

50X1-HUM

INFORMATION REPORT INFORMATION REPORT

CENTRAL INTELLIGENCE AGENCY

This material contains information affecting the National Defense of the United States within the meaning of the Espionage Laws, Title 18, U.S.C. Secs. 793 and 794, the transmission or revelation of which in any manner to an unauthorized person is prohibited by law.

S-E-C-R-E-T

50X1-HUM

| | | | |
|---|----------------------------------|-------------|-----------------------------|
| COUNTRY | Poland | REPORT | |
| SUBJECT | Publications on Nuclear Research | DATE DISTR. | 22 APR 1958 50X1-HUM |
| | | NO. PAGES | 1 |
| | | REFERENCES | RD 50X1-HUM |
| DATE OF INFO. | | | |
| PLACE & DATE ACQ | | | |
| SOURCE EVALUATIONS ARE DEFINITIVE. APPRAISAL OF CONTENT IS TENTATIVE. | | | 50X1-HUM |

publications of the Office of the Government Plenipotentiary on Matters Concerning the Utilization of Nuclear Energy (Biuro Pełnomocnika Rządu do Spraw Wykorzystania Energii Jadrowej) 50X1-HUM

- a. Information Bulletin (Biuletyn Informacyjny), No. 6/7, 1957; No. 8, 1957; and No. 9/10, 1957.
- b. Advances in Engineering of Reactors (~~Prace Techniki Reaktorowej~~) No. 1 (supplement to Information Bulletin No. 5, 1957), No. 3 (supplement to Information Bulletin No. 8, 1957), and No. 4 (supplement to Information Bulletin No. 9/10, 1957).

2. Information Bulletin No. 8 contains considerable data on Polish nuclear research, particularly on the current installation of a cyclotron at Krakow under the direction of Professor Henryk Niewodniczanski.

Distribution of Attachment (8 bound pamphlets, in Polish):



PROCESSING COPY,

50X1-HUM

S-E-C-R-E-T

50X1-HUM

| | | | | | | | | | |
|-------|--|--|---|---|-----|-------------------------------------|--|--|--|
| STATE | <input checked="" type="checkbox"/> ARMY | <input checked="" type="checkbox"/> NAVY | <input checked="" type="checkbox"/> AIR | <input checked="" type="checkbox"/> FBI | AEC | <input checked="" type="checkbox"/> | | | |
|-------|--|--|---|---|-----|-------------------------------------|--|--|--|

(Note: Washington distribution indicated by "X"; Field distribution by "#".)

INFORMATION REPORT INFORMATION REPORT

50X1-HUM

POOR ORIGINAL

- 2 -

S p i s t r e ś c i

| | |
|---|----|
| Instytut Badań Jądrowych | 3 |
| Fragmenty Raportu Trzech Mędrców o energii jądrowej | 16 |
| Dziesięcioletni plan rozwoju energii jądrowej | 22 |
| Wiadomości ze świata | 26 |

Pierw
 1956 r
 lewa "D
 MW".
 typowe.
 izotop
 je ki.
 lewa
 dany
 pewn
 zane
 poz
 i p
 ra
 tr
 i
 d
 i

Biurow Pełnomocnika Rządu
do spraw wykorzystania
energii jądrowej

50X1-HUM

Nie do publikacji

B I U L E T Y N
I N F O R M A C Y J N Y

8

1957

POOR ORIGINAL

- 4 -

paliwa /Pu-239/ dc paliwa wypalonego jest niski - około 0,1.

Maksymalny strumień neutronów termicznych przy pracy na 2 MW wynosi $2 \cdot 10^{13}$ neutronów/cm²·sek. Średni strumień wynosi 10^{13} neutr./cm²·sek. Wiązki neutronów /głównie dla doświadczeń fizycznych/ mogą być wyprowadzane z reaktora przez 9 kanałów poziomych / ϕ 100 mm i ϕ 60 mm/. Na wyjściu z kanałów ośkewity strumień neutronów osiągać może wielkość 10^9 neutr./cm²·sek. Podobnie w grafitowej kolumnie termicznej będącej walcem o ϕ 1000 mm dotykającą podstawą granicy strefy aktywnej - strumień neutronów termicznych zmienia się z odległością od strefy aktywnej reaktora w przedziale od kilku 10^{12} neutr./cm²·sek. do ok. 10^8 neutr./cm²·sek.

Jak wiadomo, reaktor służy jednocześnie do produkcji izotopów promieniotwórczych przez nasświetlenie odpowiednich materiałów neutronami. Gdyby wykorzystać wszystkie zbędne, normalnie uciekające z reaktora neutrony - można by w naszym reaktorze produkować równocześnie ilości izotopów promieniotwórczych o aktywności 10^6 Curie w stanie równowagi. Praktycznie - przy wykorzystaniu przeznaczonych do tego celu kanałów pionowych wraz z pionowymi kanałami w miejscu początkowo niedoładowanych peryferyjnych sekcji technologicznych - będzie można jednocześnie produkować izotopy o aktywności do ok. 10^5 Curie w stanie równowagi.

Można, sądząc po obecnym zapotrzebowaniu krajowym - wnosić, że te możliwości produkcyjne przynajmniej w pierwszym cyklu paliwowym reaktora pokryją zapotrzebowanie krajowe na te izotopy, które jest sens produkować przez nasświetlanie neutronami w reaktorze. Obecnie w IJB przygotowywane jest produkcja jodu I-131, fosforu P-32, siarki S-35, węgla C-14, trytu H-3 oraz złota Au-198 /w foliach i postaci koloidalnej/, a także kobaltu i talu używanych w defektoskopii gamma. Prócz tego będzie można z reakcji /n, γ / produkować niewielkie ilości /kilka nG/ szeregu izotopów niewymagających po nasświetlaniu obróbki chemicznej.

Po zakończeniu pierwszego cyklu paliwowego - o ile do tego czasu zostanie w kraju opunowana technologia ekstrakcji szeregu cennych izotopów promieniotwórczych z produktów rozszczepienia i zostaną wybudowane odpowiednie "gorące" laboratoria - "wypalone" pręty będą nowym źródłem izotopów promieniotwórczych - sumaryczna aktywność zużytego ładunku paliwowego reaktora będzie rzędu 10^6 - 10^7 Curie.

