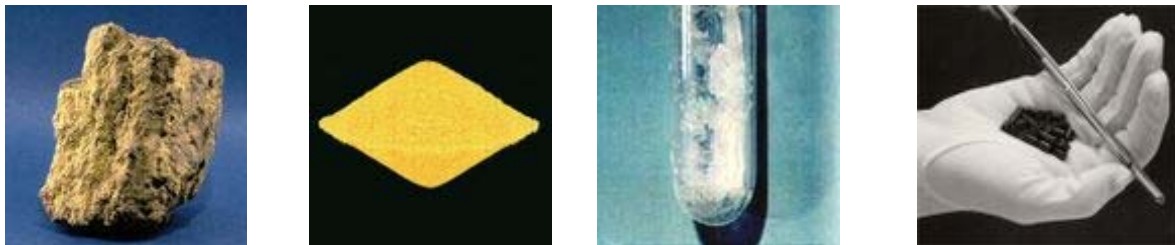


# ROZDZIAŁ X. CYKL PALIWOWY. TRANSMUTACJA I SPALANIE ODPADÓW PROMIENIOTWÓRCZYCH.

## 10.1 Cykl paliwowy

Jak wynika z poprzednich rozdziałów droga od rudy uranowej do odpadów, zwana cyklem paliwowym jest wielostopniowa i obejmuje:

- Wydobycie i mielenie rudy uranowej oraz poddanie jej działaniu kwasu siarkowego dla wydzielenia uranu ze skały. W przedostatnim etapie z otrzymanego roztworu wytrącany jest tlenek uranu  $U_3O_8$  w postaci tzw. żółtego ciasta (ang. *yellow cake*), który po wygrzaniu zyskuje kolor khaki i w takiej postaci jest sprzedawany;
- Konwersję tlenku uranu w gazowy sześćfluorek uranu ( $UF_6$ ) dla umożliwienia dokonania separacji izotopów uranu;
- Wzbogacanie uranu;
- Wyprodukowanie paliwa, tj. przetworzenie wzbogaconego gazu  $UF_6$  w proszek dwutlenku uranu ( $UO_2$ ), sprasowanie go w formę pastylek, włożenie ich w odpowiednie metalowe tuby ze stopu cyrkonu lub stali nierdzewnej, a następnie stworzenie z tak powstałych prętów paliwowych zespołu – elementu paliwowego, który znajdzie się w rdzeniu reaktora. Przypominamy tu, że nie zawsze paliwo musi mieć formę prętów paliwowych. Np. w reaktorze MARIA korzystamy z paliwa rurowego, w którym samo paliwo znajduje się między rurami, przez które płynie woda chłodząca, a jednocześnie pełniąc rolę moderatora. Siedem takich współosiowych rur tworzy element paliwowy tego reaktora. Te pierwsze etapy cyklu zilustrowane są na rys. 10.1;



**Rys. 10.1** Od lewej: ruda uranowa,  $U_3O_8$  w postaci tzw. „żółtego placka”, dwutlenek uranu ( $UO_2$ ) z uranem wzbogaconym do 3%  $^{235}U$ , pręt paliwowy z pastylek  $UO_2$  zamknięty w metalowej rurce ze stopu cyrkonu.<sup>1</sup>

- Pracę reaktora. W typowej elektrowni pracuje w rdzeniu kilkaset elementów paliwowych. Aby uzyskać moc 1000 MWe, rdzeń powinien zawierać około 75 ton niskowzbogaconego uranu. Przypominamy, że część uranu-238 zostaje transmutowana w pluton-239, który jest izotopem rozszczepialnym, i który w rezultacie rozszczepień produkuje około 1/3 energii wyjściowej reaktora. Raz na rok wymienia się w reaktorze około 1/3 wypalonego paliwa i zastępuje go paliwem świeżym;
- Przechowywanie wypalonego paliwa w specjalnych basenach przechowawczych (rys. 10.2, a także rys. 9.12) koło reaktora. Taki pierwotny okres przechowywania trwa od kilku do kilkudziesięciu lat;

<sup>1</sup> Źródło: <http://en.wikipedia.org>



**Rys. 10.2 Przykład basenu przechowawczego na wypalone paliwo**

- Recykлизację, a więc odzyskiwanie w drodze chemicznej uranu i plutonu. Rozpuszczenie prętów paliwowych w kwasie azotowym stwarza też nadzieję na odseparowanie niektórych aktynowców. Odzyskany uran może być skierowany albo do wytworni paliwa, w której najpierw zostanie on przerobiony na sześćiofluorek uranu, a następnie odpowiednio wzbogacony, albo też z mieszaniny tlenków plutonu i uranu wytworzy się tzw. paliwo MOX dla reaktorów. W Europie mamy obecnie trzy przetwornie wypalonego paliwa (dwie w La Hague we Francji i jedną w Sellafield w Anglii);
- Witryfikację (zeszklenie) i zapakowanie zeszklnych odpadów do kanistrów ze stali nierdzewnej lub miedzi;
- Ostateczne składowanie, przy czym terenem na takie składowisko mogą być dawne wyrobiska solne, skała granitowa, czy tuf wulkaniczny.

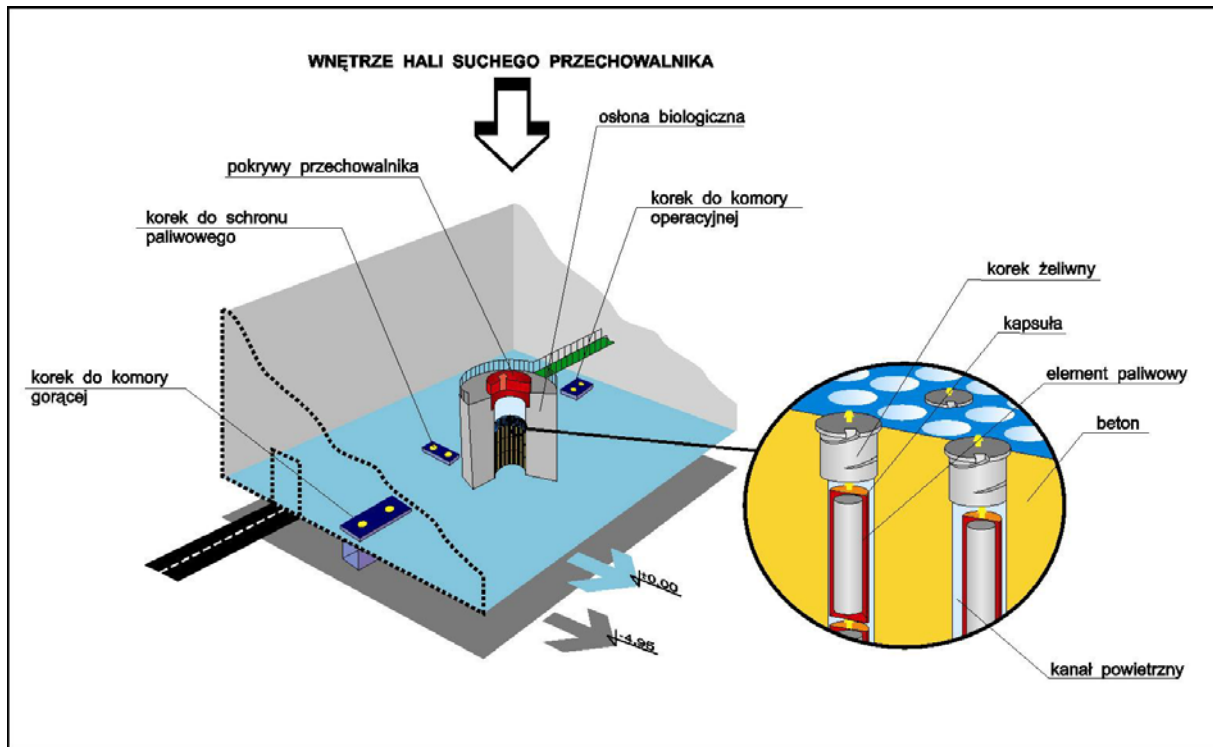
Przechowywanie wypalonego paliwa w basenach przechowawczych ma tę zaletę, że woda umożliwia dobry odbiór ciepła powstającego w wyniku rozpadów promieniotwórczych w wypalonym paliwie, a ponadto w miarę upływu czasu aktywność paliwa spada (około 1000 razy w ciągu pierwszych 40 – 50 lat). Po kilkunastu latach produkcja ciepła jest już na tyle niewielka, że paliwo można przenieść do przechowalników suchych (rys. 10.3); ponadto, dłuższe przechowywanie kaset paliwowych w wodzie grozi rozwinięciem się korozji i rozszczelnieniem kaset. Problemem technicznym suchego przechowalnika, szczególnie jeśli jest on na powierzchni, jest zapewnienie właściwej cyrkulacji powietrza, jako chłodziwa, a z drugiej strony niedopuszczenie do uwalniania się gazów promieniotwórczych na zewnątrz przechowalnika. Planowany okres przechowywania w suchym przechowalniku, to około kilkudziesięciu lat.

