zbudowane są z wielu równoległych kaskad składających się z pojedynczych komórek rozdzielających połączonych szeregowo. W każdej komórce wzbogacony strumień zasila kolejną komórkę kaskady, a strumień zubożony zasila komórkę poprzednią.

Wydajność procesu wzbogacania mierzy się w jednostkach pracy rozdzielania (**Separative Work Unit** - SWU). Jest to złożona funkcja ilości przetworzonego uranu (wsadu) i uzyskanego stopnia jego wzbogacenia oraz poziomu zubożenia odpadów (**depleted uranium**, DU). Dla przykładu do produkcji 1 kg uranu wzbogaconego do 5%  $^{235}\text{U}$  wymagane jest wykonanie pracy rozdzielania wynoszącej 7,9 SWU, jeśli odpady zawierają 0,25%  $^{235}\text{U}$  lub 8,9 SWU, gdy odpady zawierają 0,20%  $^{235}\text{U}$  (przy zużyciu odpowiednio w pierwszym przypadku 10,4 kg i 9,4 kg wsadu uranu naturalnego). Jak widać z tego przykładu przyjmowana strategia wzbogacania zależy od aktualnych kosztów energii i uranu. Przyjmuje się, że do wyprodukowania rocznego zapasu paliwa dla typowego lekkowodnego reaktora energetycznego o mocy 1

GWe wymagane jest ok. 140.000 SWU.

Komercyjne wzbogacanie uranu wykorzystuje obecnie jedną z dwóch technologii: dyfuzję gazową lub metodę wirówkową. W obu tych metodach w charakterze nośnika uranu stosuje się związek chemiczny sześćfluorek uranu ( $\text{UF}_6$ ). Związek ten wybrano z uwagi na trzy podstawowe jego cechy:

- łatwo przechodzi w gaz po podgrzaniu zaledwie do  $56,4^\circ\text{C}$ ;
- fluor występujący w tym związku nie posiada innych izotopów, w związku z czym separacja masowa dotyczyć będzie jedynie izotopów uranu;
- fluor ma małą masę atomową w porównaniu z uranem.

#### 3.1.

##### Dyfuzja gazowa

Metoda dyfuzji gazowej polega na przepuszczaniu gazowego  $\text{UF}_6$  przez specjalne porowate membrany. Atomy  $^{235}\text{U}$  są lżejsze i przechodzą przez te membrany szybciej i częściej niż cięższe atomy  $^{238}\text{U}$ . W rezultacie otrzymujemy strumień  $\text{UF}_6$  wzbogacony ( $^{235}\text{U}$ ) oraz strumień zubożony ( $^{238}\text{U}$ ). Ponieważ współczynnik separacji pojedynczej komórki dyfuzyjnej jest bardzo mały (1,0043) to, aby otrzymać gaz wzbogacony do wartości 3-5% kaskada powinna zawierać do 1400 pojedynczych komórek. Wzbogacanie metodą dyfuzyjną

jest bardzo energochłonne i mało wydajne, przez co zakłady muszą posiadać dużą ilość kaskad, zajmują bardzo duży obszar i zużywają dużą ilość energii. Dla przykładu, należące do koncernu EDF zakłady wzbogacania uranu metodą dyfuzji gazowej w Tricastin we Francji zajmują obszar dwukrotnie większy niż znajdująca się obok elektrownia jądrowa. Zużycie energii wynosi 2400-2500 kWh/SWU. Z powyższych względów obecnie stopniowo odchodzi się od tej metody wzbogacania uranu. W 2010 r. metodą dyfuzji gazowej wzbogacano 25%  $UF_6$  i do 2017 r. będzie ona całkowicie wycofana.

### 3.2.

#### Wirówki gazowe

W metodzie wirówkowej do separacji izotopów wykorzystuje się siłę odśrodkową i zjawisko konwekcji. Gazowy  $UF_6$  przepuszczany jest przez specjalnie zaprojektowane do tego celu wirówki. W ich wnętrzu znajduje się wirnik w postaci próżniowego cylindra, napędzany silnikiem elektrycznym, który obraca się z prędkością 50.000-70.000 obr./min. Sześćfluorek uranu doprowadza się do środka wirnika, gdzie uzyskuje prędkość wirowania bliską prędkości obrotowej samego wirnika. Pod wpływem siły odśrodkowej cięższe cząsteczki  $^{238}UF_6$  przesuwają się w kierunku korpusu wirówki, a lżejsze  $^{235}UF_6$  gromadzą się wokół jej osi. Efekt rozdzielenia w kierunku promienia wzmacniany jest następnie przez ogrzewanie jednego z końców wirówki. Powstały gradient temperatury wzdłuż jej osi powoduje powstanie ruchu konwekcyjnego gazu wewnątrz wirnika i ostateczną separację dwóch frakcji (wzbogaconej i zubożonej). W zależności od przyjętej metody grzania konwekcja może wystąpić wzdłuż osi wirnika lub jego ścianki, co powoduje, iż frakcja wzbogacona zbiera się odpowiednio w górnej lub

dolnej części wirnika. Pod wpływem różnicy ciśnień między wejściem gazu oraz wyjściami frakcji zubożonej i wzbogaconej, sześćfluorek uranu przechodzi na wejście do następnej wirówki bez konieczności użycia pomp. Dzięki temu zapotrzebowanie na energię w tej metodzie jest znacznie mniejsze niż w przypadku dyfuzji gazowej.

Wydajność wirówek gazowych zależy głównie od wytworzonego gradientu temperatury oraz uzyskiwanej prędkości obrotowej wirnika i jego długości, co wiąże jest bezpośrednio z wytrzymałością materiałów przeznaczonych na konstrukcje wirników, precyzją ich łożyskowania i tłumieniem drgań. W wirówkach pierwszej generacji wirniki wykonywane były z aluminium. Obecnie do budowy nowoczesnych wirników stosowana jest stal *maraging* lub włókna węglowe. Konstrukcje wirówek wymagają użycia specjalnych materiałów i urządzeń takich jak: łożyska magnetyczne, przetworniki częstotliwości do napędu silników elektrycznych czy przetworników ciśnieniowych do sterowania przepływem  $UF_6$  w kaskadach wirówek.

Jednym z ważniejszych systemów technicznych zakładu wzbogacania wykorzystującego wirówki gazowe jest układ zasilania w energię elektryczną. Aby uzyskać wymagane prędkości obrotowe wirników prąd zmienny pobierany z sieci o częstotliwości 50 lub 60 Hz musi zostać przekształcony na prąd o częstotliwości znacznie większej (rzędu 800-1400 Hz), gdyż obroty silnika napędzającego wirnik wirówki są proporcjonalne do częstotliwości prądu zasilającego. Do tego celu służą specjalne przetworniki częstotliwości, które muszą spełniać wysokie wymagania odnośnie niskiej zawartości harmonicznych i precyzyjnej regulacji częstotliwości.

Ważnym elementem wirówki jest jej obudowa. Musi ona spełniać wysokie wymagania wytrzymało-

ściowe, bowiem w przypadku awarii wirnika powinna zapobiec uszkodzeniu sąsiednich wirówek przez jego zniszczone elementy rozrzucone z ogromną prędkością.

Skomplikowanym systemem jest także układ zasilania kaskad. Z uwagi na silne własności korozyjne i żrące gazowego  $UF_6$ , do tego celu stosowane muszą być specjalne zawory, pompy próżniowe i przetworniki ciśnieniowe gwarantujące jego szczelność i zachowanie bezpieczeństwa personelu.

W nowoczesnych zakładach wzbogacania wykorzystujących metodę wirówek gazowych zużycie energii wynosi ok. 50 kWh/SWU, tj. prawie 50 razy mniejsze niż w metodzie dyfuzyjnej. Uzyskiwane współczynniki separacji wynoszą 1,25-2,0 co znacznie zmniejsza liczbę pojedynczych wirówek w kaskadzie (zwykle kilkadziesiąt) oraz obszar zajmowany przez zakład wzbogacania. Przyjmuje się, że typowa kaskada zawiera ok. siedmiu stopni, aby wyprodukować uran wzbogacony do 5%  $^{235}U$ . Modułowość tej technologii umożliwiła rozbudowę zakładu w zależności od rosnącego zapotrzebowania na pracę rozdzielczą.

W tabeli 5 przedstawiono parametry pracy różnych wirówek gazowych. Jak widać z tego zestawienia ich wydajność wzrasta wraz ze wzrostem długości i prędkości obrotowej.

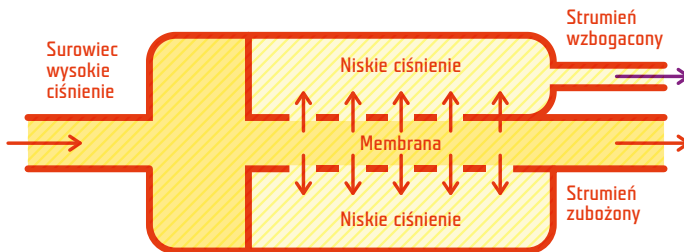
### 3.3.

#### Wzbogacanie laserowe

Wzbogacanie laserowe uranu (*Laser Isotope Separation*, LIS) wykorzystuje zjawisko absorpcji fali świetlnej o różnej długości przez różne izotopy pierwiastka i polega na naświetlaniu mieszaniny izotopów uranu promieniem lasera o takiej długości, który powoduje wzbudzenie jedynie izotopu  $^{235}U$ . Istnieją dwie odmiany tej metody: atomowa (*Atomic Vapor Laser Isotope Separation*,

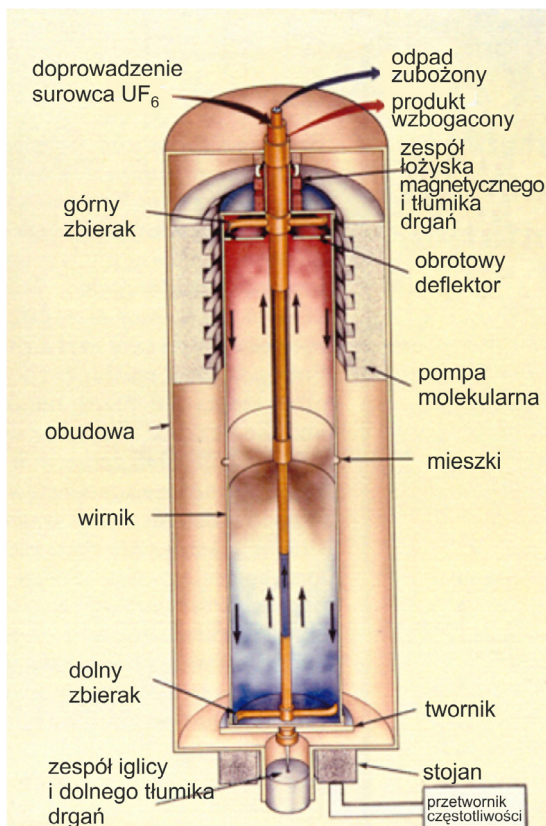
**Schemat 1.**

Schemat budowy komórki dyfuzyjnej



**Schemat 2.**

Schemat budowy wirówki gazowej



**Tabela 5.**

Przegląd parametrów pracy różnych typów wirówek gazowych [4]

Typ	Operator	Materiał wirnika	Prędkość obrotowa [m/s]	Średnica [cm]	Długość [m]	Wydajność kgSWU/rok
Zippe	Rosja	Aluminium	350	7,4	0,3	0,44
P-1	Pakistan, Iran	Aluminium	350	10	2	2-3
P-2	Pakistan, Iran	Stal maraging	485	15	1	5-6
TC-10	URENCO	Stal maraging	500	15	3,2	21
TC-21	URENCO	Włókno węglowe	770	20	5	100
AC100	USEC (USA)	Włókno węglowe	900	60	12	330

AVLIS) i cząsteczkowa (**Molecular Laser Isotope Separation**, MLIS).

W metodzie AVLIS światło lasera powoduje fotojonizację poszczególnych atomów uranu znajdujących się w parach (gazie) uranu metalicznego. Za pomocą światła lasera o pewnej częstotliwości z atomu może zostać wybitny pojedynczy elektron i nastąpi jego jonizacja. Odpowiednio dobierając częstotliwość światła można w ten sposób zjonizować izotop  $^{235}\text{U}$  nie powodując jonizacji  $^{238}\text{U}$ . Dodatkowo naładowane jony  $^{235}\text{U}$  zostają następnie gromadzone na ujemnie naładowanej elektrodzie – następuje separacja izotopów uranu, czyli jego wzbogacenie (w  $^{235}\text{U}$ )<sup>4</sup>.