Ponieważ początkowe załadowanie reaktora wynosi 32 sekcje technologiczne - aby nie zmieniać widma strumienia neutronów w poziomych kanałach eksperymentalnych - w puste miejsca zamiast sekcji technologicznych wstawia się wypełniacze aluminiowe /otwarte rury aluminiowe ϕ 61 mm/ posiadające w środku na wysokości poziomych kanałów poduszki powietrzne /wys. ok. 100 mm/. Wypełniacze mogą być wykorzystywane zarówno z 9 specjalnymi kanałami ϕ 57 i 37 mm do produkcji izotopów promieniotwórczych

- 3 -

L. SYLWET BADAŃ JĄDROWYCH

I Pierwszy reaktor jądrowy w Polsce

W pierwszym numerze kwartalnika "Nukleonika" z 1956 r. ukazało się tłumaczenie referatu J. J. Nikcia-Jewa "Doświadczalny reaktor jądrowy o mocy cieplnej 2 MW". Referat ten pocięźnie omawia rzadziejski projekt typowego wodnego reaktora na uranie wzbogaconym do 10% izotopem U-235. Reaktor ten, jak wiadomo, ZSKK sprzedał kilka krajom m.in. Polsce. Ponieważ referat Nikcia-Jewa wygłoszony w 1955 r. w Genewie zawiera niewiele danych, a dodatkowo do projektu reaktora wprowadzono pewne zmiany w stosunku do początkowych zamierzeń, wskazane jest, w obliczu rozruchu reaktora /koniec br./ zapoznać zainteresowanych z dokładniejszą charakterystyką i problemami wykorzystania pierwszego polskiego reaktora jądrowego.

Jak wiadomo, jest to reaktor pracujący na neutronach termicznych z paliwem wzbogaconym /10% U-235/ i wodą destylowaną jako moderatorem i ozięwnikiem chłodzącym. Elementy paliwowe wykonano w postaci prętów ze stopu uranowo-magnezowego o grubości 6 mm i długości 500 mm/zamkniętych w hermetycznych koszulkach aluminiowych o grubości ścianki 2 mm / ϕ pręta 10mm/. Pręty paliwowe pogrupowane są po 16 szt. w tzw. sekcje technologiczne o aluminiowej konstrukcji nośnej. Maksymalne załadowanie reaktora wynosi 51 sekcji tj. 6,5 kg U-235 /każdy pręt zawiera ok. 8 gram U-235/. Minimalna masa krytyczna reaktora wynosi 25 sekcji /400 prętów, ok. 3,2 kg U-235/ jednak dla uzyskania konisoznego do eksploatacji zapasu reaktywności zaliczane załadowanie wynosi 32 sekcje /512 prętów 4,1 kg U-235/. Wówczas reaktor na początku kampanii posiada zapas $k = 0,05$. Zapas ten normalnie kompensowany jest prętami regulacyjnymi, które przy tym załadowaniu po ośkewitym opuszczeniu do reaktora kompensują $\Delta k = 0,07$. Współczynnik rozmnożenia neutronów w wyłączonym reaktorze wynosi $k = 0,92$, gdyż w tym stanie opuszczone 3 pręty awaryjne dodatkowo kompensują $\Delta k = 0,06$. Posiadany przez reaktor początkowy zapas reaktywności wystarcza na pokrycie strat neutronów w wyniku prac eksperymentalnych i produkcji izotopów oraz na ciągłą pracę reaktora na mocy 2 MW w okresie powyżej 1 miesiąca. Po tym czasie, wskutek wypalenia części U-235 oraz zaszlakowania i zatrucia paliwa produktami rozszczepienia - należy doładować jedną sekcję technologiczną co powoduje zwiększenie Δk o około 0,01. Operację tę powtarza się znów po odpowiednim okresie czasu i w ten sposób reaktor może pracować na nominalnej mocy bez wymiany paliwa ok. 600 dob. Osiąga się wówczas głębokość wypalenia ok. 25%. Wobec wzbogacenia paliwa i wysokiego prawdopodobieństwa uniknięcia rezonansowego pochłaniania neutronów przez U-238 - współczynnik powielania plutonu, określający stosunek nowopowstałego

POOR ORIGINAL

5 -

i nasświetlania różnych materiałów w strumieniu rzędu 10^{13} neutr./cm²sek. Materiały te, jak również ewentualnie sekcje technologiczne - można następnie bez wyjmowania poza osłonę biologiczną reaktora przesyłać kanałami transportowymi do komór gorących w podziemiach reaktora, bądź do specjalnego schronu obok reaktora. Operacje przesyłania w okolicach strefy aktywnej dokonuje się specjalnym chwytakiem urządzenia przeladunkowego, zmontowanego na górnych obrotowych przykrywkach reaktora. Operacje obserwuje się przez peryskop. W razie konieczności przetransportowania silnie aktywnych materiałów poza osłonę biologiczną reaktora - umieszcza się je w ołowianym wiadrze, które następnie wciąga się do ołowianego pojemnika /grub. ścianek 240 mm/ stojącego na przykrywie reaktora. Załadowany pojemnik transportuje dalej suwnica hali reaktora /udźwig 10 t/. Poziome kanały eksperymentalne normalnie zamknięte są zasuwami, wykonanymi z pięciu kolejno zasuwających się dysków żeliwno-betonowych obracających się wokół jednej osi, a posiadających ekscentrycznie umieszczony otwór o średnicy kanału eksperymentalnego. Otwory pokrywają się w dolnym położeniu - wówczas kanał jest otwarty. Aby prace przygotowawcze do wykrzystania kanałów /np. wstawianie kolimatorów/ nie były wykonywane przy otwartym kanale, również w górnym położeniu dysków można doprowadzić do współosiowego ustawienia się otworów trzech dysków. Zasuwy otwierane mogą być ręcznie, przy reaktorze lub zdalnie silnikiem napędowym, z pomieszczeń laboratoryjnych. Stan położenia zasuw kanałów sygnalizowany jest w sterowni reaktora, zaś uruchomienie napędu zasuw wymaga zdjęcia elektrycznej blokady przez służbę dozometryczną. Grafitowa kolumna termiczna, w której znajduje się dziesięć kanał poziomy może być wysuwana z reaktora na specjalny podwoziu, poruszając się po torze jezdny. Gracit z kolumny można w razie potrzeby usuwać sekcjami wstawiając wzajemnie odpowiednie zestawy eksperymentalne. Ciepło wydzielane przez elementy paliwowe podczas pracy reaktora odprowadzane jest przez przepompowany destylat /ok. 900 m³/godz./ do wymienników ciepła, /dwa szeregowe wymienniki o powierzchni wymiany 95 m² każdy/. Do przepompowania używa się 3 spośród 5 zainstalowanych pomp odśrodkowych /moc silnika napędowego każdej pompy 40 kW/. W wymiennikach ciepło przekazywane jest wzdłuż technicznej /ok. 250 m³/godz., która z kolei ochładza się w basenie rozbrzygowym nazwanym budynek reaktora i wraca do wymienników tworząc drugi zamknięty obieg chłodzący. W pierwszym obiegu część destylatu /ok. 150 m³/godz./ przepompowana jest przez odgazowywacz, w którym strumień powietrza skierowany przeciwnie do opadającej rozbrzygami wody usuwa powstającą z rozkładu H₂O mieszaninę piorunującą. Łukże część destylatu /ok. 10 m³/godz./ kierowana jest na filtr - wymiennik jonowy, który oczyszcza destylat ze stałych domieszek powstających m.in. w wyniku pewnej korozji komunikacji rurowych pierwszego obiegu chłodzącego.