Na dziś „najprostszym” rozwiązaniem jest składowisko głębinowe, o którym mówiliśmy w poprzednim rozdziale. Niemniej jednak i tu należy mieć na uwadze, że konstrukcja i prace związane z takim składowiskiem obliczone są na lata. Sama faza planistyczna trwa około 30 lat<sup>2</sup>. Kolejne 30 lat to okres przeznaczony na składowanie odpadów. Szczegółowy monitoring składowiska trwa kolejne ok. 70 lat, po czym przechodzi się do fazy zamknięcia składowiska

---

<sup>2</sup> R.Zajdler, *Gospodarka zużytym paliwem jądrowym*, Biuletyn miesięczny PSE 3 (2006) 7

i faza ta, to także około 20 lat. Jak więc widać te wszystkie procesy są obliczone na pokolenia, co stanowi poważny problem społeczny.



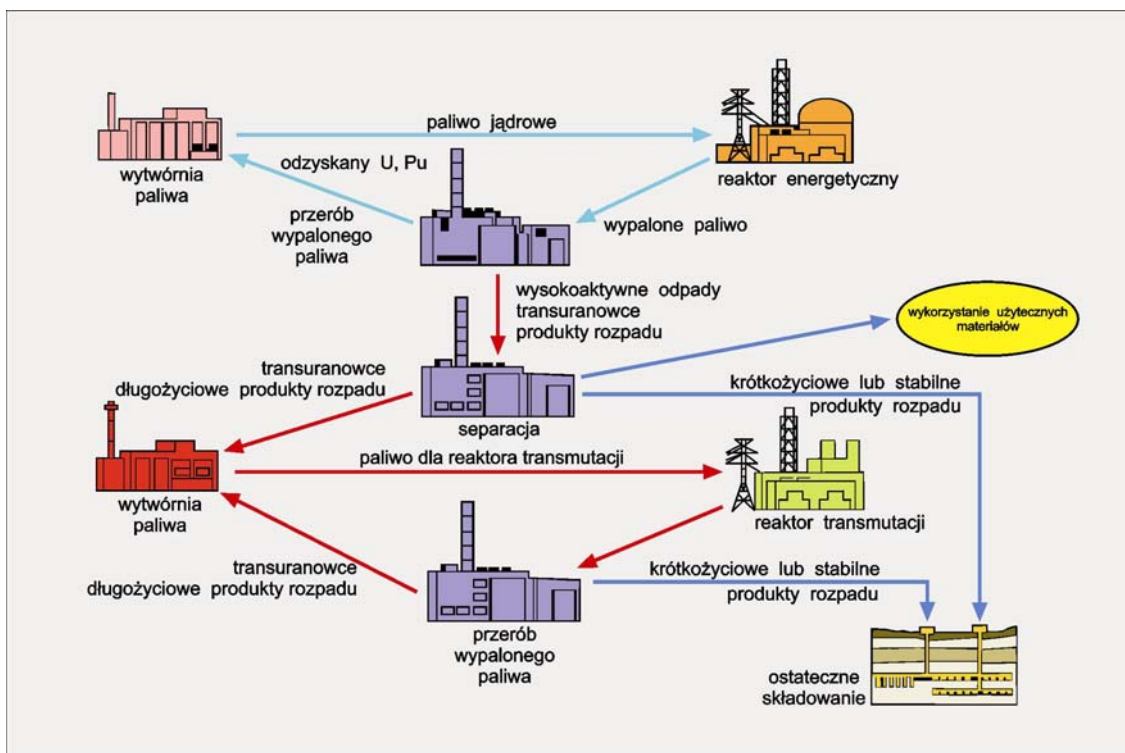
**Rys. 10.3 Projekt suchego przechowalnika na wypalone paliwo wewnątrz korpusu reaktora EWA w Świerku**

Opisane tu składowanie ostateczne pociąga za sobą jeszcze jeden problem, a mianowicie bezpowrotnie marnowaną energię drżemiacą w wypalonym paliwie. Dlatego też, niektórzy liczą na opracowanie odpowiednich efektywnych metod wykorzystania dzisiejszych odpadów.

Recyklicacja i wityfikacja nie wszędzie są możliwe do wykonania, gdyż dla tych procesów wymagane jest posiadanie odpowiednich fabryk przerobu wypalonego paliwa, a same procesy są bardzo kosztocłonne, nie wspominając o konieczności dysponowania wysoką kulturą technologiczną niezbędną do bezpiecznego i skutecznego prowadzenia obu procesów. Jeśli są one prowadzone, taka sekwencja działań nazywana jest *zamkniętym cyklem paliwowym*, jeśli nie ma etapu recyklicacji – *cyklem otwartym*. Rys. 10.4 pokazuje schemat cyklu zamkniętego.

Schemat ten pokazuje element, o którym dotąd nie mówiliśmy, a mianowicie „reaktor transmutacji”. Jest to na tyle nowa instalacja, że wymaga oddzielnego omówienia. Podstawową koncepcję przedstawimy w kolejnych paragrafach. Jest to instalacja kosztowna, lecz koszt składowiska geologicznego jest również niebagatelny. Ocenia się<sup>3</sup>, że składowanie 1 kg odpadów w takim składowisku, to około 800 USD!