W metodzie MLIS światło lasera powoduje fotodysocjację cząsteczki gazu  $\text{UF}_6$  (oderwanie jednego atomu fluoru) do postaci jonu  $\text{UF}_5^+$ , który jest ciałem stałym. Podobnie jak w metodzie atomowej dobierając odpowiednio częstotliwość światła lasera można w ten sposób przeprowadzić do postaci  $\text{UF}_5^+$  jedynie cząsteczki  $\text{UF}_6$  zawierające  $^{235}\text{U}$  nie naruszając struktury cząsteczkowej gazu  $\text{UF}_6$  zawierającego izotop  $^{238}\text{U}$ . Wypadające z gazu

jony  $\text{UF}_5^+$  są następnie filtrowane (gromadzone jako proszek na filtrze) i następuje w ten sposób separacja izotopów  $^{235}\text{U}$  i  $^{238}\text{U}$ .

W latach ubiegłych wiele państw starało się opanować technologie laserowe do wzbogacania uranu, lecz z uwagi na konieczność budowy zaawansowanych systemów laserowych nie wyszły one z etapu badań laboratoryjnych i zostały zaniechane. Obecnie jedynym procesem, który zakończył się sukcesem i przeszedł z fazy pilotażowej do budowy zakładów komercyjnych jest proces molekularny SILEX (ang. **Separation of Isotopes by Laser EXcitation**). Został on opracowany przez dwóch australijskich naukowców M. Goldsworthy'ego i H. Struve'a, którzy w 1994 r. przedstawili jego zasady i założyli firmę **Silex Systems Ltd** (SSL) w celu wykorzystania zaprezentowanej technologii do wzbogacania uranu. W 2006 r. licencję na stosowanie metody SILEX zakupił koncern GE. W latach 2007 i 2008 dołączyły do niego odpowiednio firmy Hitachi i Cameco i utworzono wspólne przedsięwzięcie **Global Laser Enrichment** (GLE). W 2010 r. pomyślnie

zakończono pilotażowy program wdrażania technologii SILEX do wzbogacania uranu, uruchomiony w zakładach **Global Nuclear Fuels** (GNF) w Wilmington (Płn. Karolina, USA). Koncern planuje przeprowadzenie powyższego projektu w dwóch etapach. Po zakończeniu programu testowego i uzyskaniu zdolności do wzbogacania uranu do 5 %  $^{235}\text{U}$  ma nastąpić uruchomienie zakładów wzbogacania uranu na skalę przemysłową. Szacunkowy koszt ich wybudowania ocenia się na 1 mld USD. W październiku 2012 r. GLE uzyskało od amerykańskiej komisji dozoru jądrowego (NRC) zgodę na uruchomienie komercyjnego zakładu wzbogacania uranu metodą SILEX o wydajności do 6 mln SWU/rok. Koncern rozważa dwie możliwości lokalizacji takich zakładów – rozbudowę istniejącej instalacji w Wilmington albo budowę zakładów **Paducah Laser Enrichment Facility** (PLEF) w Paducah (Kentucky, USA), gdzie byłby wzbogacany odpad (115.000 ton DU) zgromadzony w mieszczących się tam w przeszłości, zamkniętych zakładach wzbogacania metodą dyfuzji gazowej, który zawiera 0,34%  $^{235}\text{U}$ .

Idea separacji izotopów uranu za pomocą technologii SILEX oparta jest na zastosowaniu lasera gazowego CO<sub>2</sub> o długości fali 10,8 μm do wzbudzenia cząsteczek gazu UF<sub>6</sub>. Impulsy świetlne tego lasera są dostrajane do długości fali 16 μm i następnie służą do oświetlenia gazu nośnego zawierającego UF<sub>6</sub>, rozprężanego w bardzo niskiej temperaturze z dyszy z prędkością naddźwiękową. Impuls świetlny z lasera penetruje gaz, powodując wzrost energii drgań (wzbudzenie) tylko tych cząsteczek UF<sub>6</sub>, które zawierają izotop <sup>235</sup>U. Wzbudzone cząsteczki w wyniku oddziaływania z cząsteczkami gazu nośnika odrzucane są w kierunku granicy strumienia gazu, skąd mogą zostać odpompowane - następuje w ten sposób separacja dwóch strumieni gazu UF<sub>6</sub>: zawierający <sup>235</sup>U (wzbogacony) i zawierający <sup>238</sup>U (zubożony, DU).

Szczegóły technologii SILEX chronione są tajemnicą zarówno przemysłową jak i związaną z możliwością jej wykorzystania do celów militarnych (zagrożenie proliferacją<sup>5</sup>). Wszyscy zatrudnieni przy jej stosowaniu muszą mieć certyfikat dostępu do informacji niejawnych wydany przez Departament Energii (DOE) na poziomie „Q” (najwyższy z możliwych) i muszą być obywatelami USA.

Technologia SILEX jest bardzo atrakcyjna pod względem komercyjnym i konkurencyjna w stosunku do metody wirówek gazowych. Wydajność wzbogacania jest na tyle duża, że wystarczą trzy stopnie w kaskadzie, aby uzyskać wzbogacenie 5% <sup>235</sup>U, zużywane jest przy tym ok. 20% mniej energii elektrycznej w stosunku do metody wirówkowej. Ponadto urządzenia do wzbogacania zajmują mniejszą powierzchnię oraz zapewniają niższą emisję substancji szkodliwych dla otoczenia. Komercyjne wprowadze-

nie tej technologii pozwoli znacznie obniżyć koszt paliwa jądrowego, co będzie miało zasadnicze znaczenie dla dalszego rozwoju energetyki jądrowej.

Technologia wzbogacania laserowego może być wykorzystywana w przyszłości także do likwidacji znacznych zapasów zubożonego uranu, który po wzbogaceniu może zastąpić uran naturalny wydobywany w kopalniach.

### 3.4. Umędzynarodowienie procesu wzbogacania uranu

Chociaż obecnie technologia wzbogacania uranu jest w dyspozycji 13 państw to ok. 90% światowych zdolności do wzbogacania znajduje się w rękach pięciu państw jądrowych (US, UK, RU, FR, CN). Kierują się one w swojej polityce bezpieczeństwa tzw. zasadą wielostronnego podejścia do technologii wrażliwych na proliferację (multilateral nuclear approaches, MNA). Polega to na udostępnianiu innym państwom swoich zdolności (usług w jądrowym cyklu paliwowym) bez udostępniania samych technologii.

Ze względu na możliwość nielegalnego i skrytego wykorzystania technologii wzbogacania do produkcji broni jądrowej Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej (IAEA) stara się objąć międzynarodową kontrolą wszystkie nowo-budowane zakłady wzbogacania, a także docelowo również pozostałe zakłady na świecie. W tym celu wspólnie z Federacją Rosyjską i Stanami Zjednoczonymi aktywnie działa, w ramach programu **Global Nuclear Energy Partnership** (GNEP), na rzecz ustanowienia międzynarodowych centrów wzbogacania uranu.

**Pierwsze takie centrum *International Uranium Enrichment Centre* (IUEC) powstało w roku 2007 w Angarsku na bazie zakładów**

**chemicznych Angarsk Electrolytic Chemical Combine**. Udziałowcami tego przedsięwzięcia obok Rosji są: Kazachstan, Armenia i Ukraina. Centrum ma sprzedawać zarówno usługi wzbogacania (SWU) jak i wzbogacony uran (enriched uranium product, EUP).

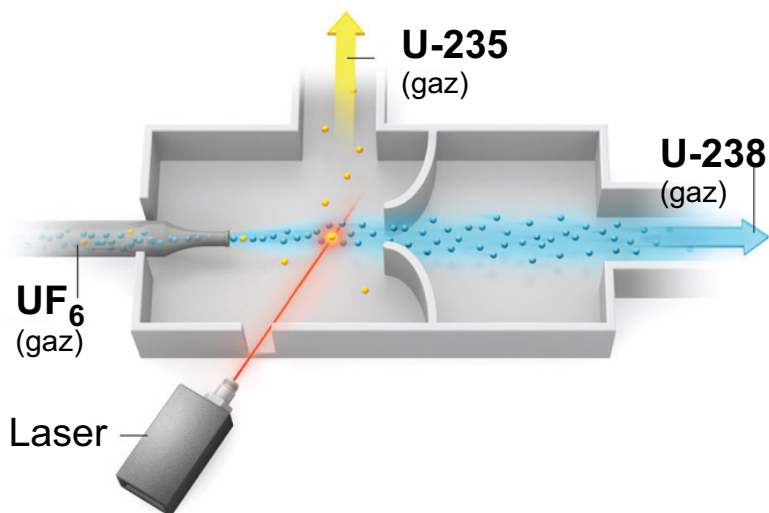
Podobny charakter miało konsorcjum **Eurodif (European Gaseous Diffusion Uranium Enrichment Consortium)**, wchodzące w skład koncernu **Areva**, które eksploatowało zakłady wzbogacania Georges Besse I w Tricastin. Udziały w tym przedsiębiorstwie miały: Francja, Włochy, Hiszpania, Belgia oraz Iran. Zakłady były stopniowo zamykane i zastąpiono je nowym zakładem Georges Besse II stosującym metodę wirówek gazowych. Francuska Komisja Energii Atomowej zaproponowała, aby zakład ten był, podobnie do poprzedniego, dostępny dla współpracy międzynarodowej. Udziały w eksploatującej go firmie Societe d'Enrichissement du Tricastin (SET) sprzedane zostały Japonii i Korei Płd.

Firma **Urenco** posiada swoje zakłady zlokalizowane w trzech państwach: Wlk. Brytanii, Niemczech i Holandii. Także w tym przypadku technologia wzbogacania nie jest dostępna ani dla państw-gospodarzy ani dla jej udziałowców<sup>6</sup>.

Projekt GLE budowy zakładów wzbogacania laserowego jest również projektem międzynarodowym. Mają w nim udziały: US, Kanada i Japonia.

### Schemat 3.

Schemat ideowy separacji izotopowej z użyciem lasera



### Tabela 6.

Schemat ideowy separacji izotopowej z użyciem lasera

Państwo	Przedsiębiorstwo, zakłady	Produkcja [tys.SWU/rok]		
		2013	2015	2020
Francja	Areva, Georges Besse I & II	5500	7000	7500
GE-NL-UK	Urenco: Gronau, GE; Almelo, NL; Capenhurst, UK.	14.200	14.400	14.900
Japonia	JNFL, Rokkaasho	75	75	75
USA	Urenco, New Mexico	3500	4700	4700
USA	Global Laser Enrichment, Paducah (plan)	0	0	0
Rosja	Tenex: Angarsk, Novouralsk, Zelenogorsk, Seversk	26.000	26.578	28.663
Chiny	CNNC, Hanzhun & Lanzhou	2200	5760	10,700+
Inni	Argentyna, Brazylia, Indie, Pakistan, Iran	75	100	170
<b>Razem SWU/rok</b>		<b>51.550</b>	<b>58.600</b>	<b>66.700</b>
Zapotrzebowanie (przewidywania WNA)		49.154	47.285	57.456

4. Za pomocą technologii AVLIS można również dokonywać separacji izotopów plutonu.  
 5. proliferacja (rozprzestrzenianie) – wykorzystanie cywilnych technologii i materiałów jądrowych w celach militarnych niezgodne

z międzynarodowym Układem o nierozprzestrzenianiu broni jądrowej (NPT).  
 6. Plany budowy wirówek gazowych eksploatowanych przez firmę Urenco zostały wykradzione w roku 1975 przez pakistańskiego

inżyniera A. Q. Khana, który na ich podstawie zbudował militarny program jądrowy Pakistanu. Następnie utworzył on nielegalną międzynarodową sieć dostawców i przekazał tą technologię do Iranu, Korei Płn. oraz Libii.



## 4.

# Produkcja paliwa

Kolejnym etapem jądrowego cyklu paliwowego jest produkcja paliwa dla elektrowni jądrowej. Jest to złożony proces chemiczno-metalurgiczny, którego finalnym produktem są zestawy paliwowe gotowe do załadunku do rdzenia reaktora jądrowego. W zależności od typu reaktora w zestawach paliwowych znajduje się uran naturalny lub uran wzbogacony.

**Większość obecnie eksploatowanych reaktorów energetycznych stanowią reaktory lekkowodne** (Light Water Reactor, LWR), w których jako paliwo wykorzystywany jest uran wzbogacony (3-5%  $^{235}\text{U}$ ), występujący w postaci  $\text{UO}_2$  (co wymaga uprzedniego przeprowadzenia go w postaci  $\text{UF}_6$ , w jakiej był wzbogacany).