- 6 -

Budynek reaktora składa się z podpiwniczej hali reaktora /20 x 30 m wys. 16 m/ połączonej z otwartą laboratoryjną - o jednej podziemnej i trzech nadziemnych kondygnacjach. Ponadto obok hali naprzeciw wylotu dziewiątego kanału poziomego znajduje się połączony krytym korytarzem z halą budynek, w którym może być umieszczona np. aparatura detekcyjna selektora neutronów. Z budynkiem reaktora funkcjonalnie związany jest także zbudowany oddzielnie budynek wentylatorni z minimum wentylacyjnym wysokości 40 metrów.

W części laboratoryjnej budynku reaktora mieszczą się zarówno technologiczne pomieszczenia reaktora /hale maszyn, akumulatornia, rozdzielnia, urządzenia klimatyzacyjne itp./, jak też pomieszczenia kontrolne, laboratoryjne i warsztatowe poszczególnych służb, eksploatacji reaktora /sterownia, kontrola dozometryczna, warsztaty mechaniczne, warsztaty aparaturowe itp./. Niezależnie od tego - każdy poziomy kanał doświadczalny reaktora posiada w części laboratoryjnej obszar pomieszczenia /ok. 30 m²/ połączone kablami z tablicą rozdzielczą obok kanału na bocznej ścianie reaktora. Pomieszczenie służby użytkownika kanału do przygotowywania prac doświadczalnych, posiada włączniki zdalnego sterowania napędem zasuw kanałów oraz może służyć do ustawiania aparatury pomiarowej połączonej kablami z aparaturą ustawioną przy kanale.

W podpiwniczeniu hali znajdują się głównie technologiczne pomieszczenia reaktora /pompownia, schron na silnie aktywne materiały, destylatornia itp./ oraz cztery "komory gorące" przeznaczone do nieskomplikowanej obróbki mechanicznej i termicznej materiałów nasświetlanych w reaktorze. Komory wyposażone są w obrabiaczkę do cięcia nasświetlonych próbek i cztery pary uniwersalnych manipulatorów. Komory połączone są transporterem. Silnie aktywne materiały po wyjęciu z komór mogą być umieszczane w specjalnym ołowianym pojemniku i tak transportowane dalej. Komory wykonane są ze stali kwasoodpornej, otoczonej osłoną warstwą ciężkiego balonu i posiadają wzierniki ze szkła ołowianego o grubości ok. 800 mm. W razie zaaktywowania ścian po pracy zmywa się komory roztworem kwasu azotowego i gorącą wodą, a aktywne ścieki kieruje się do specjalnych zbiorników tzw. odstojników.

Najbardziej odpowiedzialną operacją na reaktorze jest, jak wiadomo, jego rozruch i doprowadzenie do zadanej mocy. Jeśli nie ma dostatecznie czułej aparatury pomiarowej dla wykrycia efektu mnożenia neutronów obecnych /np. St-Es lub Ra-Be/ umieszczonego w reaktorze, gdy jeszcze reaktor znajduje się w stanie podkrytycznym - wówczas rozruch trwa dłużej ze względu na istnienie przy rozruchu "na ślepo" niebezpieczeństwo wywołania zbyt dużej reaktywności i co za tym idzie - po osiągnięciu stanu krytyczności na neutronach natychmiastowego niekontrolowanego wzrostu mocy reaktora, przez

POOR ORIGINAL

- 7 -

dcpiero zrzuceniem prętów awaryjnych. Aby skrócić czas wyzwalania na ewentualne narosnięcie mocy reaktora do poziomu mierzanego po każdym niewielkim wysunięciu prętów regulacyjnych przy rozruchu - reaktor posiada wzmacniacz rozruchowy pozwalający na pomiar prądu komór jonizacyjnych od wielkości rzędu 10^{-11} A.

Jeśli umieszcza się w reaktorze obce źródła neutronów o wydajności około 10^7 neutr./sek. pozwoli to na kontrolę reaktora po wzroście mocy o około dwie dekady od mocy zerowej. Wobec odpowiednio małych szybkości przesuwu prętów regulacyjnych można stwierdzić, że niebezpieczeństwo przekroczenia progu krytyczności na neutronach natychmiastowych $k = \beta = 0,0075$ może być zupełnie wyeliminowane. Tym nie mniej personel eksploatacyjny naszego reaktora dąży do wprowadzenia ulepszeń, które pozwolą na kontrolę rozruchu reaktora od mocy zerowej reaktora. W tym celu m.in. należy opracować tzw. różnicowe komory jonizacyjne neutronów, z których uzyskuje się prąd proporcjonalny tylko do wielkości strumienia neutronów. Obecnie seryjnie w ZSER produkowane komory neutronowe czule są także na promieniowanie gamma, które przy rozruchu daje prąd komory o kilka rzędów wielkości większy od prądu wywołanego przez strumień neutronów. Po dojściu dożądanego poziomu mocy włącza się automatyczny regulator, który utrzymuje moc reaktora z dokładnością $\pm 1,5\%$ i likwiduje wszelkie nieprzewidziane wahania reaktywności w granicach do $\pm 0,001$ w ciągu 6 sekund. Moc może być automatycznie utrzymywana na żądanym poziomie w zakresie od setek watów do 2 MW. W celu umieszczenia neutronowych komór jonizacyjnych - można zakres pracy regulatora automatycznego obniżyć do 5 W.

Prawidłowość działania reaktora i jego aparatury zabezpiecza rozbudowany system kontroli technologicznej. Prócz podstawowych dla pracy reaktora wielkości / przepływ, temperatura i stopień nagrzania chłodziwa obu obiegów, przepływy przez filtr i odgazowywacz, moc cieplna reaktora, ciśnienie chłodziwa, wysokość słupa wody/ dokonuje on automatycznie zdalnych pomiarów innych interesujących wielkości, jak np. wielkość podciśnienia w pomieszczeniach z technologiczną wentylacją, gdzie może wystąpić aktywność powietrza, poziom wody w różnych zbiornikach, temperatury łożysk i silników pomp i obiegu itp. W razie odchylenia od normy - układ włącza odpowiednią sygnalizację dźwiękową i świetlną, zwracając uwagę na występujące niebezpieczeństwa w pracy w reaktorze. Jeżeli sygnalizowany błąd dotyczy odpowiedniego elementu /np. zmniejszenie przepływu chłodziwa/ w razie dalszego wzrostu wielkości błędów, układ podaje drugi sygnał - awaryjny, któremu już towarzyszy zrzucenie dc reaktora prętów bezpieczeństwa i wyłączenie reaktora.