<sup>3</sup> V.A.Bomko, B.V.Zajtzev, A.M.Egorov, *Beam technologies for incineration and transmutation of the nuclear waste*, *Voprosy Atomnoj Nauki i Techniki* 3 (2001) 12



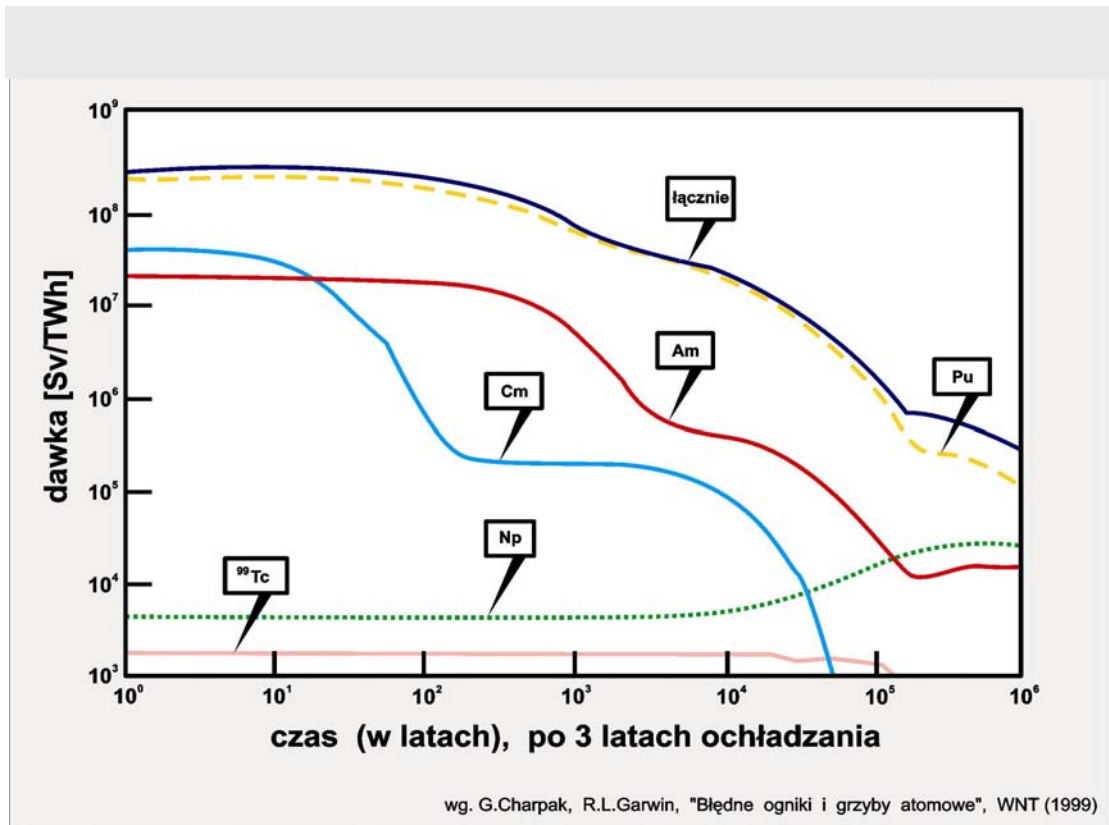
Rys. 10.4 Schemat zamkniętego cyklu paliwowego

## 10.2 Transmutacja i spalanie

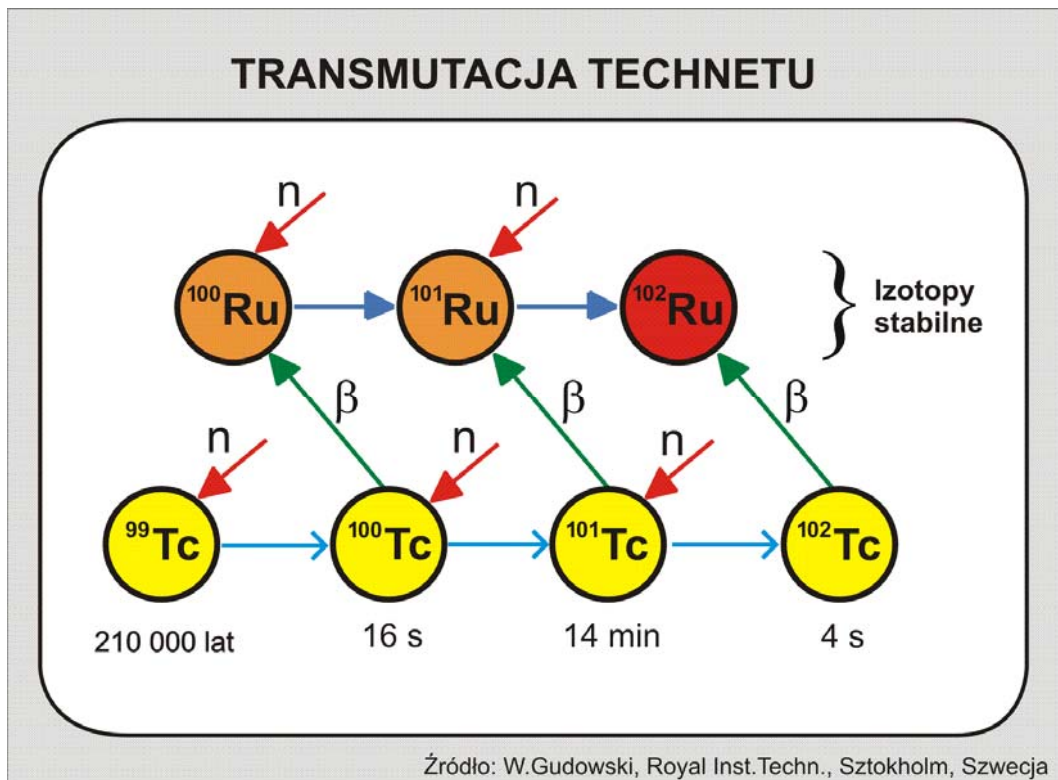
W odpadach promieniotwórczych powstałych w wyniku pracy reaktora znajdujemy przede wszystkim uran (głównie  $^{238}\text{U}$ ), fragmenty rozszczepienia (kilka procent całości), pierwiastki transuranowe (ok. 1%) oraz zaaktywowane materiały konstrukcyjne. Podstawowym rodzajem promieniowania fragmentów rozszczepienia jest promieniowanie beta, a ich radiotoksyczność jest z reguły znacznie mniejsza niż alfa-promieniotwórczych transuranowców. Średnio biorąc, transuranowce mają dłuższy czas życia niż fragmenty rozszczepienia. Takie pierwiastki, jak uran i pluton mogą być wykorzystane do produkcji świeżego paliwa, ale ich nawet całkowite wyekstrahowanie skraca czas, podczas którego takie paliwo jest groźne dla otoczenia zaledwie do około 2000 lat, patrz rys. 9.2. Istotne są też aktywności lżejszych aktynowców<sup>4</sup> (w ang. *minor actinides*): Am, Np i Cm, patrz rys. 10.5. Dlatego też, niezależnie od istnienia obecnie warunków bezpiecznego przechowywania wypalonego paliwa przez nawet tak długie okresy jak 5000 lat, należy rozważyć możliwość przerobienia długozyciowych nuklidów w wypalonym paliwie na krótkozyciowe albo nawet stabilne. Procedury wiodące do tego celu, to *transmutacja* i *spalanie* (*spopieliwanie* – nazwa angielska: *incineration*) lub *wypalanie*.