**Podstawowym elementem paliwa jądrowego dla reaktora energetycznego jest pastylka paliwowa. Jest to sprasowany i spieczony  $\text{UO}_2$  w kształcie cylindra o średnicy ok. 1 cm i wysokości ok. 1,5 cm.** (wymiaru te są różne dla różnych typów reaktorów). Pastylki paliwowe ułożone są w cylindrycznej tulei – **koszulce** wykonanej ze stopu cyrkonu z niewielkimi dodatkami niklu, chromu, niobu i żelaza (zircalloy, ZIRLO) lub stali nierdzewnej. Koszulki zawierające pastylki wypełnione są helem i szczelnie zamknięte – tworzą **pręt paliwowy**. Pręty paliwowe wraz z prętami regulacyjnymi umieszczo-

ne w matrycy dystansującej tworzą **zestaw paliwowy**.

W zależności od typu reaktora konstrukcja zestawów paliwowych jest zróżnicowana. Zawierają one od 200 do 500 kg uranu. Długość zestawów dla reaktora PWR wynosi zwykle kilka metrów. Liczba zestawów paliwowych w konkretnym reaktorze zależy od zaprojektowanej mocy reaktora, jego konstrukcji oraz rozmiarów rdzenia reaktora.

W angielskich reaktorach Magnox stosowane było (reaktory te są obecnie wyłączone z użycia) paliwo z uranu naturalnego w postaci metalicznej. Podobne paliwo występuje w reaktorach ciężkowodnych (Heavy Water Reactor, HWR).

W reaktorach jądrowych jako paliwo można stosować także mieszaninę tlenków uranu i plutonu ( $\text{UO}_2 + \text{PuO}_2$ ). Paliwo takie nazywane jest **MOX** (ang. Mixed OXide fuel). Izotop plutonu  $^{239}\text{Pu}$  wchodzący w skład tego paliwa otrzymywany jest głównie z przerobu wypalonego paliwa lub z likwidowanych zapasów broni jądrowej. Paliwo to jest coraz częściej stosowane w energetyce jądrowej i obecnie w Europie pracuje ok. 30 reaktorów na paliwie MOX. Wykorzystywane jest ono na coraz większą skalę także w Japonii.

W reaktorach wysokotemperaturowych chłodzonych gazem stosuje się paliwo z mieszaniny tlenku i węgliku uranu zaprasowane w matrycy grafitowej w formie cylindrów lub kul - paliwo TRISO

(tristructural-isotropic). Ta sama technologia używana jest do produkcji paliwa torowo-uranowego, zawierającego oprócz uranu również pierwiastek tor ( $^{232}\text{Th}$ ). W przypadku tych reaktorów rdzeń stanowi tzw. złożę usypane (z kul) (ang. pebble bed)<sup>7</sup>.

W ostatnim okresie dostrzega się powrót do koncepcji reaktorów na stopione sole (Molten Salt Reactors, MSR), z uwagi na ich zdolność do wypalania mniejszych aktynowców (co znacznie skraca czas koniecznej izolacji odpadów promieniotwórczych od otoczenia) oraz możliwość stosowania toru jako paliwa. W reaktorach tego typu paliwo stanowią ciekłe fluorki uranu rozpuszczone we fluorkach litu, berylu i cyrkonu ( $\text{LiF}-\text{BeF}_2-\text{ZrF}_4-\text{UF}_4$ )<sup>8</sup>. Stopione sole zawierające materiał rozszczepialny ( $\text{UF}_6$ ) przepływają poprzez kanały w rdzeniu grafitowym, gdzie następuje reakcja rozszczepienia i produkcja energii. Ciepło powstałe w stopionej soli przekazywane jest następnie w wymiennikach ciepła do wtórnego obiegu chłodzącego i w kolejnych wymiennikach ciepła do obiegu konwersji energii. W reaktorach MSR paliwo oprócz nośnika energii pełni więc także rolę czynnika roboczego (chłodzącego) odbierającego energię wydzielaną w rdzeniu.

Od końca lat 70. ubiegłego wieku Stany Zjednoczone prowadzą intensywne działania na rzecz wyeliminowania wysokowzbo-

conego uranu (HEU) z cywilnych programów jądrowych wszystkich państw<sup>7</sup>. Służy temu m.in. inicjatywa **Reduced Enrichment for Research and Test Reactors (RERTR)** z roku 1978, której celem jest opracowanie technologii pozwalającej na konwersję reaktorów badawczych z paliwa wysokowzbogaconego (HEU) o zawartości  $^{235}\text{U} > 20\%$  na paliwo **niskowzbogacone (LEU)** o zawartości  $^{235}\text{U} < 20\%$ . Aby zachować dotychczasowe parametry reaktorów (głównie strumień neutronów i moc) nowe paliwo o zmniejszonym wzbogaceniu musi mieć większą gęstość (zawierać więcej  $^{235}\text{U}$  w jednostce objętości od poprzedniego, opartego głównie na tlenku uranu  $\text{UO}_2$ ). W ciągu ostatnich dwu dekad opracowano kilka rodzajów paliwa o zwiększonej gęstości uranu, co umożliwiło konwersję ok. 65 reaktorów badawczych na paliwo LEU (jeszcze ok. 100 oczekuje na nowy rodzaj paliwa). Dotychczas najwyższą gęstość  $^{235}\text{U}$  uzyskano stosując paliwo oparte na krzemianach uranu ( $\text{U}_3\text{Si}_2$ ). Większą gęstość i lepsze parametry pracy naukowcy spodziewają się uzyskać przy zastosowaniu do produkcji paliwa stopów uranu i molibdenu (U-Mo).

W grudniu 2010 r. MAEA oficjalnie certyfikowała utworzenie w rosyjskich zakładach wzbogacania uranu **International Uranium Enrichment Center (IUEC)** w Angarsku pierwszego międzynarodowego

banku paliwa jądrowego<sup>10</sup>. W ramach tego projektu zgromadzony został zapas 120 ton lekkowzbogaconego uranu (LEU) w postaci sześćsiofluorku uranu wzbogaconego do wartości 2-5%  $^{235}\text{U}$ .

MAEA w sierpniu 2015 r. podpisała porozumienie z rządem Kazachstanu w sprawie utworzenia drugiego międzynarodowego banku paliwa dla reaktorów energetycznych na terenie zakładów **Ulba Metallurgical Plant (UMP)** w Osken. Finansowanie tego projektu zapewniają kraje członkowskie MAEA, a zgromadzony zapas LEU ma wynosić 90 ton.

Paliwo przechowywane w tych międzynarodowych bankach będzie mogło być w każdej chwili sprzedane dowolnemu państwu należącemu do MAEA, które miałoby kłopoty z zaopatrzeniem w paliwo jądrowe. **Zapasy LEU mają zagwarantować nieprzerwane, niezależne od żadnych czynników politycznych dostawy takiego paliwa. Uzyskana gwarancja ma zachęcić państwa rozwijające energetykę jądrową do niepodjęcia prac związanych z samodzielną produkcją paliwa jądrowego.** Zwiększona w ten sposób odporność jądrowego cyklu paliwowego na proliferację broni jądrowej – co jest statutowym zadaniem MAEA.

W ramach uzupełnienia koncepcji banków paliwa w marcu 2011 r. RG MAEA zaaprobowała brytyjską

propozycję (tzw. London's „fuel assurance” plan) zmierzającą do dalszego zagwarantowania państwom dostępu do paliwa jądrowego dla celów pokojowych. Plan ten zakłada ustanowienie międzynarodowych porozumień dwustronnych, w których państwa produkujące paliwo zagwarantują jego dostawy do państw zamierzających rozwijać energetykę jądrową pod warunkiem, że będą one podlegały systemowi zabezpieczeń MAEA oraz podpiszą zobowiązanie, iż otrzymane paliwo będzie odpowiednio chronione i wykorzystane wyłącznie do celów pokojowych.

Podobny mechanizm gwarancji dostaw paliwa ustanowił Departament Energii w Stanach Zjednoczonych (DoE), który w roku 2011 przedstawił program **American Assured Fuel Supply (APS)**. W ramach tego przedsięwzięcia do dyspozycji państw udostępniono 230 ton LEU pochodzącego z rozcięcia zapasów HEU, który może być sprzedawany po cenach rynkowych. Program zarządzany jest przez US National Nuclear Safety Administration (NNSA) i zakupu uranu można dokonywać za pośrednictwem podmiotów amerykańskich.

7. Reaktory wysokotemperaturowe stosujące paliwo TRISO mogą mieć również rdzeń pryzmatyczny, w którym granulki paliwowe TRISO są pakowane w grafitowe tuleje umieszczone w pionowych kanałach bloków grafitowych w kształcie sześciokątnych graniastopów (prismatic).

8. Paliwo uranowe może być także domieszkowane torem – jako materiałem paliworod-

nym, z którego powstaje rozszczepialny  $^{233}\text{U}$  ( $\text{LiF-BeF}_2\text{-ThF}_4\text{-UF}_4$ ).

9. Całkowita ilość HEU zgromadzona na świecie wynosi ok. 1370 ton, co wystarcza do budowy ponad 20.000 ładunków jądrowych podobnych do bomby zrzuconej na Hiroszimę. W cywilnych zastosowaniach jest on wykorzystywany jako paliwo do reaktorów napędowych łodołamaczy, paliwo do reaktora-

ów badawczych oraz materiał do produkcji radioizotopów dla celów medycznych.

10. Porozumienie w sprawie utworzenia międzynarodowego banku paliwa jądrowego MAEA podpisała z Rosją 29 marca 2010 r. Przewidywany zapas 120 ton LEU wystarczy do trzykrotnego załadunku reaktora jądrowego o mocy 1 GWe.

**Tabela 7a.**

Lokalizacja i zdolności do produkcji paliwa jądrowego do reaktorów LWR w t/rok [6]

	Producent	Lokalizacja	Konwersja	Produkcja pastylek	Zestawy paliwowe
Brazylia	INB	Resende	160	160	240
Chiny	CNNC	Yibin	400	400	450
		Baotou	200	200	200
Francja	AREVA NP-FBFC	Romans	1800	1400	1400
Niemcy	AREVA NP-ANF	Lingen	800	650	650
Indie	DAE Nuclear Fuel Complex	Hyderabad	48	48	48
Japonia	NFI (PWR)	Kumatori	0	360	284
	NFI (BWR)	Tokai-Mura	0	250	250
	Mitsubishi Nuclear Fuel	Tokai-Mura	450	440	440
	Global NF-J	Kurihama	0	750	750
Kazachstan	Ulba	Ust Kamenogorsk	2000	2000	0
Korea Płd.	KNFC	Daejeon	700	700	700
Rosja	TVEL-MSZ	Elektrostal	1500	1500	1560
	TVEL-NCCP	Novosibirsk	450	1200	1200
Hiszpania	ENUSA	Juzbado	0	500	500
Szwecja	Westinghouse	Västeras	600	600	600
UK	Westinghouse	Springfields	950	600	860
	AREVA Inc	Richland	1200	1200	1200
USA	Global NF-A	Wilmington	1200	1000	1000
	Westinghouse	Columbia	1500	1500	1500
Razem			13.958	15.418	13.832

**Tabela 7b.**

Lokalizacja i zdolności do produkcji paliwa do reaktorów PHWR w t/rok [6]

	Producent	Lokalizacja	Zestawy paliwowe
Argentyna	CONUAR	Cordoba & Eizeiza	160
Kanada	Cameco	Port Hope	1200
	GNF-Canada	Peterborough	1500
Chiny	CNNC China Northern	Baotou	200
Indie	DAE Nuclear Fuel Complex	Hyderabad	435

**Tabela 7c.**

Lokalizacja i zdolności do produkcji paliwa MOX w t/rok [6]

	Producent	Lokalizacja	Produkcja pastylek	Zestawy paliwowe
Francja	Areva NC	Marcoule	195	195
Indie	DAE Nuclear Fuel Complex	Tarapur	50	50
Japonia	JARA	Tokai-Mura	5	5
	JNFL	Rokkasho-Mura	130	130
USA		Savannah River	100	100
Razem			480	480