Sam system zabezpieczeń awaryjnych reaktora składa się z układu przekaźnikowego, blokującego elektrycznie szereg operacji dla zabezpieczenia przed

- 8 -

nieprzewidywanym postępowaniem operatora /np. przed pracą bez włączonego obiegu chłodzącego itp./ oraz układu przekaźnikowego wykonawczego, który po otrzymaniu sygnału awaryjnego wyzwala zrzucenie prętów bezpieczeństwa. Pręty te, w ilości 3 sztuk o zdolności kompensacyjnej $-4k = 0,06$ pod działaniem własnego ciężaru i napędu sprężynowego wpadają do strefy aktywnej. Za nimi podążają z awaryjną szybkością wszystkie pręty regulacyjne. Szybkość działania prętów bezpieczeństwa jest taka, że po 0,3 sek. od momentu pojawienia się sygnału awaryjnego moc reaktora maleje do około 10% poprzedniej wartości.

Prócz sygnałów awaryjnych układu kontroli technologicznej - podstawowym jest sygnał przekroczenia ustawionej mocy o 20%. Obrona przed przekroczeniem ustawionej mocy zaczyna się od poziomu mocy rzędu 1 kW. Przed sygnałem awaryjnym, przy odchyleniu mocy powyżej od ustawionej o 10% w górę/ pojawia się sygnał ostrzegawczy. Jak wynika z przytoczonych danych, nawet niezauważone, praktycznie zresztą nieprawdopodobne, doprowadzenie do stanu krytyczności na natychmiastowych neutronach w procesie rozruchu reaktora spowoduje zrzucenie prętów bezpieczeństwa przy mocy dużo niższej od mocy nominalnej.

Omówić tu należy urządzenia zabezpieczające przed napromienianiem lub zaaktywowaniem personelu i pomieszczeń oraz otoczenia i system kontroli dozymetrycznej reaktora.

Sam reaktor stanowi potężne źródło promieniowania gamma i neutronowego oraz wydziela pewne ilości gazów promieniotwórczych np. Ar-41 powstających m.in. w wyniku pochłonięcia neutronów przez jądra pierwiastków gazowych rozpuszczonych w wodzie. W awaryjnej sytuacji, gdy straci szczelność aluminiowa koszulka jedynego z prętów paliwowych, dodatkowo mogą pojawić się lotne substancje promieniotwórcze z wydobywających się nieszczelną pręta produktów rozszczepienia.

Przed bezpośrednim napromienowaniem osłoni personel osłona biologiczna reaktora. Początkowa osłona - to 800 mm wody, 200 mm żeliwa i ponad 2200 mm ciężkiego uwodnionego betonu /o.w. ok. 3,2 t/m³, zawierającego 10% cementu/. Z góry osłonę stanowią 3500 mm wody + 800 mm żeliwa pokrywy, osłona obliczona jest na osłabienie promieniowania gamma i neutronowego do wielkości 0,1 - 0,01 maksymalnie dopuszczalnej dawki. Prócz reaktora - za osłoną znajdują się elementy obiegu pierwotnego /pompy, filtr, odgazowywacz/ gdyż destylat chłodzący w czasie pracy reaktora jest silnie aktywny głównie dzięki powstaniu w reakcji $O^{16}/np/K^{40}$ promieniotwórczego azotu. W okresie półrozpadu 7,3 sek. Podobnie odpowiednio grubość osłony stosuje się w schronie na zużyte sekcje technologiczne reaktora i oczywiście w komorach gorących, służących do obróbki naswietlanych izotopów.

Ewentualną awarię kieszulki pręta paliwowego wykrywa się przez niernormalny wzrost ogólnej aktywności

POOR ORIGINAL

- 9 -

wody obiegu pierwotnego lub powietrza odsysanego z reaktora i odgazowywacza. Czułość tej metody nie jest duża - pomiar odbywa się na tle silnej normalnej aktywności chłodziwa. Personel eksploatacyjny reaktora będzie starał się zwiększyć czułość wykrywania produktów rozszczepienia przez zastosowanie innej metody. W tym celu trzeba będzie uzyskać doświadczalne dane odnośnie szybkości przechodzenia dc wody /po uszkodzeniu koszulki/ uranu i produktów rozszczepienia z opracowanego w ZSRR stopu zastępowanego w naszym typie prętów. Z nieoficjalnych danych wynika, iż dla zwiększenia bezpieczeństwa starano się maksymalnie zmniejszyć te szybkości.

Według założeń projektu - w normalnej pracy na nominalnej mocy wydziela się 0,3 Curie/godzinę lotnych substancji radioaktywnych. W wypadku awarii koszulek - ilość ta może wzrosnąć do 70 Curie/godzinę. Dla uniemożliwienia przedostawania się aktywnego powietrza do pomieszczeń roboczych wentylacja technologiczna utrzymuje w takich miejscach, jak głowica reaktora /nad lustrem wody/ pompownia, odgazowywacz, sochra oraz komory gorące - odpowiednio duże podciśnienie. Robocze pomieszczenia mają także zapewnioną odpowiednio mniejszą wymianę powietrza przez urządzenia klimatyzacyjne. Odsysane aktywne powietrze miesza się z powietrzem z ogólnej wentylacji i w ilości około 38.000 m³/godz. wyrzucane jest przez komin /40 m.wys./, u wylotu którego następuje powtórne mieszanie się wydmuchu z powietrzem atmosferycznym. W efekcie zgodnie z danymi projektu nawet w niesprzyjających warunkach meteorologicznych /słabe wiatry/ aktywność powietrza w najbardziej narażonych miejscach /w pasie od kilkuset metrów do około 1 km od podstawy kominu/ normalnie będzie ok. 10⁴-10⁵ razy niższa od dopuszczalnej, a nawet w wypadku awarii pręta paliwowego pozostanie o około 2 rzędy wielkości /10²/ niższa od dopuszczalnej.

Oddzielnym zagadnieniem jest sprawa ścieków aktywnych. Najpoważniejsza ilość ścieków może być, w razie awarii pręta paliwowego - przy konieczności wymiany zakwasowanego destylatu obiegu pierwszego /ok. 25 m³/. Mniejsze ilości aktywnych ścieków - to ścieki z obmywania po obróbce izotopów komór gorących. Aby uniemożliwić przedostanie się aktywnych ścieków do normalnej kanalizacji wszędzie gdzie mogą one występować przewidziana jest specjalna kanalizacja, odprowadzająca ścieki do dwóch odstożników /pojemność 300 m³/ każdy ze stali kwasoodpornej /stal zwykła platerowana kwasoodporna/. Zbiorniki nie mają połączenia z normalną kanalizacją. Ich pojemność starczy na kilka lat eksploatacji reaktora. Po tym czasie /aktywność ścieków zresztą częściowo zaniknie/ - zagadnienie unieszkodliwienia ścieków zostanie rozwiązane dla całego budowanego obok reaktora ośrodka i wykorzystując którąś /lub kilka/ ze znanych metod.