Przez transmutację rozumiemy reakcję, w której - w wyniku pochłonięcia neutronu - nuklid promieniotwórczy przekształca się (transmutuje) w nuklid stabilny, patrz rys. 10.6. Ponieważ jednak podczas takich reakcji może zajść także proces odwrotny, w którym nuklid stabilny może przekształcić się w rozszczepialny, przed przystąpieniem do transmutacji należy rozdzielić odpowiednie izotopy.

<sup>4</sup> Nota bene część tych aktynowców staje się rozszczepialna neutronami o energii powyżej pewnego progu energetycznego, a przekrój czynny na rozszczepienie może być znaczny.



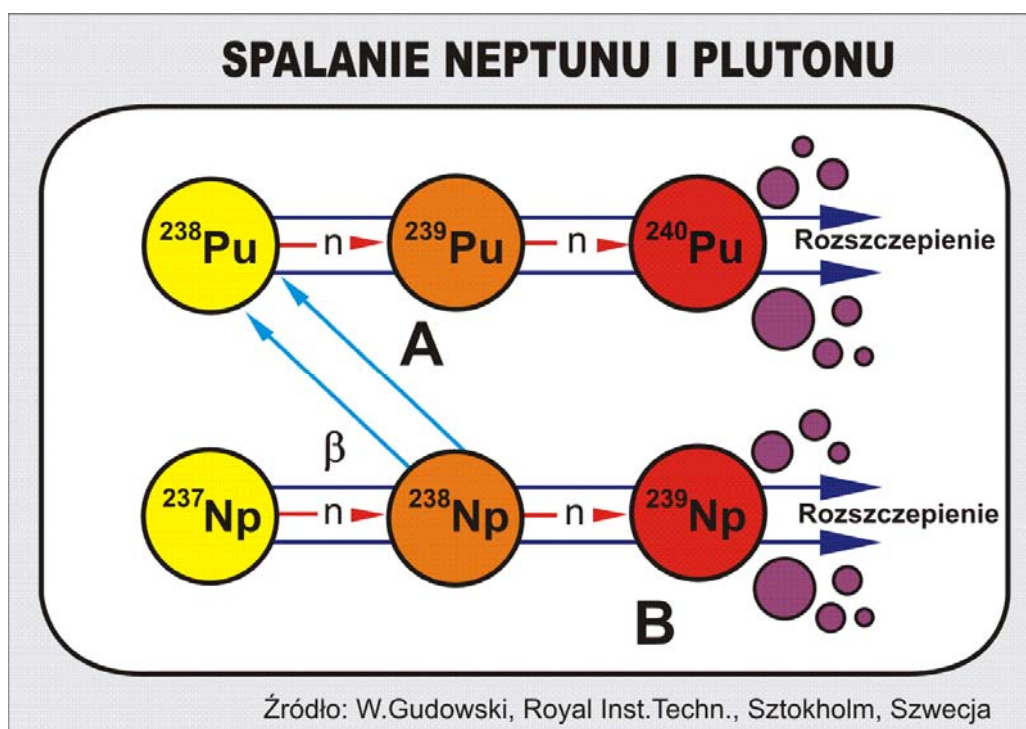
Rys. 10.5 Zanik dawki pochodzącej od transuranowców w wypalonym paliwie w funkcji czasu



Rys. 10.6 Przykład transmutacji technetu poddanego działaniu strumienia wysokoenergetycznych neutronów

Spalaniem (wypalaniem) nazywamy proces rozszczepienia zainicjowany pochłonięciem neutronu. Takim procesem jest np. rozszczepienie  $^{235}\text{U}$ , a także innych pierwiastków transuranowych. Przykład spalania neptunu i plutonu pokazany jest na rys. 10.7. W reaktorze typu PWR podczas pracy tworzy się rozszczepialny  $^{239}\text{Pu}$ , który także jest „spalany” w trakcie pracy reaktora. Proces spalania nie jest jednak całkowity, gdyż powstają także pierwiastki transplutonowe, jak ameryk i kiur, których w reaktorze PWR nie da się spalić.

Zarówno w przykładzie transmutacji technetu, jak spalania plutonu i neptunu należy zauważyć, że rozpatrywane reakcje jądrowe powstają w strumieniu wysokoenergetycznych neutronów, co oznacza, że typowy reaktor lekkowodny, jak PWR, nie może być wykorzystany dla takich celów. Oznacza to dalej, że jeśli chcemy myśleć o wykorzystaniu obu reakcji, potrzebny nam będzie reaktor pracujący na neutronach prędkich, jak reaktor powielający (*breeder*). Przypomnijmy, że typowy reaktor powielający może pracować w oparciu o tzw. cykl uranowo-plutonowy, w którym tworzy się pluton, jako świeże paliwo dla reaktora. W reaktorze tego typu, np. we francuskim reaktorze Superphenix, czas podwojenia (ang. *doubling time*) ilości rozszczepialnych nuklidów wynosi około 4 lat. To długo, ale też o ile typowy reaktor PWR jest w stanie wykorzystać zaledwie około 1% naturalnego uranu, reaktor powielający wykorzystuje go niemal w całości. To właśnie powoduje, że w przyszłości może być korzystną rzeczą wydobywanie uranu znajdującego się w mniejszych koncentracjach, jak w minerałach, a nawet w wodzie morskiej.



**Rys. 10.7 Spalanie izotopów  $^{237}\text{Np}$  i  $^{238}\text{Pu}$  w strumieniu wysokoenergetycznych neutronów**

Innym kandydatem na reaktor powielający jest reaktor korzystający z tzw. cyklu torowo-uranowego. Taki reaktor jest atrakcyjny ze względu na trzykrotnie większą od uranu zawartość toru w skorupie ziemskiej, jednak czas podwojenia w takim reaktorze, to już około 20 lat. Czas ten skraca się nieco jeśli skorzystamy z szybkich neutronów. Mimo wszystko

jednak, dotąd nie budowano reaktorów pracujących w tym cyklu z prostego względu: o ile cykl uranowo-plutonowy można rozpocząć od razu, w dowolnym reaktorze, w którym mamy powolne neutrony, gdyż zawsze będziemy mieli do dyspozycji trochę  $^{235}\text{U}$ , w wypadku toru należy wprawdzie przetransmutować go w rozszczepialny  $^{233}\text{U}$  i w związku z tym należy myśleć o nowej technologii reaktora. Stąd też powstało szereg projektów reaktorów hybrydowych, których zasadniczą częścią jest akcelerator. Warto też podkreślić, że paliwo w takim reaktorze nie zawiera  $^{238}\text{U}$ , a więc w trakcie pracy nie tworzy się pluton.