## 5. Reaktor jądrowy

### 5.1.

#### Wytwarzanie energii

Większość elektrowni jądrowych na świecie wyposażona jest w reaktory lekkowodne (LWR), tj. reaktory moderowane i chłodzone lekką wodą. Stanowią one obecnie 81,5% wszystkich zainstalowanych bloków. Jądrowe lekkowodne reaktory energetyczne produkują energię elektryczną poprzez podgrzewanie wody w rdzeniu reaktora i następnie zamianę jej w parę technologiczną - bezpośrednio (jak w reaktorach wodnych wrzących - BWR) lub w obiegu dwustopniowym (jak w reaktorach wodnych ciśnieniowych - PWR). Para jest następnie wykorzystywana do napędu generatorów prądu elektrycznego. W tym sensie jądrowy blok energetyczny jest podobny do innych elektrowni konwencjonalnych, gdzie ciepło ze spalania węgla lub gazu jest wykorzystywane do podgrzewania wody i produkcji pary. Kluczową różnicą pomiędzy tymi technologiami jest fakt, iż ciepło generowane w rdzeniu nie pochodzi ze spalania paliwa w tlenie, lecz z różnych reakcji jądrowych, z których zasadniczą jest kontrolowana reakcja łańcuchowa rozszczepienia jąder atomowych. „Spalane” jest tutaj paliwo jądrowe (głównie  $^{235}\text{U}$  i  $^{239}\text{Pu}$  oraz  $^{233}\text{U}$ ) oraz uwalniana bardzo duża ilość energii, a produktami są neutrony i inne pierwiastki (produkty rozszczepie-

nia). **Energetyka jądrowa jest bezemisyjna, bowiem reaktor jądrowy nie emituje spalin (tlenków węgla, azotu, siarki, pyłów, popiołów itd.).** Przy obecnym poziomie technologii stosowanych w jądrowym cyklu paliwowym **z 1 tony naturalnego uranu można wyprodukować ok. 44 mln kWh (44 GWh) energii elektrycznej, co jest porównywalne ze spalaniem 20.000 ton węgla kamiennego lub 8,5 mln m<sup>3</sup> gazu.**

Reakcja rozszczepienia zachodzi bezpośrednio w paliwie jądrowym znajdującym się w rdzeniu reaktora. Oprócz paliwa, do kontrolowanego przebiegu reakcji rozszczepienia w reaktorach termicznych konieczny jest moderator, który spowalnia powstające neutrony do energii termicznej<sup>11</sup> oraz chłodziwo, które odbiera powstającą w paliwie energię. Kontrolę nad wydzielaniem energii w rdzeniu zapewnia system prętów sterujących pracą reaktora, które są zbudowane z materiału silnie pochłaniającego neutrony (kadm, gadolin, hafn, bor).

Na świecie eksploatowane są również bloki energetyczne wyposażone w reaktory innego typu, w których moderatorem jest grafit (LWGR/RBMK, AGR, Magnox/GCR) lub ciężka woda (CANDU, PHWR), natomiast w charakterze chłodziwa występuje ciężka woda (CANDU, PHWR) lub gaz (AGR, Magnox/GCR). Istnieją także bloki energetyczne wyposażone w reaktory

prędkie (FR), które nie posiadają moderatora (rozszczerpienia zachodzą pod wpływem neutronów prędkich o energiach większych od 1 MeV) i chłodzone są ciekłym sodem.

Na dzień 31 grudnia 2015 r. na świecie **czynnych było 439 bloków jądrowych o sumarycznej mocy 382,5 GWe.** W minionym 2015 roku zanotowano wzrost o ok. 5 GWe światowych zdolności do generacji energii elektrycznej w elektrowniach jądrowych, a liczba działających reaktorów zwiększyła się o dwa. **W budowie znajdowało się 66 bloków jądrowych o całkowitej mocy projektowej 70,3 GWe.**

W roku 2015 produkcja energii elektrycznej w elektrowniach jądrowych wyniosła **2411 TWh**, co stanowiło **11,5%** całkowitej produkcji elektryczności na świecie.

Wśród eksploatowanych reaktorów na świecie zdecydowanie dominują **reaktory lekkowodne (81,5%)**, w większości ciśnieniowe typu **PWR (63,2%)**. Drugie w kolejności występowania są reaktory z wrzącą wodą typu BWR, które stanowią 18,3% wszystkich bloków. Reaktory ciężkowodne, grafitowe, gazowe oraz prędkie stanowią w sumie 18,5% światowej floty reaktorów.

Oprócz reaktorów energetycznych eksploatowane są liczne reaktory przeznaczone do innych celów:

- badawcze - do prowadzenia

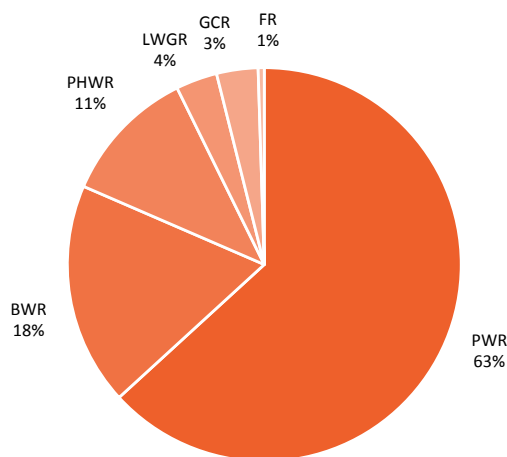
**Tabela 8.**

Podstawowe charakterystyki reaktorów energetycznych

Typ	PWR / WWER	BWR	CANDU PHWR	LWGR / RBMK	AGR	Magnox /GCR	FR
Widmo neutronów	Termiczne	Termiczne	Termiczne	Termiczne	Termiczne	Termiczne	Prędkie
Moderator	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	D <sub>2</sub> O	Grafit	Grafit	Grafit	-
Chłodziwo							
typ	H <sub>2</sub> O pod ciśnieniem	H <sub>2</sub> O wrzące	D <sub>2</sub> O pod ciśnieniem	H <sub>2</sub> O wrzące	CO <sub>2</sub>	CO <sub>2</sub>	Na
ciśnienie [bar]	155	70	110	70	40	19	5
temperatura na wyjściu [°C]	320	286	310	284	630	400	550
Paliwo							
typ	UO <sub>2</sub> lub MOX	UO <sub>2</sub> lub MOX	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>	Umetal	UO <sub>2</sub>
wzbogacenie	do 5% <sup>235</sup> U	do 5% <sup>235</sup> U	Unat.	do 3% <sup>235</sup> U	2,5-3,8% <sup>235</sup> U	Unat.	17-26% <sup>235</sup> U
koszulka	Zircalloy	Zircalloy	Zircalloy	Zircalloy	Stal	MgO-Al	Stal

**Wykres 5.**

Procentowy rozkład reaktorów energetycznych wg ich typów [7]



przede wszystkim prac naukowo-badawczych i wytwarzania izotopów promieniotwórczych;

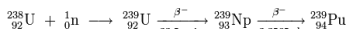
- szkoleniowe - do celów dydaktycznych i szkolenia personelu;
- wytwórcze - do produkcji radioizotopów;
- napędowe - do napędu statków handlowych, łodołamaczy, okrętów wojennych;
- ciepłownicze - wytwarzające ciepło do celów ogrzewczych lub odsalania wody;
- wysokotemperaturowe - wytwarzające ciepło do różnych procesów technologicznych;
- do celów specjalnych (produkcja plutonu, trytu).

Często reaktory jądrowe pełnią wiele funkcji, np. reaktory energetyczne dostarczają także ciepło do ogrzewania. Reaktory badawcze są również reaktorami szkoleniowymi. Reaktory wysokotemperaturowe obok produkcji ciepła technologicznego mogą produkować energię elektryczną (z wyższą sprawnością niż w typowych reaktorach energetycznych).

## 5.2.

### Produkcja plutonu w reaktorze jądrowym

Pluton jest pierwiastkiem, który nie występuje w naturze w skropie ziemskiej. Posiada on wiele izotopów, z których najważniejszy  $^{239}\text{Pu}$  jest sztucznie wytwarzany w reaktorze jądrowym w reakcji wychwytu neutronu przez znajdujący się w paliwie izotop uranu  $^{238}\text{U}$  oraz dwa kolejne rozpady  $\beta$ .



Powstały w ten sposób izotop plutonu  $^{239}\text{Pu}$  jest rozszczepiany za pomocą neutronów termicznych. W trakcie kampanii reaktora ponad połowa  $^{239}\text{Pu}$  ulega rozszczepieniu. Wydzielana przy tym energia wnosi istotny wkład do całkowitej energii produkowanej w reaktorze (35%). W typowych warunkach dla reaktó-

rów lekkowodnych o mocy 1 GWe w ciągu roku pracy powstaje ok. 3% plutonu, a w wypalonym paliwie po wyładunku znajduje się go jeszcze ok. 1% (250-300 kg).

W trakcie napromieniania paliwa uranowego w reaktorze w kolejnych reakcjach jądrowych tworzą się także inne izotopy plutonu:  $^{240}\text{Pu}$  i  $^{241}\text{Pu}$  oraz  $^{238}\text{Pu}$  powstający z  $^{235}\text{U}$  (którego jest w paliwie znacznie mniej niż  $^{238}\text{U}$ ). Przy niewielkich stopniach wypalenia paliwa (krótki okres pracy reaktora) zawartość tych dodatkowych izotopów jest znikoma. Natomiast wzrasta ona znacznie wraz ze wzrostem stopnia wypalenia paliwa. Na **wykresie 6** przedstawiono zmianę składu izotopowego plutonu w paliwie wraz ze wzrostem stopnia jego wypalenia. Dla przykładu w komercyjnym reaktorze PWR przy stopniu wypalenia 33 GWd/t rozkład izotopów plutonu w wypalonym paliwie kształtuje się następująco:  $^{239}\text{Pu}$  – 59%,  $^{240}\text{Pu}$  – 21%,  $^{241}\text{Pu}$  – 14%,  $^{242}\text{Pu}$  – 5%,  $^{238}\text{Pu}$  – 2-3%.

Wytworzony w ten sposób pluton reaktorowy (ang. Reactor Grade Plutonium – RGPU) nie nadaje się zbytnio do konstrukcji ładunku jądrowego, w którym wykorzystywany jest pluton zawierający głównie izotop  $^{239}\text{Pu}$ . Obecność pozostałych izotopów plutonu utrudnia prace konstrukcyjne i komplikuje budowę takiego ładunku.

Izotop  $^{240}\text{Pu}$  w znacznym stopniu ulega spontanicznej reakcji rozszczepienia emitując dużą liczbę neutronów. Zwiększa to prawdopodobieństwo, że taki neutron zainicjuje reakcję łańcuchową zanim ładunek jądrowy osiągnie swój maksymalny stan nadkrytyczny - co spowoduje przedwczesny wybuch (ang. fizzle) i znaczną redukcję mocy eksplozji. Prawdopodobieństwo zajścia tego zjawiska rośnie wraz ze wzrostem zawartości  $^{240}\text{Pu}$  w wytworzonym plutonie. Z punktu widzenia konstruktorów broni jądrowej obec-

ność  $^{240}\text{Pu}$  w materiale, z którego buduje się ładunek jest niepożądana i tzw. pluton klasy zbrojeniowej (ang. Weapon Grade Plutonium – WGPU) nie może zawierać go więcej niż 7%. Ponieważ ilość  $^{240}\text{Pu}$  w paliwie wzrasta wraz z upływem czasu, podczas którego pozostaje ono w reaktorze, wobec tego, aby uzyskać pluton klasy zbrojeniowej paliwo musi zostać wyładowane zanim koncentracja  $^{240}\text{Pu}$  przekroczy 7%. Stopień wypalenia takiego paliwa nie powinien przekraczać ok. 5 MWd/kg (efektywnie 3-4 miesiące od rozpoczęcia kampanii reaktora).

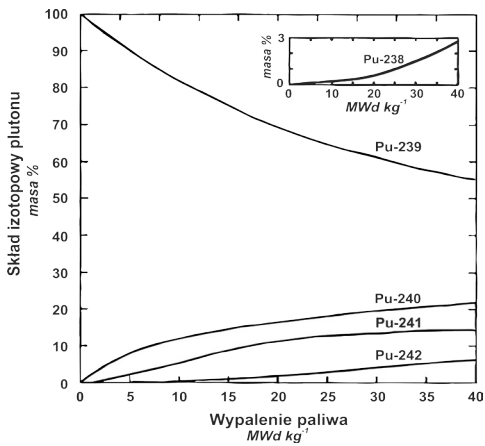
Izotop  $^{238}\text{Pu}$  w trakcie rozpadu promieniotwórczego generuje duże ilości ciepła<sup>12</sup>, co negatywnie wpływa na pozostałe komponenty ładunku (np. materiał wybuchowy) i wymaga zaprojektowania specjalnego systemu jego odprowadzania.