- 10 -

Zadaniem służby dozymetrycznej reaktora jest kontrola prawidłowego działania urządzeń ochrony radiologicznej obiektu - kontrola zachowania przepisów ochrony radiologicznej, przez osoby pracujące przy reaktorze, pomiary ewentualnej ekspozycji personelu i przeprowadzenie innych koniecznych pomiarów i analiz.

W związku z tym system kontroli dozymetrycznej przewiduje odpowiednie oprzyrządowanie i organizację tej kontroli na terenie obiektu. Aparaturę dozymetryczną można z punktu widzenia funkcji sgrubszą podzielić na 4 kategorie: zainstalowaną /kontrola ciągła/, inspekcyjną, indywidualną i laboratoryjną. Tak np. pomiom promieniowania gamma kontrolowany jest stale w hali reaktora, pomieszczeniach komór gorących i innych, zainstalowanymi komorami jonizacyjnymi, a w rozdzielni służby dozymetrycznej dyżurny dozymetrysta ma przed oczyma obraz sytuacji w całym budynku. Niezależnie od tego w miejscach, gdzie pracują ludzie ustawia się automatyczne sygnalizatory przekroczenia dawki dopuszczalnej. Aktywność powietrza w komor gorących i innych pomieszczeń, oraz z odgazowywacza i kominu mierzy się przepompowując zasysane specjalnymi pompami powietrze przez filtr i przepływowe komory jonizacyjne. Filtry zmienia się okresowo i określa się stężenie pyłu w promieniotwórczych i aerosoli, zaś przepływowe komory jonizacyjne mierzą stężenie promieniotwórczych gazów. Do aparatury zainstalowanej zaliczyć można także "bramki licznikowe" na wyjściu z pomieszczeń, w których pracuje się z izotopami promieniotwórczymi. Sygnalizują one ewentualne skącenie beta i gamma - aktywności ośi i odzieży personelu. Dużą część aparatury dozymetrycznej stanowią przyrządy inspekcyjne. Są to komory, licznikowe i scyntylacyjne przyrządy przenośne do pomiarów promieniowania gamma - aktywności beta, alfa, powierzchni, odzieży itp. Małe wymiary i waga,asilanie przeważnie bateryjne/ ułatwiają znacznie pracę z tą aparaturą.

Indywidualna aparatura dozymetryczna - to kieszonkowe komory pojemnościowe z wbudowanym elementem, bądź też komory pojemnościowe do elektrometru laboratoryjnego. Pozwalają one na kontrolę indywidualnej ekspozycji gamma osób zatrudnionych przy reaktorze. Wreszcie aparatura laboratoryjna służy służbie dozymetrycznej do przeprowadzenia analiz /np. rdzaju aktywności ścieków itp./ oraz okresowego skalowania aparatury inspekcyjnej i zainstalowanej.

Na ogół wyposażenie aparatury służby dozymetrycznej reaktora jest dobre. Brak jest tylko zainstalowanej i inspekcyjnej aparatury do pomiarów neutronów prędkich i termicznych, co jest szczególnie ważne w hali reaktora. Przyrządy te nie zostały włączone do projektu reaktora. Brak ten, jak i inne drobniejsze, będzie musiał zostać usunięty u.in. drogą wybudowania we własnym zakresie potrzebnej aparatury.

POOR ORIGINAL

- 11 -

W końcu lipca zakończono "brudny" montaż mechaniczny reaktora i przystąpiono do betonowania osłony biologicznej. Stan prac na innych odcinkach wskazuje na to, że uruchomienie reaktora w końcu br będzie możliwe. Jednocześnie z montażem reaktora w IBJ prowadzone są prace przygotowawcze do prowadzenia szeregu prac doświadczalnych oraz do podjęcia produkcji izotopów. Budowany jest m.in. zautomatyzowany krystaliczny spektrometr neutronowy, oscyloskop reaktorowy oraz selektor neutronów współpracujący z analizatorem rozkładu cząsteczek impulsów. Aby umożliwić wykorzystanie pierwszego reaktora także do pewnych badań związanych z konstrukcją przyszłych reaktorów, przygotowuje się także wmontowanie w strefę aktywną reaktora dwu tzw. pętli energetycznych, w których w strumieniu rzędu 10^{13} neutr./cm²sek. będzie można badać zachowanie się nowych elementów paliwowych, zjawiska korozji materiałów w polu neutronowym itp.

Ogólnie biorąc po stanie prac przygotowawczych do wykorzystania reaktora można sądzić, że z chwilą oddania go do użytku przystąpi do pracy na nim kilka zespołów pracowników naukowych ze sprejowanym programem badań.

P.S.

II "Pierwszy duży cyklotron w Polsce"

Na mocy porozumienia polsko-radzieckiego dotyczącego współpracy w zakresie pokojowego wykorzystania energii jądrowej powstaje w Krakowie w Bronowicach w Zakładzie II Instytutu Badań Jądrowych tzw. "duży cyklotron" w odróżnieniu od istniejącego już "małego cyklotronu", który został skonstruowany i zbudowany we wczesnym zakresie zakładu II i jako pierwsze tego rodzaju urządzenie w kraju uruchomiony z końcem ubiegłego roku.

Duży cyklotron wykonany jest według projektu radzieckiego przy czym zasadnicze części aparatury dostarczone są przez ZSRR. Natomiast projekt budynku cyklotronu, oparty na dokumentacji radzieckiej uległ nieznacznej adaptacji do naszych warunków.

Budynek o podstawie, w ogólnym zarysie prostokątnej /54,5 x 34,5 m/ przy powierzchni zabudowy 1825 m², posiada trzy zasadnicze kondygnacje o łącznej kubaturze 22570 m³ i powierzchni użytkowej około 3120 m².

Na parterze znajduje się hala główna cyklotronu, hala eksperymentalna-tarczy, hala pomiarowa, duża pomocnicza hala o wys. 2 pięter, hala maszyn oraz ścieśle z nimi związane pomieszczenia: pulpitu rozstawowego, tablicy sygnalizacyjnych, generatora wysokiej częstotliwości, rozdzielni głównej, głównego transformatora anodowego. Na tym poziomie znajduje się też warsztat eksperymentalny oraz szatnia.