Tor, będący srebrzystym metalem, znajduje się w kilku minerałach, w szczególności w monazycie, zawierającym ok. 12% dwutlenku toru ( $\text{ThO}_2$ ). Jak się ocenia<sup>5</sup>, całkowite zasoby toru opłacalnego do wydobycia, wynoszą 1 200 000 ton, z czego połowa przypada na Australię i Indie. W dalszej kolejności plasują się Norwegia, USA i Kanada. Metaliczny tor podgrzany w powietrzu zapala się jasnym, białym światłem. Tor znalazł zastosowanie np. w gazowych lampkach turystycznych i żarnikach lamp elektrycznych, w lampach łukowych, elektrodach spawalniczych i ceramice żaroodpornej. Szkło zawierające  $\text{ThO}_2$  charakteryzuje się wysokim współczynnikiem załamania i jest wykorzystywane w soczewkach i optycznych przyrządach naukowych.

Izotop  $^{232}\text{Th}$  po zaabsorbowaniu neutronu przechodzi w  $^{233}\text{Th}$ , który w drodze rozpadu beta przechodzi w  $^{233}\text{Pa}$  i następnie w rozszczepialny  $^{233}\text{U}$ . Jest to więc izotop paliworodny. W reakcji rozszczepienia  $^{233}\text{U}$ , średnia liczba neutronów jest większa niż z rozszczepienia  $^{235}\text{U}$ , a w reaktorach na neutrony termiczne reakcja tworzenia  $^{233}\text{U}$  jest efektywniejsza niż  $^{239}\text{Pu}$ . W odróżnieniu od  $^{235}\text{U}$ , którego jest zaledwie 0,72% w naturalnym uranie, niemal cały tor może być wykorzystany w reaktorze. Mimo tych zalet, okazuje się, że w reaktorze pracującym na czystym torze, jako materiale wyjściowym, liczba generowanych neutronów nie jest wystarczająca, aby powstawała reakcja samopodtrzymująca się. Można natomiast zbudować reaktor typu PWR, w którym rdzeń byłby otoczony podkrytycznym płaszczem torowym otaczającym elementy paliwowe ze wzbogaconego uranu. Powstający  $^{233}\text{U}$  będzie zatem spalany w tym płaszczu. Tego typu reaktor powstał w latach 1970. w USA i potwierdził swoją użyteczność. Dla zapobieżenia wykorzystaniu materiału rozszczepialnego ( $^{233}\text{U}$ ) w broni jądrowej planuje się użycie w płaszczu torowym dodatku  $^{238}\text{U}$ . Tworzący się wtedy pluton zawierałby znaczną domieszkę nieużytecznego izotopu  $^{238}\text{Pu}$ , który nie dość, że nie jest rozszczepialny, to jeszcze generuje sporo ciepła. Nie oznacza to bynajmniej, że mając tor jako podstawowe paliwo nie można stworzyć cyklu torowo-plutonowego, ten jednak miast produkować, zużywałby pluton bojowy. Rosja we współpracy z USA rozwija tego typu technologię od lat 1990. W takim reaktorze pluton będzie znajdował się w centrum rdzenia i będzie stopniowo wypalany.

Pierwsze reaktory korzystające z toru jako paliwa były już testowane<sup>6</sup>. I tak, w Niemczech w latach 1967 – 1988 pracował reaktor AVR w Jülich. Reaktor ten był chłodzony gazem, miał usypane złożo i korzystał z paliwa będącego mieszaniną toru i wysokowzbogaconego uranu. Maksymalne wypalenia sięgały tu 150 000 MWd/t. Również chłodzony gazem reaktor Dragon w Winfrith, Anglia, korzystał z elementów paliwowych, w których zawartość toru i wysokowzbogaconego uranu była 10:1. W reaktorze tym wypalany  $^{235}\text{U}$  był zastępowany powstającym  $^{233}\text{U}$ . Wysokotemperaturowy reaktor, o moderatorze grafitowym i chłodzony gazowym helem pracował w USA w latach 1967 – 1974. Jest rzeczą oczywistą, że dla celów transmutacji reaktor nie powinien być chłodzony wodą, gdyż ta termalizuje neutrony, a zależy

<sup>5</sup> US Geological Survey, Mineral Commodity Summaries, January 1999

<sup>6</sup> <http://www.uic.com.au/nip67.htm>

nam na posiadaniu w reaktorze jedynie widma neutronów prędkich. Stąd też korzystanie z chłodziw typu Pb, Na lub He.

O ile powyższe reaktory miały znaczenie jako reaktory testowe, to był już wykorzystywany także w reaktorach energetycznych. I tak w Niemczech, w oparciu o konstrukcję AVR zbudowano wysokotemperaturowy reaktor o mocy 300 MWe, który korzystał (w latach 1983 – 1989) ze złóż paliwa torowo-uranowego (wysokowzbogaconego uranu HEU - od ang. *Highly Enriched Uranium*). W USA działał reaktor Fort St Vrain, także powstały w oparciu o niemiecki AVR. Był to reaktor wysokotemperaturowy (1300 °C) z moderatorem grafitowym, chłodzony gazem. Jego moc wynosiła 330 MWe. Paliwem były mikrokule (por. Rys. 7.8) z węgliku toru i węgliku Th/<sup>235</sup>U pokrytego tlenkiem krzemu oraz pyrolitycznym grafitem dla zatrzymania produktów rozszczepienia. Badania nad wykorzystaniem paliwa opartego na torze były też przeprowadzone w reaktorze Shippingport, typu PWR, w USA. Tu początkowym paliwem były <sup>235</sup>U i <sup>239</sup>Pu. W odróżnieniu od pierwszego z omawianych reaktorów, paliwo tego reaktora było gromadzone w heksagonalnych kolumnach („pryzmach”). W Niemczech sprawdzono też możliwości wykorzystania paliwa torowo-plutonowego w reaktorze Lingen typu BWR. Jednak pierwsze wykorzystanie toru na szeroką skalę planują obecnie Indie, które chcą oprzeć przyszłość energetyczną na procesie trzystopniowym, a mianowicie: zbudowaniu reaktora typu CANDU, który tworzyłby pluton z uranu, następnie reaktora powielającego na szybkie neutrony, który wykorzystałby paliwo utworzone na bazie tego plutonu do wytworzenia <sup>233</sup>U z toru, wreszcie reaktora z ciężką wodą, który pracowałby w oparciu o <sup>233</sup>U i tor. Tor dostarczałby około 75% mocy reaktora.

Obecne koncepcje zaawansowanych konstrukcji reaktorów pracujących w oparciu o tor dotyczą:

- Reaktorów lekkowodnych, pracujących na paliwie będącym mieszaniną PuO<sub>2</sub> i ThO<sub>2</sub>;
- Wysokotemperaturowych reaktorów z chłodzeniem gazowym (HTGR), w których paliwo miałoby formę złoża, albo pryzm;
- Reaktorów ze stopionymi solami (w zasadzie są to reaktory powielające, w których paliwo krąży w postaci stopionej soli bez potrzeby korzystania z chłodziwa w rdzeniu; obieg pierwotny przechodzi przez wymiennik ciepła, w którym stopiona sól z obiegu wtórnego odbiera ciepło i wytwarza parę wodną);
- Zaawansowanego Reaktora Ciężkowodnego AHWR (od ang. *Advanced Heavy Water Reactor*) chłodzonego zwykłą wodą, jak CANDU. Zasadniczą część rdzenia jest tu podkrytyczną mieszaniną dwutlenków toru i uranu-233, ale tak dobraną, aby w części z uranem-233 reakcja była samopodtrzymująca się.