Izotop  $^{241}\text{Pu}$  rozpada się do izotopu  $^{241}\text{Am}$ , który emituje bardzo przenikliwe promieniowanie  $\gamma$  zwiększając tym samym narażenie personelu zaangażowanego w produkcję i obsługę ładunku jądrowego. Wymaga to stosowania dodatkowych osłon przed promieniowaniem.

Pluton produkowany jest w każdym reaktorze jądrowym pracującym na paliwie uranowym (oprócz reaktorów pracujących w cyklu torowo-uranowym). Ze względu na większą zawartość  $^{238}\text{U}$  najlepiej do tego celu nadają się reaktory pracujące na uranie naturalnym - wymagają one jednak zastosowania moderatora grafitowego lub w postaci ciężkiej wody. Typowym paliwem w reaktorach przeznaczonych do produkcji plutonu jest uran naturalny w postaci metalicznej. Zwykle paliwo to znajduje się w koszulce ze stali lub aluminium. Ponieważ uran metaliczny jest mało stabilny mechanicznie i szybko ulega deformacji pod wpływem temperatury

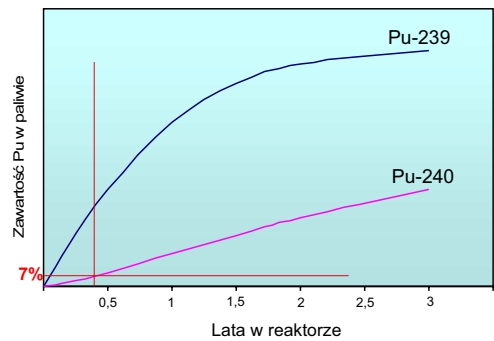
### Wykres 6.

Zmiana składu izotopowego plutonu w paliwie jądrowym [8]



### Wykres 7.

Schemat produkcji plutonu w paliwie



### Tabela 9.

Przegląd reaktorów wykorzystywanych w przeszłości do produkcji plutonu militarnego [9]

Moderator	Grafit		Ciężka woda	
Chtodziwo	H <sub>2</sub> O	Gaz (CO <sub>2</sub> , powietrze)	H <sub>2</sub> O	D <sub>2</sub> O
USA	Hanford (B-reaktor)	-	-	Savannah River (Reaktor R, P L)
Rosja	Tomsk-7 (EI-1, EI-2, ADE)	-	-	-
Wlk. Bryt.	-	Calder Hall (Magnox)	-	-
Francja	-	Marcoule (G-seria)	-	Marcoule (Celestine)
Chiny	Jiuquan	-	-	-
Izrael	-	-	-	Dimona



to jego stopień wypalenia musi być ograniczony do bardzo małej wartości. Aby uzyskać dużą wydajność i wysoką czystość plutonu, paliwo w reaktorach produkcyjnych musi być często wymieniane – muszą więc one mieć możliwość jego przeładunku bez przerywania pracy reaktora. W **tabeli 9** przedstawiono przegląd reaktorów wykorzystywanych w przeszłości do produkcji plutonu dla celów militarnych.

Z powyższych względów **reaktory lekkowodne, które dominują wśród reaktorów energetycznych nie nadają się do produkcji plutonu dla celów militarnych**. Traktuje się je, jako odporne na rozprzestrzenianie broni jądrowej (ang. proliferation resistant). W celu wyładunku paliwa reaktor musiałby zostać wyłączony i zdjeta pokrywa jego zbiornika. Wyłączenie reaktora 1 GWe po 3 miesiącach od rozpoczęcia kampanii jest bardzo łatwe do wykrycia, nie mówiąc już o stratach finansowych z tym związanych. **Przyjmuje się, że standardowy reaktor LWR, który pracował dłużej niż 3 miesiące nie może wyprodukować plutonu klasy zbrojeniowej.**

Tego wbudowanego mechanizmu zapobiegania produkcji plutonu dla celów militarnych nie posiadają jednak inne typy reaktorów energetycznych. Szczególnie pod tym względem wrażliwe są reaktory ciężkowodne i grafitowe (RMBK, CANDU, PHWR, Magnox). W re-

aktorach tych paliwo może bowiem być wyładowywane w sposób ciągły bez ich zatrzymywania i zatem mogą potencjalnie służyć do produkcji plutonu. Teoretycznie można także wyobrazić sobie przypadek awarii paliwa w reaktorze LWR i konieczność jego wyładunku przed projektowanym końcem kampanii. W takim przypadku w wyładowanym paliwie skład izotopowy plutonu może okazać się zbliżony do plutonu klasy zbrojeniowej.

### 5.3. Przechowywanie prętów paliwowych

W elektrowni jądrowej o mocy 1 GWe przeładowuje się corocznie kilkadziesiąt ton paliwa. Paliwo w rdzeniu reaktora rozmieszczone jest w zależności od stopnia jego wypalenia (wzbogacenia). Przy każdym zatrzymaniu reaktora na przeładunek wymieniana jest jedna trzecia zestawów paliwowych. Paliwo najbardziej zużyte usuwane jest z rdzenia, a nowe świeże paliwo umieszczane w rejonie zewnętrznym. Pozostałe zestawy paliwowe są tasowane (rearranged) w strefie wewnętrznej, tak by uzyskać możliwie jednorodny rozkład generacji ciepła. Po trzech przeładunkach osiąga się stan równowagi.

Wypalone paliwo opuszczające reaktor przenoszone jest do basenu z wodą (tzw. mokry przechowalnik wypalonego paliwa) przylegającego zwykle do budynku reaktora.

Zużyte pręty zawierają bardzo duże ilości silnie promieniotwórczych produktów rozszczepienia, które wydzielają stosunkowo dużą ilość ciepła. W trakcie przechowywania w basenie przez dłuższy czas (od kilku do kilkudziesięciu lat) ich aktywność powoli spada i wydzielane są też coraz mniejsze ilości ciepła. Woda w basenie pełni rolę zarówno biologicznej osłony przed promieniowaniem jak i chłodziwa, które odbiera wydzielane ciepło i zapobiega przegrzaniu się wypalonych prętów. W niektórych krajach (USA, Słowacja, Niemcy, Ukraina) z obawy przed możliwością rozszczelnienia prętów pod wpływem korozji jest ono przenoszony z basenów i przechowywane w suchych przechowalnikach na powierzchni ziemi, gdzie odbiór ciepła zapewnia zwykła konwekcja powietrza atmosferycznego. W zależności od przyjętej przez dane państwo polityki postępowania z wypalonym paliwem jest ono następnie na stałe składowane w głębokich formacjach geologicznych (składach podziemnych) jako wysokoaktywny odpad promieniotwórczy lub kierowane do zakładów przerobu i ponownie włączane do cyklu paliwowego.

11. neutron termiczny ma energię około 25 meV, prędkość 2,2 km/s, długości fali 1,8 Å i temperaturę 290 K (200C)

12. <sup>238</sup>Pu, którego ciepło właściwe pochodzące z rozpadu wynosi 0,56W/g, znajduje szerokie zastosowanie do produkcji elek-

tryczności w radioizotopowych generatorach termoelektrycznych (RTG).

## 6. Przerób wypalonego paliwa jądrowego (reprocessing)

W wypalonym paliwie znajduje się ok. 0,5-0,9% nierozszczepionego izotopu uranu  $^{235}\text{U}$  i ok. 1% plutonu  $^{239}\text{Pu}$ . Oba te izotopy mogą być ponownie wykorzystane jako paliwo jądrowe. W tym celu pręty paliwowe poddaje się przeróbce. Po okresie przechowywania w basenach mają one jeszcze wysoką aktywność, więc proces ten musi być w pełni zautomatyzowany.

Wszystkie komercyjne zakłady przerobu paliwa stosują dobrze znaną i sprawdzoną metodę hydrometalurgicznego przerobu PUREX (Plutonium URanium EXtraction). Pręty paliwowe są najpierw rozdrabniane mechanicznie, a następnie rozpuszczane w kwasie azotowym. Uran, pluton oraz produkty rozszczepienia rozpuszczają się w kwasie i w szeregu procesów chemicznych następuje ich rozdział.

Uran po oczyszczeniu (RepU) przesyłany jest do zakładu konwersji, po czym zostaje wzbogacony i trafia do zakładów produkujących z uranu uranowe paliwo jądrowe (ERU).

Pluton kierowany jest bezpośrednio do zakładu produkcji paliwa i wraz z uranem (naturalnym lub zubożonym) tworzy paliwo MOX. Alternatywnie część odzyskanego uranu może pozostać razem z plutonem i oba te pierwiastki są przesyłane do produkcji paliwa MOX. Jest to tzw. proces COEX (co-extraction of actinides). Zapo-

biega to sytuacji, w której pluton pozostaje osobno wydzielony i mógłby być wykorzystany do celów militarnych. W celu zwiększenia odporności proliferacyjnej prowadzi się obecnie badania nad innymi technologiami przerobu paliwa, które umożliwiłyby odzyskiwanie uranu i plutonu bez możliwości ich separacji i potencjalnego wykorzystania do celów militarnych.

Pozostałe odpady zawierają resztki materiału koszulek oraz produkty rozszczepienia (FP) i mniejsze aktywność<sup>13</sup> (MA). Są one wysokoaktywne i muszą być przechowywane jako odpad w specjalnych składach.

W ostatnim okresie coraz większe zainteresowanie wzbudza technologia pirometalurgicznego przetwarzania paliwa (ang. pyroprocessing), która wykorzystuje do tego celu szereg wysokotemperaturowych procesów elektrochemicznych do przerobu paliwa (tzw. suchy proces). Była ona przedmiotem badań już w latach 60. XX w. w ramach prac nad produkcją paliwa do reaktorów powielających. Obecnie nastąpił powrót do tej koncepcji w związku z koniecznością optymalizacji sposobu zarządzania odpadami promieniotwórczymi.

Najbardziej zaawansowany projekt opracowała w 2002 r. firma **Argonne West** (Idaho, USA). Obecnie w państwach rozwijających energetykę jądrową (USA, Japonia, Rosja, Indie, Chiny) trwają prace

nad możliwością zastosowania tej technologii na skalę przemysłową. Także KE w 2008 r. uruchomiła program badań nad jej wykorzystaniem do recyklingu aktywnoców (ACSEPT). Korea Płd. nawiązała współpracę ze Stanami Zjednoczonymi w zakresie wykorzystania pyroprocessingu do przerobu paliwa i zbudowała, za zgodą MAEA, specjalistyczne laboratorium (ACPF)<sup>14</sup> do badań nad tą technologią. W kolejnym etapie przewiduje się budowę zakładów przerobu wypalonego paliwa (KAPF), które mają rozpocząć próbny proces przerobu w 2016 r. W najbliższym czasie ma się rozpocząć próbny proces przerobu. Dla Korei Płd. jest to bardzo ważny projekt, bowiem zgromadziła ona dotychczas ponad 10.000 ton wypalonego paliwa i produkuje go w ilości 700 ton rocznie. Dotychczasowe możliwości gromadzenia tych odpadów w istniejących składowiskach przy elektrowniach **wkrótce się wyczerpią** i jeśli nie zostanie ograniczona ich ilość, koreański przemysł jądrowy stanie przed koniecznością zamknięcia pracujących reaktorów. Jedynym rozwiązaniem jest przerób wypalonego paliwa i radykalne zmniejszenie ilości odpadów.

W wyniku przerobu wypalonego paliwa tą metodą otrzymywany jest czysty uran oraz mieszanina uranu, plutonu i innych aktywnoców, która nie nadaje się do produkcji broni

jądrowej. Odzyskane w jej wyniku materiały rozszczepialne służą podobnie jak w metodzie PUREX do produkcji paliwa uranowego i typu MOX. Największą korzyść może przynieść możliwość pozbycia się z wypalonego paliwa pierwiastków dłużyżyciowych (plutonu i mniejszych aktywności) oraz ponownego wykorzystania ich do wytwarzania paliwa dla reaktorów prędkich IV Generacji. W efekcie końcowym można uzyskać zmniejszenie ilości odpadów promieniotwórczych, które ponadto należy przechowywać przez znacznie krótszy czas oraz otrzymać surowiec do produkcji paliwa. Jest ona również odporna na możliwość zastosowania do celów

militarnych, bowiem uniemożliwia otrzymanie czystego plutonu (przeciwieństwo do metody PUREX) - jest więc technologią bardzo obiecującą z punktu widzenia ekonomiki wykorzystania energii zawartej w paliwie jądrowym, składowania odpadów oraz odporności na proliferację broni jądrowej.