Dla osłony przed niebezpiecznymi biologicznie, szybkimi neutronami oraz twardymi promieniami gamma hala główna, w której znajduje się cyklotron jak i pomieszczenie

- 12 -

eksperymentalne, gdzie będzie tarca dla wyprowadzonej wiązki, posiada ściany i sufit z betonu o grubości do 2.60 m oraz przesuwne i obrotowe drzwi ze zbiorników wypełnionych wodą.

W podziemiu znajdują się pomieszczenia rozdzielni 6 kV, prostownika elektrody odchylającej, pomp destylatu, pomp próżniowej, wentylacyjne, laboratoryjne oraz ciemnia i składy.

Na pierwszym piętrze są pomieszczenia laboratoryjne jak: pracownia mikroskopów, radiologiczna, radiochemiczna, źródła stałych oraz pokoje: seminarialny, kierownictwa, kancelaryjny itp.

W budynku są trzy klatki schodowe oraz dźwig osobowo-ładunkowy.

Ponadto dla ułatwienia montażu i eksploatacji zainstalowane są 2 suwnice elektryczne 15 tonów w hali głównej oraz dźwigi ręczne: 5 tonowy w sali eksperymentalnej, 3 tonowy w hali maszyn i w korytarzu na parterze.

Dane charakterystyczne dużego cyklotronu krakowskiego

| | |
|---|-----------|
| Energia deuteronów | 1205 MeV |
| Energia cząstek alfa | 250 MeV |
| Prąd jonów na tarcy wewnętrznej | od 1 mA |
| Prąd jonów wyprowadzonej wiązki | 200 mA |
| Srednica nabiegunków elektromagnesu | 2000 mm |
| Szczelina między nabiegunkami elektromagnesu | 5 mm |
| Ogólny ciężar rdzenia elektromagnesu | 0 ton |
| Moc uzwojenia elektromagnesu przy polu o natężeniu 15000 Oe | 230 v 0 A |
| Stabilizacja pola magnetycznego | ± 0,5 % |
| Moc generatora wysokiej częstotliwości | 0 kW |
| Częstota obrotu rezonansowego | 13,6 MHz |
| Stabilizacja częstotliwości | ± 0,1 % |
| Napięcie między duantami | 0 kV |
| Efektowny promień duantów | 0 mm |
| Wysokość wewnętrzna duantów | 0 mm |
| Przewidziane są trzy rodzaje pracy: | |
| a/ wewnątrz komory przyspieszającej na przesuwanej tar- | |
| cy obrotowej | |
| b/ z odchyloną wiązką dla napromieniowania większych | |
| przedmiotów | |
| o/ z wyprowadzoną wiązką na większą odległość przy za- | |
| stosowaniu magnetycznych soczewek hiperbolicznych. | |

Główny elektromagnes cyklotronu o rdzeniu ze stali CT-3 /w kształcie litery E/ posiada uzwojenie składające się z dwóch zasadniczych cewek /o ciężarze po 7,5 tony/ wykonanych z rurki 20 x 5 mm, chłodzone wodą destylowaną /35 l/min./ ponadto z cewek dodatkowych dla regulacji średniej płaszczyzny. Oprócz tego są zdalnie regulowane szyny segmentowe dla regulacji asymetrycznego rozłożenia pola.

Przyspieszająca komora próżniowa oprócz przykrywa stalowych, które są jednocześnie nabiegunkami, wykonana jest z materiału niemagnetycznego, wewnątrz galwanizowana

POOR ORIGINAL

- 13 -

niezdzicowana - uszczelnienia gumowe.
 W komorze przewidziano źródło jonów typu łukowego lub z wydrążoną anodą, przy czym zmiana katody odbywa się bez naruszenia próżni.

Komorę zaopatrzoną jest w wewnętrzny próbnik i w tarozę obrotową oraz elektrodę odchylającą / napięcie 100 kV/.

Regulacja długości fali /22-30 m/ następuje prz; pomocy zwierających płytek w koncentrycznych liniach rezonansowych, połączonych bezpośrednio z komorą, dokładne doregulowanie sterowanymi zdalnie trimmerami.

Komorę łącznie z liniami rezonansowymi odpompowywana jest przez dwie pompy dyfuzyjne BA5-4.

Duanety wykonane w postaci powłoki miedzianej grubości 1,5 mm na szkielecie aluminiowym.

Chłodzenie komory wodą destylowaną /140 l/min./.

Generator wysokiej częstotliwości mocy 120 kW o zakresie 16,66 - 8,33 MHz może pracować jako obciążenie samowzbudny. Generator w.oz. składa się z 4-stopniowego generatora sterującego oraz 5-stopniowego wzmacniacza. Sprzężenie ostatniego 5-go stopnia /pracującego na 2-oh lampach 7Y-23/ z linią zasilającą jest pojemnościowe za pomocą regulowanego kondensatora.

Dla pracy impulsowej przewidziano manipulator impulsów o częstotliwości 5-300 Hz.

Generator chłodzony jest powietrzem i wodą destylowaną /300 l/min./.

System ogniskujący wyprowadzoną wiązkę stanowią:

- a/ 2 soczewki magnetyczne hiperboliczne, każda o ciężarze 400 kg, poborze prądu 60A przy napięciu 55V, chłodzone wodą destylowaną /2 x 3,3 l/min./
- b/ magnesy odchylające umieszczone za soczewkami a dającą odchylenie 15° o ciężarze 5,7 tony i poborze mocy 21A przy 110V dla pola o natężeniu 4500 Oe
- c/ przewód próżniowy łączący komorę cyklotronu z komorą tarozy
- d/ komora pomiarowa /tarozy/ o średnicy wewnętrznej 150 cm, wysokości 80 cm.

System próżniowy. Przewidziana próżnia $5 \cdot 10^{-6}$ - $1 \cdot 10^{-7}$ mmHg.

2 agregaty-pompy wysokopróżniowe BAA-4 przy kom. cykl. 1250 l/sek.; 2 agregaty-pompy wysokopróżniowe BA05-1 przy przew. próżni. 125 l/sek.; 1 agregat-pompa wysokopróżniowa BA2-3 przy kom. tarozy 500 l/sek. agregaty te zaopatrzone są w wymienniki azotowe /zużycie azotu 1 l/godz. na 1 agregat/. Wydajność w/w agregatów dla ciśnienia 10^{-7} mmHg.

Dla otrzymania próżni wstępnej 2 pompy zamienne typu BH7 dające ciśnienie $3 \cdot 10^2$ mmHg.

W wypadku wstrzymania chłodzenia lub zasilania agregatów próżniowych względnie pogorszenia się próżni następuje sygnał oraz wyłączenie wysokiego napięcia z duanetów, a następnie automatyczne zamknięcie wentyli.

- 14 -

Woda destylowana /oporność właściwa $\geq 40 \text{ k}\Omega \text{ cm}$ / chłodzone poszczególne części aparatury cyklotronu krążą w obiegu zamkniętym pod ciśnieniem ok. 4 at. Jest ono chłodzone za pomocą drugiego z kolei zamkniętego obiegu wodnego z basenu rozpryskującego.