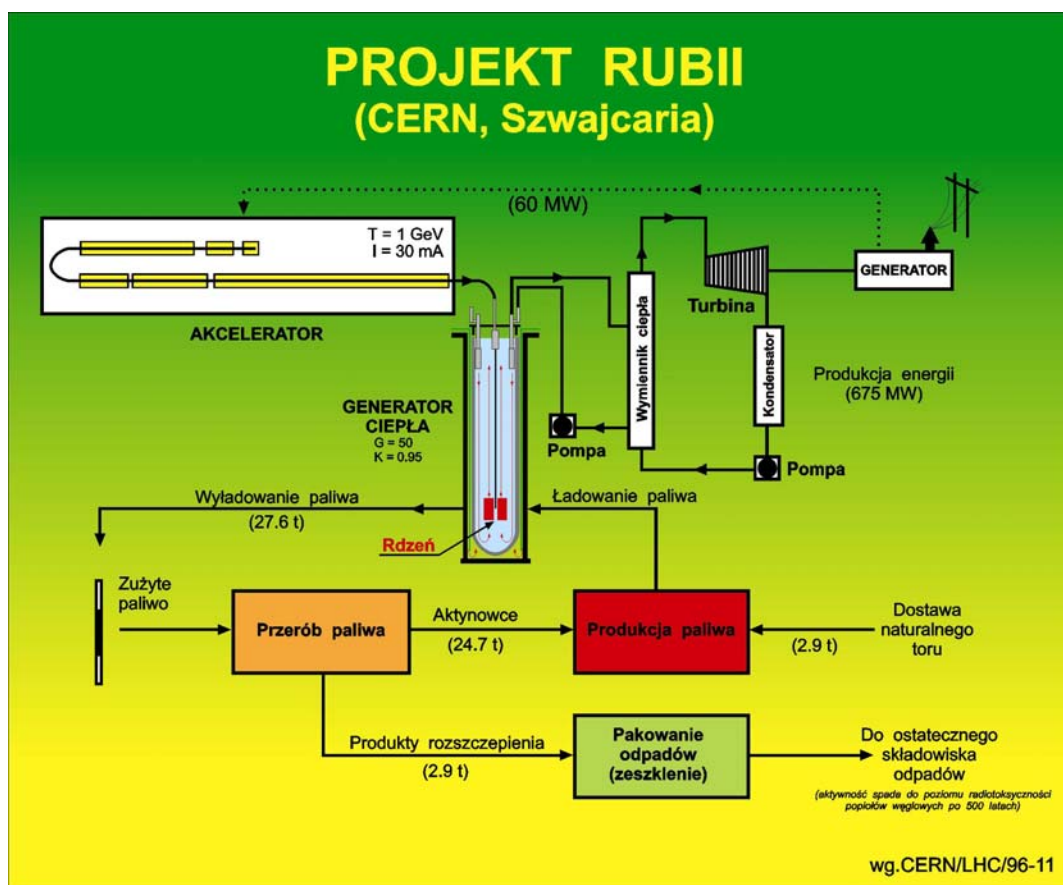
Choć użycie toru ma wiele zalet - w szczególności nie tworzy się pluton - tor pociąga za sobą podwyższone ryzyko radiologiczne już na etapie kopalnictwa, pomimo braku problemu radonu, typowego dla górnictwa uranu. Górnictwo toru będzie wymagało opracowania nowej preparatyki paliwa na przemysłową skalę.

### 10.3 Systemy sterowane akceleratorami (ADS)

W jednym z pierwszych rozdziałów wspominaliśmy już o idei tzw. wzmacniacza energii. Pomysł polega na połączeniu akceleratora wysokoenergetycznych protonów o energii rzędu 1 GeV i prądzie rzędu 10 mA z reaktorem pracującym w oparciu o cykl torowo-uranowy. Rys. 10.8 przedstawia projekt z 1993 r. Carlo Rubii (rys. 10.9), laureata Nagrody Nobla z fizyki, takiego hybrydowego reaktora, który mógłby służyć do transmutacji i spalania



odpadów promieniotwórczych, a jednocześnie do produkcji energii elektrycznej na zewnątrz, w tym do zasilania akceleratora protonów. Instalacje tego typu nazywamy systemami sterowanymi akceleratorami ADS (od ang. *Accelerator-Driven Systems*).



**Rys. 10.8 Projekt Carlo Rubii hybrydowego reaktora do transmutacji i spalania odpadów promieniotwórczych z reaktorów**

W takim reaktorze wysokoenergetyczne protony uderzają w blok z ciężkiego metalu, np. ołowiu, wywołując w nim reakcje kruszenia (rys. 7.15). W wyniku tych reakcji powstają neutrony prędkie, które kierowane są do reaktora podkrytycznego zawierającego tor. Tam, w wyniku reakcji z torem powstaje rozszczepialny izotop  $^{233}\text{U}$ , który w wyniku pochłonięcia neutronu rozszczepia się. W ten sposób można podtrzymać reakcję łańcuchową, ale też można ją w każdej chwili przerwać przez wyłączenie akceleratora protonów – użycie prętów sterujących przestaje być potrzebne. Może warto wspomnieć o jeszcze jednym stosunkowo innowacyjnym pomysle Rubii. Proponuje on mianowicie, aby ołów wykorzystać również w charakterze moderatora. Strumień neutronów w takim moderatorze, w którym neutrony muszą się wielokrotnie zderzyć, aby osiągnąć znacząco niższe energie, będzie charakteryzował się stosunkowo gładkim widmem energetycznym, a że niemal wszystkie pierwiastki mają przy pewnych energiach neutronów wysokie przekroje czynne na pochłanianie, odpady zmieszane z ołowiem mają dużą szansę na „spalenie”. Jak więc widać, ołów pełni w projekcie kilka ról: tarczy dla wytwarzania neutronów spalacyjnych, moderatora tych neutronów, a także naturalnej osłony przed promieniowaniem gamma. Ciekły ołów pełni tu także dodatkową funkcję w transmisji ciepła drogą naturalnej konwekcji: ciepło będzie odbierane od górnych partii ołowiu przez wymiennik ciepła, w którym będzie tworzyła się para wodna.



**Rys. 10.9 Carlo Rubia**

Paliwo do reaktora można mieszać z wysokoaktywnymi odpadami z reaktorów konwencjonalnych. Celem takiego działania jest zniszczenie ciężkich, długożyciowych izotopów promieniotwórczych w wypalonym paliwie. W zasadzie można sobie wyobrazić otoczenie paliwa płaszczem ze świeżego paliwa wypalonego, które w miarę stopniowego wypalania będziemy przesuwając do środka rdzenia. Następnie, tak wypalone paliwo można poddać procesowi recyklicacji, wyekstrahować uran, a większość produktów rozszczepienia potraktować jako odpady promieniotwórcze. Aktywność można poddać dalszym transmutacjom w tym samym reaktorze i liczyć na to, że w ten sposób przekształcimy wszystkie transuranowce w krótkożyciowe fragmenty rozszczepienia, a przy okazji zyskamy trochę energii z samych procesów rozszczepień. Aby taki proces był maksymalnie efektywny należy korzystać z neutronów prędkich, gdyż neutrony powolne mogą rozszczepiać tylko jądra o nieparzystej liczbie masowej.