Reaktory ciężkowodne PHWR i Candu pracują na paliwie z uranu naturalnego, który nie wymaga wzbogacania. Ponieważ stopień wzbogacenia uranu w wypalonym paliwie z reaktorów lekkowodnych wynosi jeszcze ok. 0,9% to uran odzyskany w procesie przerobu takiego paliwa (RepU) może posłużyć bezpośrednio jako wsad do

reaktorów ciężkowodnych. Program DUPIC (Direct Use of spent PWR fuel in CANDU) - zastosowania wypalonego paliwa z reaktorów PWR do zasilania reaktorów PHWR/ Candu realizowany jest obecnie w Chinach, gdzie paliwo z RepU zasila blok nr 1 EJ Qinshan. Technologia DUPIC jest także w kręgu zainteresowania Republiki Korei, która eksploatuje zarówno reaktory PWR jak i kilka reaktorów Candu. Technologia ta pozwala o 70% zredukować zapotrzebowanie na miejsce składowania wypalonego paliwa oraz o 30% zmniejszyć zapotrzebowanie na świeży uran naturalny.

**Tabela 10.**

Światowe zdolności przerobu paliwa w t/rok [10]

Paliwo LWR	Francja, La Hague	1700
	UK, Sellafield (THORP)	600
	Rosja, Ozersk (Mayak)	400
	Japonia (Rokkasho)	800
Ogółem LWR (w przybl.)		3500
Inne paliwo	UK, Sellafield (Magnox)	1500
	Indie (PHWR, 4 zakłady)	330
	Japonia, Tokai MOX	40
Ogółem inne paliwo (w przybl.)		1870
Ogółem zdolności		5370

13. Mniejsze (pomniejsze, mniejszościowe) aktywności (minor actinides): neptun, ameryk i kiur powstają w trakcie pracy reaktora w wyniku kolejnych wychwytyń neutronów przez uran zawarty w paliwie jądrowym oraz innych rozpa-

dów promieniotwórczych. Pluton oraz mniejsze aktywności głównie odpowiadają za podwyższoną radioaktywność wypalonego paliwa oraz wydzielane ciepło w okresie od 300 do 20 tys. lat. 14. Laboratorium to wchodzi w skład kore-

ańskiego instytutu energii jądrowej (KAERI) mieszczącego się w dużym kompleksie ośrodków badawczych zlokalizowanym w m. Daejeon.

## 7.

# Składowanie odpadów

Według ustawy Prawo Atomowe odpady promieniotwórcze powstające w cyklu paliwowym dzielą się na trzy kategorie:

- **niskoaktywne** – produkowane na każdym etapie jądrowego cyklu paliwowego;

- **średnioaktywne** – uboczny produkt eksploatacji reaktorów, przerobu paliwa i likwidacji starych obiektów;

- **wysokoaktywne** – zawierają produkty rozszczepienia z zakładów przerobu paliwa lub samo wypalone paliwo.

Odpady niskoaktywne (ang. Low Level Waste, LLW) wyprodukowane w trakcie całego cyklu paliwowego stanowią 90% objętości wszystkich odpadów promieniotwórczych usuwanych w ciągu życia elektrowni jądrowej. Ich udział w ogólnej aktywności wynosi zaledwie ok. 1%. Po sprasowaniu lub spaleniu zamyka się je w szczelnych pojemnikach i przechowuje na specjalnie przystosowanych do tego celu i sprawdzonych pod względem geologicznym składowiskach, które są monitorowane radiologicznie i chronione. W elektrowni o mocy 1 GWe w ciągu roku powstaje ok. 100 m<sup>3</sup> takich odpadów.

Odpady średnioaktywne (ang. Intermediate Level Waste, ILW) powstają w procesie demontażu wewnętrznych elementów reaktora, podczas prac konserwacyjnych oraz zawierają koszulki paliwowe po

procesie przerobu paliwa. Stanowią 7% objętości wszystkich odpadów promieniotwórczych usuwanych w ciągu życia elektrowni jądrowej. Ich udział w ogólnej aktywności wynosi ok. 4%. Po pokryciu asfaltem lub zasmołowaniu pakuje się je w kontenery, które są przechowywane w mogilnikach, często usytuowanych niezbyt głęboko pod ziemią. Odpady zawierające nuklidy długożyciowe wymagają stosowania osłon i mogą być także umieszczane razem z odpadami wysokoaktywnymi. W elektrowni o mocy 1 GWe w ciągu roku powstaje ok. 70 m<sup>3</sup> takich odpadów.

Odpady wysokoaktywne (ang. High Level Waste, HLW) dzielą się na dwie grupy: odpady z przerobu wypalonego paliwa zawierające produkty rozszczepienia i mniejsze aktywnowce oraz wypalone pręty paliwowe, które nie podlegały przerobowi. Stanowią zaledwie 3% objętości wszystkich odpadów, lecz zawierają 95% ogólnej aktywności. Po procesie przerobu poddaje się je procesowi zeszklenia (szkło z dodatkiem boru), a następnie umieszcza w zasobnikach wykonanych ze stali lub miedzi. Z typowego reaktora o mocy 1 GWe wyładowuje się ok. 20 m<sup>3</sup> (27 ton) wypalonego paliwa, co odpowiada ok. 75 m<sup>3</sup> odpadów po zakapsułkowaniu go w pojemniki. Po jego przerobieniu objętość zeszklnych odpadów wynosi tylko 3 m<sup>3</sup>, co odpowiada 28 m<sup>3</sup> objętości

pojemników do składowania.

Wiele krajów opracowało plany przechowywania odpadów wysokoaktywnych w stabilnych formacjach geologicznych na głębokości kilkuset metrów. Zaawansowane są badania w Szwecji i Finlandii, gdzie parlamenty zaaprobowwały tego rodzaju rozwiązania technologiczne. Odpady wysokoaktywne będą tam przechowywane w szczelnych pojemnikach ze stali borowej, umieszczonych w miedzianych kontenerach otoczonych gliniastym bentonitem.

W 2003 r. pojawiła się także koncepcja KE utworzenia międzynarodowego składowiska odpadów wysokoaktywnych. W tym celu powstała organizacja ERDO zrzeszająca 14 państw, której zadaniem jest opracowanie studium wykonalności takiego projektu.

Kwestią oczekującą na rozwiązanie jest koncepcja sposobu ostatecznego składowania wypalonego paliwa, które nie podlegało przerobowi. Należy zastanowić się czy zapewnić możliwość odzyskania w przyszłości zawartości składowanych odpadów. Są ku temu pewne racjonalne przesłanki – w szczególności jest możliwe, iż przyszłe pokolenia mogą uważać zgromadzone odpady za cenne surowce energetyczne. Jednakże warto zauważyć, że długotrwałe składowanie nieprzerobionego wypalonego paliwa może rodzić także obawy, iż zgromadzone

paliwo może w przyszłości stać się źródłem plutonu do zastosowań wojskowych. Po wielu latach składowania aktywność produktów rozszczepienia zmaleje na tyle, iż możliwy będzie łatwiejszy dostęp do zgromadzonego paliwa. Ponadto niepożądana frakcja  $^{240}\text{Pu}$  rozpada się o wiele szybciej niż  $^{239}\text{Pu}$ , więc z upływem czasu będzie maleć jej zawartość w wypalonym paliwie przez co będzie wzrastać przydatność tego paliwa do zastosowań wojskowych lub terrorystycznych.

W maju 2016 r. komisja ds. cyklu paliwowego Australii Południowej wydała raport, w którym zarekomendowała rządowi stanowemu zaangażowanie się w budowę międzynarodowego składowiska wypalonego paliwa i odpadów średnioaktywnych. Byłoby ono dostępne dla wszystkich państw eksploatujących obecnie elektrownie jądrowe. Powstanie takiego składowiska zasadniczo zmieniłoby światową gospodarkę odpadami promieniotwórczymi i stanowiłoby

by znaczny postęp w rozwiązaniu problemu postępowania z wypalonym paliwem, który obecnie hamuje dalszy rozwój energetyki jądrowej.

Jak widać w **tabeli 11** większość państw nie podjęła zdecydowanej decyzji w sprawie ostatecznego składowania odpadów promieniotwórczych. Ma być ono składowane w głębokich pokładach geologicznych, a jednocześnie pozostaje otwarta opcja jego przerobu w przyszłości, jeśli będzie to uzasadnione ekonomicznie.

**Tabela 11.**

Przegląd polityki państw w zakresie postępowania z wypalonym paliwem [11]

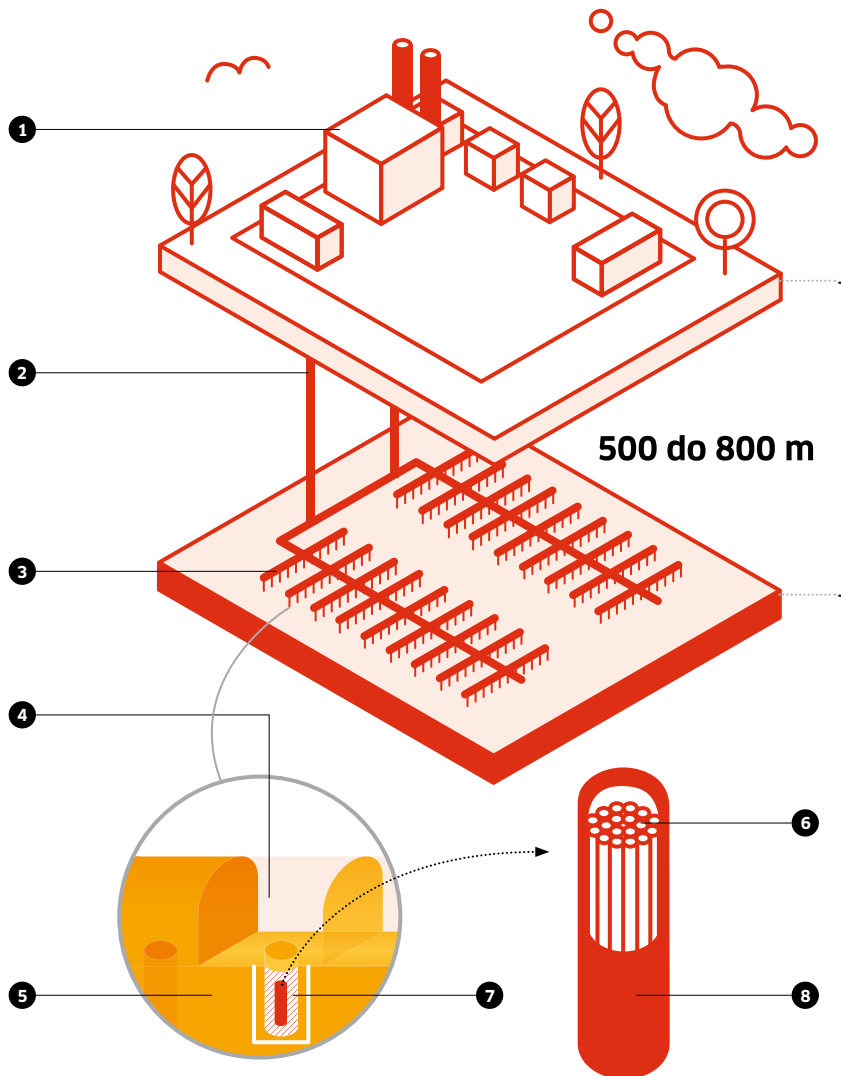
Państwo	Postępowanie z wypalonym paliwem	Obiekty, praktyczne działania
Belgia	Przerób	Centralne składowisko odpadów w Dessel. Podziemne laboratorium uruchomione w 1984 w Mol Budowa składowiska rozpocznie się w 2035 r.
Chiny	Przerób	Centralne składowisko paliwa w Lan Zhou. Wybór miejsca składowania do 2020 r. Podziemne laboratorium od 2020, składowanie od 2050 r.
Finlandia	Bezpośrednie składowanie	Program rozpoczęty w 1983 r., obecnie czynne dwa składy paliwa wypalonego. Agencja Posiva Oy ustanowiona w 1995 do zarządzania odpadami i opracowania technologii głębokiego składowania. Budowane podziemne laboratorium w Onkalo, składowisko od 2020 r.
Francja	Przerób	Podziemne laboratorium, badania w pokładach gliny i granitu. Parlament w 2006 r. zatwierdził politykę głębokiego składowania w pojemnikach z możliwością odzysku zawartości. Pokłady gliny w m. Bure przewidziane na składowanie od 2025 r.
Hiszpania	Bezpośrednie składowanie	Agencja ds. zarządzania odpadami ENRESA ustanowiona w 1984 r. Centralne przejściowe składowisko w m. Trillo od 2010 r., badania nad głębokim składowaniem po 2010 r.
Indie	Przerób	Badania nad głębokim składowaniem odpadów wysokoaktywnych.
Japonia	Przerób	Podziemne laboratorium w m. Mizunami pracujące od 1996 r. Składowisko odpadów wysokoaktywnych w m. Rokkasho czynne od 1995 r., kolejne w m. Mutsu od 2010 r. Agencja ds. zarządzania odpadami ustanowiona w 2000 r., trwają prace nad wyborem do 2025 r. głębokiego składowiska z możliwością odzysku zawartości, uruchomienie w 2035 r.