Budowę obiektu, którego generalnym wykonawcą jest Zjednoczenie Przemysłowe Budowy Huty im. Lenina rozpoczęto w sierpniu 1956 roku. W chwili obecnej zaawansowanie robót budowlano-montażowych przedstawia się następująco: stan surowy budynku wykonano w około 90%. Równocześnie w ciągu ostatnich 6 miesięcy prowadzono roboty wykończeniowe pomieszczeń takich jak: generatorka, nastawnia, maszynownia, rozdzielnia 6 kV, transformatornia oraz pomieszczenia destylatorni i pomp próżni wstępnej. Wykończenie wspomnianych pomieszczeń związane jest z harmonogramem robót montażowych, elektrycznych i technologicznych.

Pomieszczenia zasadnicze dla podstawowego urządzenia tj. cyklotronu stanowiące bunkier betonowy o ścianach grubości od 2-2,6 m i kubaturze około 1900 m³ są wykonane jeśli chodzi o roboty budowlane zasadniczo w 90% /brak fundamentów pod cyklotron/. Pozostałe 10% to specjalne roboty wykończeniowe jak: ekranizacja hali eksperymentalnej i związane z nią wykończenie są w toku /dotychczasowe zaawansowanie ekranizacji około 20%.

Poza opisanymi wyżej robotami zasadniczymi, dla umożliwienia montażu wykonano kanały kablowe i rurowe oraz 90% ścian podwójnych, w których zgodnie z projektem przeprowadzane są główne pionowe wodne, kanalizacyjne, kable i przewody wentylacyjne.

Jeśli chodzi o roboty montażowe, to w miarę oddawania frontu robót przez generalnego wykonawcę wchodzi na roboty subwykonawcy. Najpoważniejszy zakres robót instalacyjnych prowadzi "Elektron".

1. Instalacja elektryczna:

a/ instalacja podtynkowa oświetleniowa w okolicy budynku wraz z podłączeniem w puszkach i sprawdzeniem oraz zamontowaniem tablic rozdzielnic oświetleniowych.

Instalację oświetleniową natynkową w piwnicach wykonano dotychczas w około 70%.

b/ instalacja siły. W miarę oddawania frontu robót przeprowadzono zarzucanie, które wykonano w około 30%. Równocześnie zamocowano konstrukcje stalowe dla tablic, które będą zamontowane po robotach budowlano-wykończeniowych.

c/ roboty elektryczne rozdzielni 6 kV są praktycznie zakończone i w chwili obecnej rozdzielnia przekazana będzie do rozruchu.

d/ rozdzielnia niskiego napięcia i maszynownia - montaż zakończony poza drobnymi robotami jak np. pomalowanie i opisanie, które zostanie wykonane po robotach budowlano-wykończeniowych.

e/ nastawnia - wykonano podstawowy montaż pulpistów i szaf poza zainstalowaniem najbardziej precyzyjnej

POOR ORIGINAL

- 15 -

aparatury, którą uzupełni się bezpośrednio przed rozruchem /podyktowane to jest względami na bezpieczeństwo aparatury/

f/ w generatorni - ustawiono wszystkie szafy generatora łącznie z szafami stygnikowymi i siłowymi pocztawiając ostateczne ustawienie tablic i montaż aparatury do czasu zmontowania cyklotronu wraz z falowodem.

Z pozostałych instalacji elektrycznych jak: uzziemienia ochronne i pomiarowe, instalacja prądu stałego, instalacja sterownictwa wykonano część robót wynoszącą około 20% całości.

2. Montaż urządzeń i konstrukcji stalowych - wykonuje w miarę otwierania frontu robót "Mostostal". Dotychczas ustawiono przetwornicę czteromaszynową i 5 dwumaszynowych, przeprowadzono montaż 4 suwnic, z których 2 o napędzie elektrycznym mają zmontowany osprzęt elektryczny i troleje oraz przystąpić do montażu pierwszych drzwi ekranizujących w sali eksperymentalnej. Pozostałych troje drzwi /obrotowe i przesuwne/ wykonuje na podstawie dokumentacji radiologicznej "Mostostal" we własnych warsztatach.

3. Instalacje wodno-kanalizacyjne, centralnego ogrzewania, ciepłej wody oraz wody obiegowej chłodniczej wykonywano razem z robotami budowlanymi, tak, że w chwili obecnej instalacje w/w są praktycznie zakończone.

Montaż instalacji specjalnych jak: urządzenia próżniowe i destylatu dla ochłodzenia bezpośredniego urządzeń cyklotronu i generatora wysokiej częstotliwości nie zostały do lipca rozpoczęte; przeprowadzono jedynie roboty przygotowawcze jak: uruchomienie sprężarek, piaskownicy i opracowanie technologii spawania i montażu.

Zaprojektowane urządzenia wentylacyjne nawiewne i wyciągowe wykonano przez ZUK i W. Zaawansowanie montażu kanałów i komór wentylacyjnych wynosi około 75% całości robót.

4. Montaż i ustawienie elektromagnesu, komory przyspieszającej oraz urządzeń pomocniczych dla wypróbowania wiązki nie został dotychczas rozpoczęty, gdyż brak jest jeszcze części dostaw ze Związku Radzieckiego, a ponadto montaż aparatury samego cyklotronu ma być przeprowadzony przy współudziale specjalistów radiologicznych, którzy przybędą w sierpniu br.

- 16 -

FRAGMENTY RAPORTU TRZECH MĘDRÓW O ENERGII JĄDROWEJ

Program szybkiej realizacji wprowadzenia rewolucyjnej ery atomowej energii w Europie, przy pomocy Anglii, Stanów Zjednoczonych i Kanady oraz zlikwidowania zależności w ropie wobec politycznie niespokojnego Bliskiego Wschodu - został dzisiaj przedłożony przez "trzech mędrców" sześciu państw Euratomu.

Raport zatytułowany "Cel dla Euratomu" był sporządzony przez Louis Armand, Franz Etzel i Francesco Giordani, na prośbę Belgii, Francji, Niemiec Zach., Włoch, Luksemburgu i Holandii.

16.XI.1956 r. polecono "trzem mędrcom" opracowanie raportu w sprawie ilości energii atomowej, która będzie mogła być produkowana w najbliższej przyszłości w omawianych sześciu krajach oraz środków, mających być użytych w tym celu.

Komisja trzech ustaliła na następne dziesięciolecie 15 mln. KW pojemności energii jądrowej, uznając to za bardzo "ambitny" cel, wymagający "wielki nieprzerwany wysiłek".