Spalanie plutonu i pierwiastków transuranowych (TRU) związane jest z wytwarzaniem energii 940 MWd/1 kg TRU. Pojedynczy układ proponowany przez Rubię przy mocy cieplnej 1500 MW i paliwie będącym mieszanką toru i TRU może wytwarzać rocznie energię termiczną 547,5 GWd (lub moc elektryczną 625 MWe) i spalać 420 kg TRU. Biorąc pod uwagę olbrzymie ilości zgromadzonego i wytwarzanego na bieżąco wypalonego paliwa widać, że dla pozbycia się odpadów z energetyki będzie potrzebna znacząca liczba takich instalacji (im mniejsza, tym dłużej będą musiały pracować).

Rozpatrując zastosowania układów ADS myśli się o pozbyciu się nagromadzonych zapasów plutonu. Tu pojawiają się dwie koncepcje: w pierwszej wypalamy pluton i lekkie aktywność oddzielnie, w drugiej – jedno i drugie razem, co lepiej zabezpiecza przed proliferacją materiału rozszczepialnego.

Omawiany układ może rzeczywiście stać się bardzo efektywną „spalarnią” odpadów promieniotwórczych z reaktorów jądrowych, niemniej jednak sam też będzie produkował odpady, choćby powstałe w procesie spalacji. Można oczekiwać, że liczba tych produktów

spalacji będzie proporcjonalna do energii wiązki protonów, a w pierwszej chwili ich aktywność może być nawet większa niż produktów reakcji rozszczepienia. W bardziej długofalowym planie nie powinno to być problemem, natomiast celem podstawowym jest skrócenie radiotoksyczności odpadów z reaktorów o rzędy wielkości (100 – 1000 razy). Także spalanie transplutonowców wcale nie jest łatwą rzeczą, gdyż chociaż podczas rozszczepienia neutronami produkują one więcej neutronów niż powstaje podczas rozszczepienia  $^{235}\text{U}$ , procent neutronów opóźnionych jest w nich znacznie mniejszy, patrz Tab. 10.1. Powoduje to konieczność pracy tuż pod progiem krytyczności, a więc utrudnia sterowanie reaktorem.

Ewentualna zawartość lekkich (pomniejszych<sup>7</sup>) aktywności (Np, Am, Cm) w paliwie typu MOX byłaby ze względu na parametr  $\beta$  dla tego paliwa niewątpliwą wadą, tym bardziej, że podczas rozrzedzania moderatora reaktywność związana z tymi nuklidami rośnie. Ta sytuacja tylko wzmacnia nasze zainteresowanie układami podkrytycznymi sterowanymi akceleratorami. O ile dla typowego reaktora pracującego na konwencjonalnym paliwie uranowym współczynnik mnożenia pomniejszony o parametr  $\beta$  wynosi ok. 0,995, w układach ADS jest to poniżej 0,97, a więc margines bezpieczeństwa, tj. możliwość przekroczenia krytyczności na neutronach natychmiastowych, znacznie się zwiększa. Na szczęście technologia pozbywania się pomniejszych aktywności z wypalonego paliwa wydaje się już opanowana.

**Tab. 10.1 Liczba neutronów rozszczepieniowych ( $\nu$ ) i procent neutronów opóźnionych ( $\beta$ ) w rozszczepieniach aktywności (f – neutrony przedkie, t – neutrony termiczne)<sup>8</sup>**

Nuklid	$\nu$	$\beta$ [%]
$^{232}\text{Th}$	2,2 <sup>f</sup>	2,4 <sup>f</sup>
$^{235}\text{U}$	2,4 <sup>t</sup>	0,7 <sup>t</sup>
$^{238}\text{U}$	2,6 <sup>f</sup>	1,7 <sup>f</sup>
$^{239}\text{Pu}$	2,9 <sup>t</sup>	0,26 <sup>t</sup>
$^{241}\text{Pu}$	2,9 <sup>t</sup>	0,55 <sup>t</sup>
$^{241}\text{Am}$	3,4 <sup>f</sup>	0,12 <sup>f</sup>
$^{242\text{m}}\text{Am}$	3,3 <sup>t</sup>	0,18 <sup>t</sup>
$^{243}\text{Am}$	3,5 <sup>f</sup>	0,23 <sup>f</sup>
$^{244}\text{Cm}$	3,3 <sup>t</sup>	0,13 <sup>t</sup>
$^{245}\text{Cm}$	3,6 <sup>t</sup>	0,16 <sup>t</sup>

Oprócz transuranowców i transplutonowców niemniej poważnym wyzwaniem jest pozbycie się trzech najgroźniejszych izotopów promieniotwórczych, a mianowicie  $^{99}\text{Tc}$  (okres połowicznego zaniku  $2,11 \cdot 10^5$  lat),  $^{129}\text{I}$  ( $1,57 \cdot 10^7$  lat) oraz  $^{79}\text{Se}$  ( $6,5 \cdot 10^4$  lat). Ocenia się<sup>9</sup>, że pozbycie się tych pierwiastków, wyprodukowanych w trakcie 40. letniej pracy reaktora lekkowodnego, będzie wymagało użycia 11,29 kg neutronów (1 kg neutronów, to  $5,97 \cdot 10^{26}$  neutronów), podczas gdy wzmacniacz energii Rubii będzie wytwarzał rocznie 106,2 kg neutronów.

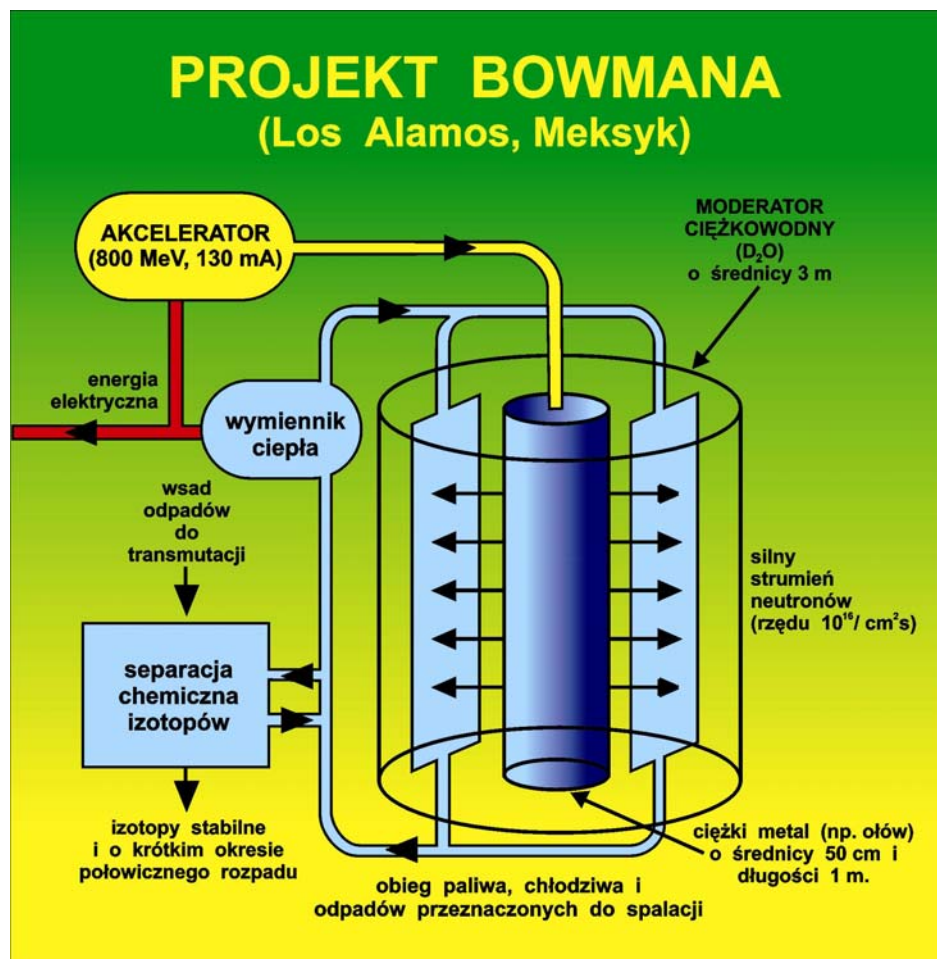
<sup>7</sup> Propozycja nazwy: inż. Jacek Kaniewski