Państwo	Postępowanie z wypalonym paliwem	Obiekty, praktyczne działania
Kanada	Bezpośrednie składowanie	Organizacja zarządzania odpadami ustanowiona w 2002 r. Potwierdzona polityka głębokiego składowania z możliwością odzysku zawartości. Badania lokalizacyjne rozpoczęte w 2009 r., przewidywany termin uruchomienia składowiska w 2025 r.
Korea Płd.	Bezpośrednie składowanie	Program składowania odpadów zatwierdzony w 1998 r. Centralny tymczasowy skład planowany od 2016 r. później przerób.
Niemcy	Początkowo przerób, zmiana na składowanie bezpośrednie	Planowanie rozmieszczenia składowiska od 1973 r. Wykorzystywane komory w kopalniach soli w m. Ahaus i Gorleben. Głębokie składowanie w m. Gorleben po 2025 r.
Rosja	Przerób	Podziemne laboratorium w pokładach granitu i gnejsu w m. Krasnojarsk od 2015 r. może zostać przekształcone w składowisko odpadów. Poszukiwania miejsc na składowiska na płw. Kola, wiele działających składowisk przejściowych.
Szwajcaria	Przerób	Podziemne laboratorium dla składowania odpadów wysokoaktywnych w m. Grimsel od 1993 r. Głębokie składowanie od 2020 r., z możliwością odzysku zawartości.
Szwecja	Bezpośrednie składowanie	Centralne składowisko CLAB czynne od 1985 r. Podziemne laboratorium badawcze w m. Aspö dla składowania odpadów wysokoaktywnych. Na centralne składowisko wybrano m. Forsmark.
USA	Bezpośrednie składowanie, możliwość zmiany decyzji	Departament Energii odpowiedzialny za wypalone paliwo od 1998 r. Zaawansowane badania i w 2002 r. decyzja o budowie składowiska w Yucca Mountain w Nowadzie – w 2009 r. wstrzymana.

#### Schemat 4.

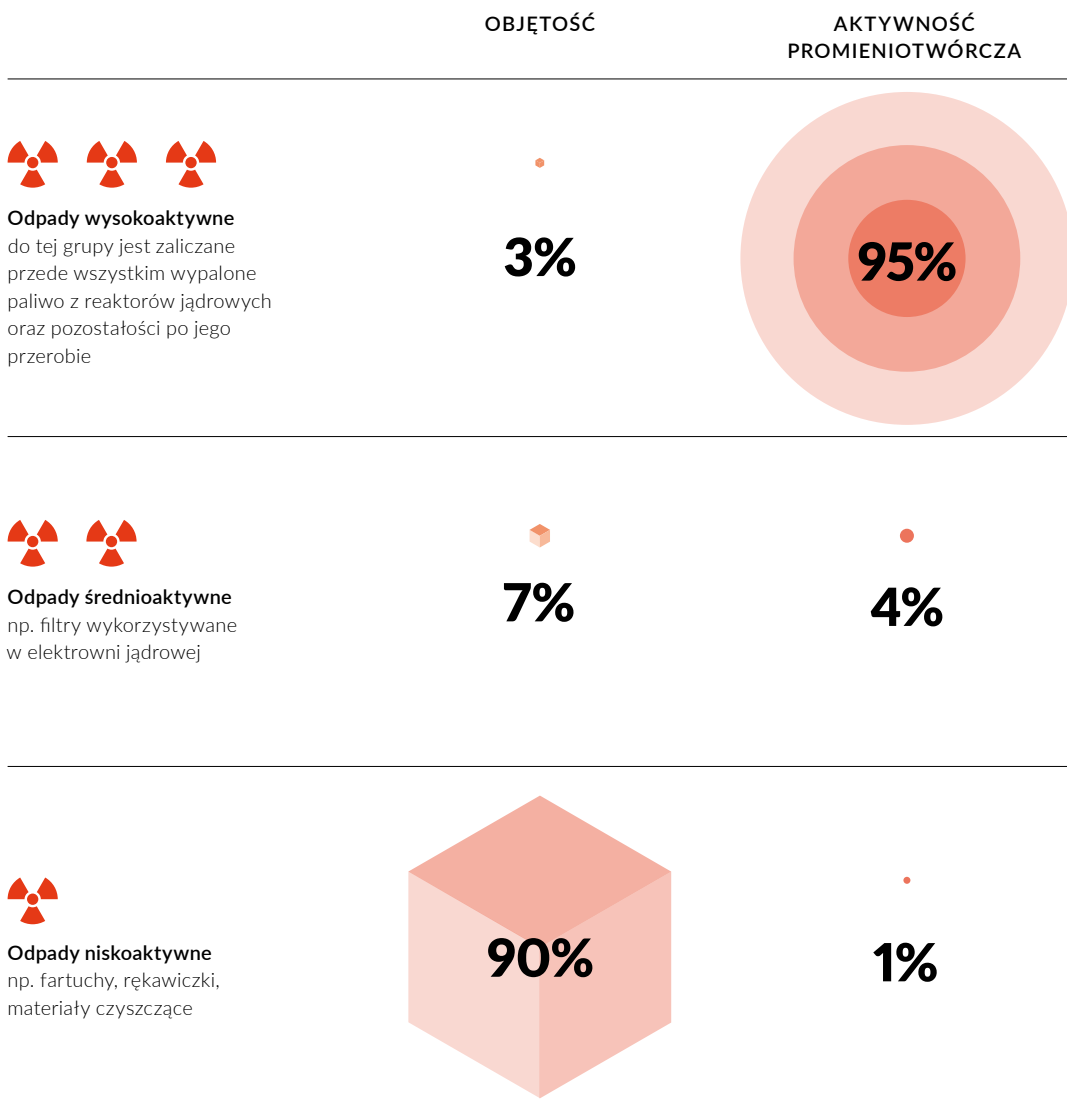
#### Składowiska głębokie

- |                           |                                  |                            |
|---------------------------|----------------------------------|----------------------------|
| 1. Obiekty technologiczne | 4. Korytarz technologiczny       | 7. Materiał uszczelniający |
| 2. Szyby transportowy     | 5. Stabilna formacja geologiczna | 8. Pojemnik nierdzewny     |
| 3. Przestrzeń składowania | 6. Wypalone paliwo jądrowe       |                            |



### Schemat 5.

Klasyfikacja odpadów promieniotwórczych





## 8.

# Spalanie plutonu i transmutacja aktywności w reaktorach prędkich

Projekty prędkich reaktorów powielających są jednym z kluczowych elementów zapewnienia zrównoważonego rozwoju przyszłych systemów energetyki jądrowej. W reaktorach tego typu reakcja rozszczepienia zachodzi pod wpływem neutronów prędkich o wysokich energiach, które można wykorzystać do wytwarzania nowego paliwa jądrowego lub do usuwania długookresowych odpadów radioaktywnych z reaktorów termicznych oraz do redukcji zbędnych zapasów plutonu militarnego.

Pierwsze reaktory prędkie projektowane były głównie jako reaktory powielające do produkcji plutonu, który miał być paliwem dla kolejnych reaktorów i w perspektywie zastąpić uran (pierwsze prognozy mówiły o szybkim wyczerpaniu się jego zapasów). Posiadały one wokół rdzenia płaszcz zbudowany z uranu zubożonego, w którym jako materiał paliworodny występował  $^{238}\text{U}$ . Ze względu jednak na odkryte duże zasoby uranu i niski koszt jego wzbogacania za pomocą wirówek gazowych oraz bardzo duże problemy techniczne z chłodzeniem reaktorów prędkich ich budowę przerwano. Dodatkowym czynnikiem spowalniającym rozwój prac nad tego typu reaktorami był problem proliferacji broni jądrowej (możliwość produkcji plutonu dla celów wojskowych).

Obecnie następuje powrót do

konceptji reaktorów prędkich z uwagi na fakt, iż mogą one zostać wykorzystane do usuwania wysokoaktywnych długookresowych odpadów radioaktywnych z reaktorów termicznych oraz do pozbywania się zapasów zbędnego plutonu militarnego. Odbywa się to w zamkniętym cyklu paliwowym, w którym wypalone paliwo jest przerabiane za pomocą technologii pyroprocessingu w paliwo MOX, które z kolei zasila reaktor prędkie. Ponieważ energie neutronów w rdzeniu takiego reaktora są bardzo wysokie umożliwia to rozszczepianie (spalanie) długookresowych transuranowców. Jednocześnie w strumieniu wysokoenergetycznych neutronów zachodzi proces transmutacji czyli przekształcania nuklidów promieniotwórczych w wyniku pochłonięcia neutronu w nuklidy stabilne (np. transmutacja  $^{99}\text{Tc}$  w stabilny  $^{102}\text{Ru}$ )[12]. Procesy te powodują znaczne zmniejszenie ilości wysokoaktywnych odpadów promieniotwórczych i skrócenie czasu ich koniecznej izolacji od środowiska (składowania).

W nowoczesnych projektach reaktorów prędkich rezygnuje się z powielania paliwa (produkcji plutonu) i nie występuje w nich płaszcz z paliworodnego uranu. Cała produkcja i spalanie plutonu wraz z innymi transuranowcami odbywa się w rdzeniu reaktora przez co nie ma dostępu do plutonu.

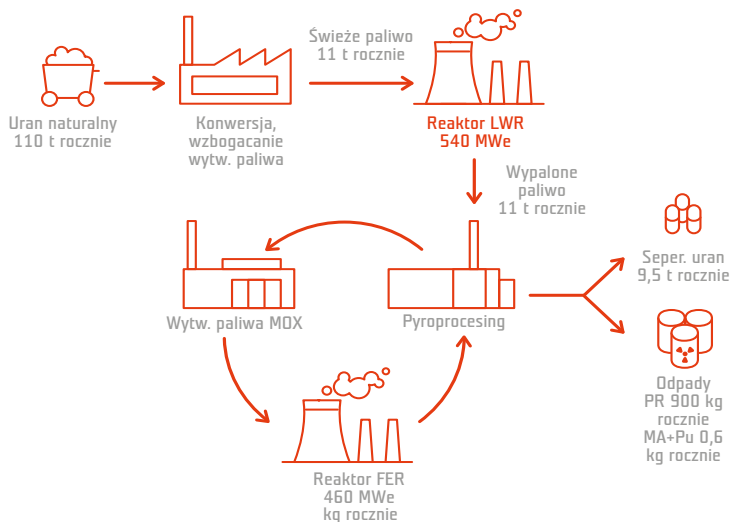
Także proces przerobu wypalonego paliwa przebiega w taki sposób, aby odzyskany pluton nie występował w czystej postaci, lecz w wysokoaktywnej mieszaninie z produktami rozszczepienia i innymi aktywnościami. Dzięki temu nie ma możliwości jego wykorzystania do produkcji broni jądrowej. Za pomocą tych reaktorów następuje recykling aktywności w zamkniętym cyklu paliwowym oraz zmniejszenie radioaktywności odpadów powstających po wypaleniu paliwa jądrowego.

Jak widać na **Wykresie 8** samo odzyskiwanie plutonu w procesie PUREX i produkcja paliwa MOX nie zmniejszają w istotny sposób okresu izolacji odpadów od środowiska. Dopiero zamknięty cykl paliwowy z pełnym recyklingiem aktywności poprzez ich transmutację i spalanie w reaktorze prędkim pozwoli skrócić niezbędny czas składowania wysokoaktywnych odpadów do zaledwie kilkuset lat.