<sup>8</sup> S.Taczanowski, Postępy Fizyki 51 (2000) 169

<sup>9</sup> V.A.Bomko i in., wcześniej cytowane

Droga do transmutacji i spalania odpadów promieniotwórczych wcale nie jest prosta i należy przeprowadzić szereg badań oraz zbudować szereg instalacji pilotażowych. W Europie rozwój akceleratorów i megawatowych źródeł spalacyjnych zintegrowanych z materiałami rozszczepialnymi, a także rozwój techniki recyklizacji prowadzony jest m.in. w następujących projektach:

- HIPI (od ang. *High Intensity Proton Injector*) i TRASCO (od włoskiego - TRASmutazione SCOrie) we Włoszech (projekt akceleratorów dużej mocy);
- MEGAPIE (od ang. *MEGAWatt Pilot Experiment*) – w Instytucie Paula Scherrera w Szwajcarii (opracowanie efektywnego targetu dla reakcji kruszenia);
- MUSE-4 w Cadarache, Francja (pilotażowa instalacja z podkrytycznym rdzeniem na neutrony prędkie dostarczane z zewnętrznego akceleratora);
- Produkcja paliwa opartego na pomniejszych aktynowcach oraz rozwój technologii przetwarzania paliwa w Karlsruhe, Niemcy;
- Zbieranie danych neutronowych (przekrojów czynnych) w CERN, Szwajcaria;
- KALLA (od ang. *Karlsruhe Lead Laboratory*) oraz CIRCE (od włoskiego *CIRCUito Eutettico*) w Niemczech i Włoszech (rozwój technologii eutektyki Pb-Bi).



Rys. 10.10 Projekt ADS Bowmana

Powyższe programy powinny doprowadzić do powstania europejskiego projektu transmutacji odpadów promieniotwórczych i budowy instalacji DEMO o mocy kilkudziesięciu

megawatów, która powinna wykazać bezpieczną i wydajną pracę ADS przy zadanym z góry strumieniu neutronów i stopniu wypalenia. Praca DEMO powinna pokazać ewentualne problemy materiałowe i zachowanie się elementów paliwowych pod wpływem promieniowania, szybkości transmutacji itp.

Dla historycznego porządku należy dodać, że przed projektem Rubii był w roku 1990 inny projekt Charlesa Bowmana (rys. 10.10), który jednak z wielu względów jest technicznie mało praktyczny. W tym projekcie akcelerator protonów miał mieć niezwykle wysoką moc 104 MW i dawać prąd protonów około 130 mA. Powstałe w reaktorze długożyciowe odpady miały być mieszane ze stopionymi solami LiF i BeF, a mieszanina poddana cyrkulacji w intensywnym strumieniu prędkich neutronów wytwarzanych przez tarczę Pb-Bi. Po kilkukrotnym obiegu stabilne i krótkożyciowe izotopy byłyby kierowane do ostatecznego składowania. Układ ten mógłby także służyć do zniszczenia nagromadzonego plutonu w broniach jądrowych.

W odróżnieniu od projektu Rubii, projekt Bowmana nie zakładał dostarczania energii elektrycznej do sieci energetycznej. Zresztą także i projekt Rubii w pierwszym etapie będzie zapewne koncentrował się na spalaniu odpadów, a nie na produkcji energii elektrycznej. Nawet i to ograniczenie funkcji „wzmocniacza energii” nie jest wolne od wielu bardzo trudnych problemów, jak choćby kwestii w jaki sposób wykonać okno wolframowe wyprowadzające wiązkę protonów z akceleratora, wewnątrz którego panuje próżnia do rdzenia reaktora, wewnątrz którego będzie wysokie ciśnienie pochodzące od rozgrzanego ołowiu. Takie okno będzie pracowało w wysokiej temperaturze i będzie niszczone stopniowo przez wysokoenergetyczną i intensywną wiązkę protonów. Oznacza to konieczność wymieniaania okna co pewien czas, a więc konieczność zatrzymywania pracy instalacji. Do innych trudności należy zaliczyć rozmiary zbiornika reaktora, którego wysokość na wynosić 30 m, a średnica 6 m, a wewnątrz niego ma być ciekły ołów pełniący rolę chłodziwa. Jeszcze inny problem, to w jaki sposób wymieniać paliwo reaktorowe w środowisku ołowiu?.

#### 10.4 Krótka analiza cyklu paliwowego<sup>10</sup>

- Reaktor do transmutacji spala 100 kg/rok ciężkiego metalu (HM) przy mocy cieplnej 300 MW(t);
- Wypalenie paliwa w typowym reaktorze wynosi zaledwie około 5% HM (w bardzo zaawansowanych układach liczba ta wzrasta do 20%), co oznacza, że musimy posiadać skład na do 20 razy większej ilości wypalonego paliwa niż jego roczna konsumpcja, a więc dla ok. dla 2 t z reaktora o mocy 300 MW(t);
- Pozbycie się nagromadzonego na Świecie HM będzie wymagać wielu lat pracy dużej ilości układów typu ADS;
- W „stanie równowagi” potrzebujemy około 1 ADS dla 4-5 reaktorów typu PWR lub około 20 reaktorów typu FBR;
- Pełne zamknięcie cyklu paliwowego oznacza zredukowanie ciężkich metali w odpadach o dwa do trzech rzędów wielkości w porównaniu z jednokrotnie zamkniętym cyklem, tj. cyklem, w którym następuje recykliczacja wypalonego paliwa i stworzenie paliwa typu MOX;
- Ze względu na większą wydajność w produkcji energii elektrycznej, wymiana wszystkich reaktorów lekkowodnych na reaktory prędkie zredukowałaby masę

---

<sup>10</sup> Wg. wykładu W.Gudowskiego

produktów rozszczepienia, a więc i odpadów promieniotwórczych z reaktorów, o około 30%;

- Jedyne techniki transmutacji są w stanie całkowicie zamknąć cykl paliwowy i zredukować około 100-krotnie ilość długożyciowych transuranowców.