Dzięki recyklingowi paliwa w reaktorach prędkich zasadniczo poprawia się także bilans energetyczny cyklu paliwowego. Jak pokazano na rysunku zastosowanie reaktorów prędkich pozwoli wykorzystać ponad 99% energii zawartej w rudzie uranu i odzyskać 99% energii z wypalonego paliwa z reaktorów termicznych. W przyszłości można będzie w reaktorach takich spalać także zubożony uran (DU) powstający jako odpad w procesie

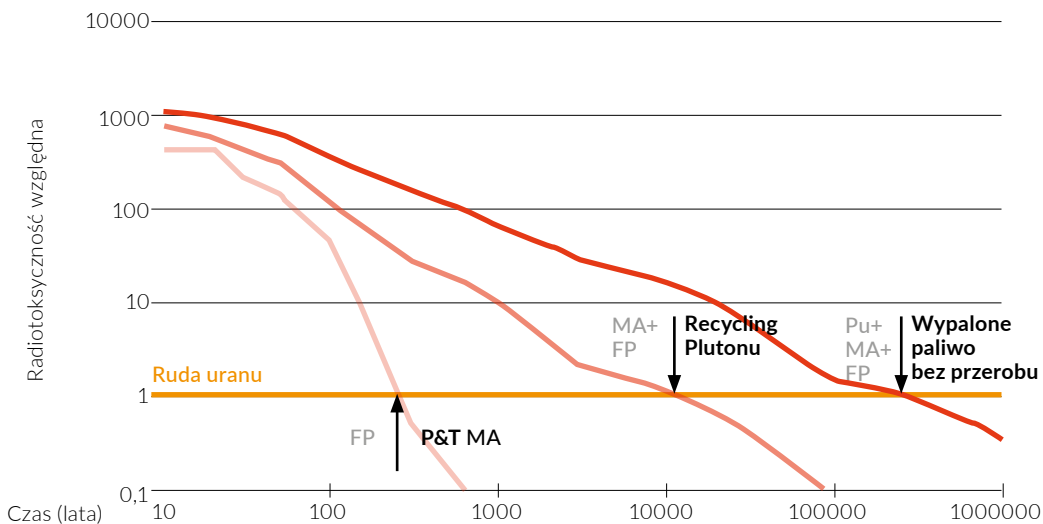
#### Schemat 4.

Schemat cyklu paliwowego z recyklingiem aktywności [13]



#### Wykres 8.

Zanik radioaktywności odpadów powstających po wypaleniu paliwa jądrowego



Na powyższym rysunku pokazane są trzy krzywe zaniku radioaktywności odpadów promieniotwórczych odpowiadające różnej zawartości odpadów w zależności od stopnia ich przerobu:

Krzywa górna - Pu+MA+FP - pluton, mniej-

sze aktywności i produkty rozszczepienia bez przerobu wypalonego paliwa;

Krzywa środkowa - MA+FP - mniejsze aktywności i produkty rozszczepienia, przerób paliwa wypalonego z odzyskiem plutonu;

Krzywa dolna - FP - produkty rozszczepie-

nia, przerób paliwa wypalonego z odzyskiem plutonu i mniejszych aktywności. P&T of MA - (partition and transmutation) rozdzielanie i transmutacja mniejszych aktywności.

Krzywa pozioma - uranum ore - aktywność rudy uranowej przed jej wydobyciem z ziemi.

wzbogacania.

Potencjalne korzyści, jakie niosą ze sobą reaktory prędkie doprowadziły do wzrostu zainteresowania rozwojem cyklu paliwowego opartego o ten rodzaj reaktorów. Są one przedmiotem badań w wielu krajach, które koordynowane są przez Międzynarodowe Forum Reaktorów IV Generacji (GIF). Do najbardziej zaawansowanych należą obecnie projekty reaktorów prędkich chłodzonych sodem i ołowiem/bizmutem oraz reaktory wysokotemperaturowe opracowywane w ramach następujących programów:

- BN-600, 800 – Rosja;
- CEFR – Chiny;
- PFBR – Indie;
- Monju – Japonia;
- KALIMER-600 – Rep. Korei;
- Astrid, Allegro, MYRRHA, Alfred – UE;
- PRISM – US, Japonia.

Spośród tych projektów najbardziej rozwinięty jest program rosyjski. Rosja jest światowym liderem w rozwoju reaktorów prędkich i jedynym krajem, który eksploatuje reaktory tego typu w energetyce zawodowej. Są to reaktory prędkie chłodzone ciekłym sodem BN-600 i BN-800 w EJ Biełojarska, które zostały uruchomione odpowiednio w roku 1981 i 2015.

Długoterminowa strategia rosyjska zakłada, że ograniczone własne zasoby uranu oraz rosnąca ilość wypalonego paliwa wymagają rozwijania zamkniętego cyklu paliwowego opartego o prędkie reaktory powielające. Uruchomiono **projekt „Прорыв”**, który zakłada docelowo zamknięcie jądrowego cyklu paliwowego za pomocą reaktorów prędkich. Mają one po 2030 r. rozpocząć procesy utylizacji wypalonego paliwa pochodzącego z reaktorów termicznych pracujących obecnie oraz zmniejszania ilości odpadów wysokoaktywnych, wytwarzanych przez energetykę jądrową. Moc

generowana w reaktorach prędkich ma wynosić 14 GWe do 2030 r. i 34 GWe do 2050 r.

W ramach tego programu obecnie w Rosji budowane są trzy reaktory prędkie:

- **BREST-OD-300** (Быстрый реактор со свинцовым теплоносителем - опытно-демонстрационный). Jest to reaktor prędkie chłodzony ciekłym ołowiem o mocy 300 MWe. Prekursor serii dużych komercyjnych reaktorów o mocy 1200 MWe, które mają w przyszłości zastąpić reaktory BN. Przewidywany okres eksploatacji wynosi 60 lat, projekt techniczny został ukończony w 2014 roku, a budowa ma być realizowana w latach 2016-20.

- **MBIR** (Многоцелевой реактор на быстрых нейтронах). Jest to wielofunkcyjny badawczy reaktor prędkie o przewidywanej mocy 100-150 MWt pracujący na paliwie MOX, w którym będzie istniała możliwość testowania sodu, ołowiu, eutektyki ołowiano-bizmutowej i gazu jako chłodziwa. Ma on pracować w cyklu zamkniętym wraz z towarzyszącym pilotowym zakładem przerobu paliwa. Reaktor ten ma zostać uruchomiony w 2020 r. i działać przez 50 lat. Reaktor MBIR będzie największym badawczym reaktorem prędkim na świecie i ma być on dostępny dla badań w ramach międzynarodowego konsorcjum.

- **SVBR-100** (Свинцово-висмутый быстрый реактор). Jest to projekt reaktora modułowego o mocy 75-100 MWe chłodzonego eutektyką ołowiano-bizmutową, przystosowanego do różnorodnego paliwa. Blok ma być budowany w całości w fabryce i przetrzeźony do miejsca przeznaczenia (wymiary obiektu: 4,5 m – średnica i 7,5 m – wysokość) a następnie montowany w zbiorniku z wodą, która zapewni pasywny odbiór ciepła i stanowi osłonę

biologiczną. Wymiana paliwa ma odbywać się co 7-8 lat. Jako reaktor wielofunkcyjny może on produkować prąd elektryczny, ciepło lub służyć do odsalania wody. Prototyp ma powstać do końca 2017 r. i planuje się zainstalowanie reaktorów tego typu w EJ Nowoworożez.

Chiński program rozwoju reaktorów prędkich oparty jest obecnie na eksperymentalnym reaktorze **Chinese Experimental Fast Reactor (CEFR)**. Jest to reaktor prędkie chłodzony sodem o mocy 65 MWt uruchomiony w roku 2010 w China Institute of Atomic Energy (CIAE) pod Pekinem. Został on zbudowany przez rosyjską firmę OKBM Afrikantov przy współpracy OKB Hidropress, NIKIET oraz Kurchatov Institute. Włączono go do sieci w lipcu 2011 roku, pełną moc 20 MWe uzyskano w grudniu tamtego roku. Pracuje na wysokowzbogaconym paliwie uranowym (65%)  $UO_2$ .

Następnym etapem w programie rozwoju reaktorów prędkich (tzw. project 1) ma być planowany do budowy w latach 2017-2023 prototypowy reaktor prędkie dużej mocy **Chinese Demonstration Fast Reactor CDFR-1000** zaprojektowany przez CIAE. Projekt przewidywał konstrukcję trzypętłową, basenową o mocy 2500 MWt, na paliwo MOX o stopniu wypalenia 66 GWh/t. Zakładana temperatura pracy wynosiła 544 °C, współczynnik powielania paliwa 1,2 i czas pracy 40 lat. Reaktor ten w założeniach miał stanowić podstawę dla wdrożenia do roku 2030 komercyjnych reaktorów prędkich pracujących docelowo na paliwie metalicznym w cyklu zamkniętym, lecz jak dotąd nie rozpoczęto prac nad tym projektem.

Francja w roku 2009 objęła wysokim priorytetem prace nad modelem reaktora prędkiego chłodzonego sodem **ASTRID** (Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration) z uwagi na duży potencjał do wypalania ak-

tynowców jaki posiada ten reaktor. Przy jego konstrukcji wykorzystane zostaną dotychczasowe doświadczenia z wieloletniej eksploatacji reaktorów prędkich Phoenix i Superphenix. Przewiduje się, iż prototyp reaktora SFR o mocy 600 MWe zostanie uruchomiony w roku 2025 i będzie on stanowił wersję pilotażową dużych komercyjnych reaktorów energetycznych o mocy 1500 MWe, które zostaną oddane do użytku ok. roku 2050. Reaktor ma pracować na paliwie, w skład którego będzie wchodził pluton pochodzący z przerobu wypalonego paliwa MOX oraz zubożony uran DU – odpad z procesu wzbogacania, którego Francja do roku 2050 posiadać będzie 0,5 mln ton. Reaktor ASTRID będzie zapewniał uzyskiwanie wysokiego stopnia wy-

palenia paliwa, włączając mniejsze aktywność, paliwo MOX ma mieć skład podobny do reaktorów PWR a zawartość plutonu ma wynosić 25-35 %. Ma to być reaktor typu basenowego z pośrednią pętlą chłodzenia zawierającą sól. W trzeciej pętli obiegu chłodzącego może być woda lub gaz. W celu zwiększenia bezpieczeństwa pracy przewiduje się budowę czterech niezależnych pętli odbioru ciepła. Produkcja plutonu w tym reaktorze ze względu na konieczność zapewnienia bezpieczeństwa proliferacyjnego ma być utrzymywana na niskim poziomie zapewniającym jedynie samopodtrzymywanie reakcji rozszczepienia (self-generating). Reaktor ASTRID będzie zlokalizowany w ośrodku badań jądrowych CEA VALRHO w Marcoule a jego budo-

wa rozpocznie się w roku 2020.

Reaktory prędkie IV Generacji są przyjazne środowisku naturalnemu ze względu na wydłużony cykl paliwowy (z perspektywą jego zamknięcia) oraz możliwość wykorzystania w nich jako paliwa wysokoaktywnych odpadów promieniotwórczych powstających podczas eksploatacji elektrowni jądrowych poprzednich generacji. Większość projektów znajduje się dopiero w fazie prac badawczych, a ich komercyjne uruchomienie przewidywane jest na połowę bieżącego stulecia. Mogą one w przyszłości spełnić rolę technologii pośredniej (pomostowej) pomiędzy wprowadzanymi obecnie w energetyce ewolucyjnymi reaktorami pasywnymi Generacji III+ oraz fuzją jądrową.

# Literatura

- [1] *Nuclear Fuel Cycle Information System*, IAEA-TECDOC-1613, April 2009
- [2] *World uranium Mining Production*, WNA, May 2016
- [3] *Conversion and Deconversion*, WNA, April 2016
- [4] Glaser A., *Characteristics of the Gas Centrifuge for Uranium Enrichment and Their Relevance for Nuclear Weapon Proliferation*, *Science and Global Security*,16:1-25, 2008
- [5] *Uranium Enrichment*, WNA, May 2016
- [6] *Nuclear Fuel Fabrication*, WNA, May 2016
- [7] *Power Reactor Information System*, IAEA, May 2016
- [8] Carson J.M., *Explosive Properties of Reactor-Grade Plutonium*, *Science & Global Security*,1993,Vol.4, pp. 11-128
- [9] *Global Fissile Material Report 2009, 2010*, IPFM
- [10] *Processing of Used Nuclear Fuel*, WNA, November 2015
- [11] *Radioactive Waste Management*, WNA, October 2015
- [12] Dobrzyński L., *Wykład dla studentów IV i V roku studiów przyrodniczych*, IPJ im. A. Sołtana, Dział Szkolenia i Doradztwa
- [13] Chwaszczewski S., Strupczewski A., *Cykl paliwowy: otwarty czy zamknięty?* II Szkoła Energetyki Jądrowej, Warszawa, 4.11.2009 r.
- [14] Hannum W.H. i inni, *Smarter Use of Nuclear Waste*, *Scientific American*, December 2005, pp 84-91







MINISTERSTWO ENERGII