Raport podkreśla całkowicie, że współpraca z Anglią, Kanadą i Stanami Zjedn. będzie najważniejszą i że ta akcja musi być rozpoczęta teraz, aby dzierżyć pierwszeństwo w wyścigu atomowym. "Dostaliśmy do krytycznego momentu: technika energii jądrowej dojrzała. Energia atomowa przeszła z laboratorium naukowca na stoł krawalarski inżyniera; tym samym wcześniej przejdzie do etapu handlowego. Dostarcza to wielką okazję dla naszych państw, jeżeli ją uchwycimy a wielkie niebezpieczeństwo. Jeżeli ją pominiemy".

Importy paliwa.

"Jeżeli nasze przemysły nie stoją obecnie na przodzie i na wysokim poziomie, w czasie gdy inni utrzymują równowagę na tym polu - należałoby stawić czoło tej konkurencji, za pomocą wysoko rozwiniętego przemysłu, chwytając swe szanse w właściwym czasie". Raport nalega, aby państwa europejskie działały "z rozmachem i determinacją". Stwierdza, że bez energii atomowej, europejski import paliwa dojdzie do "nieznośnych wysokości". Już dzisiaj omawiane państwa importują prawie 1/4 swoich zapotrzebowań w paliwo, czyli ekwiwalent 100 mln ton węgla, z którego największa ilość jest ropy, pochodzącej z Bliskiego Wschodu. Kryzys uezki wykaże jak b. niepewne jest to zaopatrzenie".

Raport wykazuje, że Europa obecnie wydaje dwa mli. dolarów rocznie na import paliwa, a cyfra ta wzrośnie do 4 mln. w 1967 r., a do 6 ml. około roku 1975. Dążenie do podnoszenia wymiany zagranicznej tego paliwa może stać się niebezpieczeństwem dla gospodarki państw europejskich.

POOR ORIGINAL

- 17 -

Drugą bardziej niebezpieczniejszą groźbą jest oczywiście, potwierdzona ostatnimi wydarzeniami politycznymi i wynikły z tego brak paliwa, że właśnie możliwość importowania tego paliwa jest niepewna. Obecnie ropa stanowi przeszło 1/5 zapotrzebowania w paliwo naszych państw". Raport dodaje jeszcze, że jedynym obszarem świata zdolnym, do zaopatrzenia w te ilości jest Bliski Wschód.

Suezka przestroga.

"Przeto, bez energii atomowej, zależność Europy od Bliskiego Wschodu będzie wzrastać. Kryzys suozki był dla nas przestrogą, co może z tego wyniknąć. Ponieważ ilość ropy importowanej z Bliskiego Wschodu wzrasta, będzie również wzrastać polityczna pokusa w przeszkadzaniu dopływowi ropy z tej strefy.

Przyszłe wstrzymanie może być ekonomiczną klęską dla Europy. Nadmierna zależność naszych wysoko uprzemysłowionych państw od niepewnej strefy, może doprowadzić do poważnego konfliktu politycznego na świecie. "Najważniejszym jest, aby ropa była dogodnością, a nie bronią polityczną" - wyraziła komisja.

"Rzeczywistym wkładem energii atomowej w przyszłym 20-leciu będzie produkowanie elektryczności w wielkich elektrowniach, na podstawie stosu atomowego"... "Europa musi jak najszybciej budować elektrownie atomowe, gdyż "zbudowanie siłowni atomowej równać się będzie wydatkom za import ropy lub węgla, zwiększającego się z roku na rok, które to paliwa używane są w zwykłych elektrowniach".

Wyniki w 1963 roku

"Nie można oczekiwać wielkiej wydajności siłowni atomowej przed r. 1963 - jak również nie może być mowy konkretnie o budowaniu obiektów przemysłowych przed r. 1958. Wielka Brytania również stała w obliczu podobnego punktu spornego i doszła do podobnej konkluzji". Faktycznie zareagowała ona bardzo szybko w sprawie problemu energii, który jednak jest mniej groźny, aniżeli nasz własny. Anglia dzisiaj importuje tylko 12% z całego zapotrzebowania w energię, podczas gdy my importujemy 23%. Jeżeli importy te nie będą poparte energią atomową - to w ciągu 10-ciu lat podniosą się one do 22% w Anglii a do 33% w naszych krajach. Angielski program produkcji 6 mln. KW w 1965 r. ustabilizuje import paliwa począwszy od r. 1960. Nasz cel produkowania 15 mln. KW w r. 1967 może doprowadzić do tych samych wyników w r. 1963". Raport podaje, że europejskie dążenie jest 2,5 większe od programu brytyjskiego, "który wydaje się być poważnym".

- 18 -

Doświadczenia brytyjskie

Raport zaznacza, że "doświadczenie brytyjskie jest jedynym, który może nam dać pewne wyobrażenie, co do wciągnięcia przemysłu w poważny program atomowy". Sądzi się w Wielkiej Brytanii, że w r. 1967 przemysł będzie w stanie wydać 6 mln. KW energii atomowej i ponadto eksportować tą samą ilość, czyli pojemność 12 mln. KW energii atomowej. Przemysł maszynowy 6-ciu państw Euratomu obejmuje 1,6 razy pojemności energii atomowej Wielkiej Brytanii. Na tej podstawie można uznać, że "...nasze państwa będą w stanie wyprodukować ponad 15 mln. KW energii atomowej w czasie 10 lat".

Komisja stwierdza, że do celu wyprodukowania 15 mln. KW zalicza się pomoc, oczekiwana od Stanów Zjednoczonych i Anglii. "Podczas naszej wizyty w Stanach Zj., Anglii i Kanadzie - szereg ułatwień zostało zaoferowane Euratomowi na skali dotychczas nas spotykanej w naszych poszczególnych krajach".

Euratom złączy naukowe i przemysłowe bogactwa 6-ciu państw i "wspólny rynek dla zaopatrzenia jądrowego, który ma powstać w ciągu roku, zaawansuje przemysłową specjalizację".

Współpraca z innymi państwami

"Współpraca ze Stanami Zj., W. Brytanią i Kanadą musi być fundamentem postępu atomowego Europy. Umowy o współpracę powinny być zawarte między tymi państwami i Euratomem, zaraz po jego założeniu. W tym samym czasie należy rozwinąć ściśle współpracę z państwami sąsiednimi, a szczególnie ze Szwajcarią, Austrią i państwami skandynawskimi, za pośrednictwem O.E.E.C. lub innych dróg". Komisja dodaje, że "daleko do podkopywania naszej niepodległości jest to jedyna droga, gdzie możemy być na swoim miejscu, jako równi na tym polu. Droga do zależności będzie zupełnie odwrotną, a uciekając się do iluzji samowystarczalności, umacniamy naszą obojętność".

Dyskutując nad różnymi typami reaktorów jądrowych, mogących być używanymi - komisja stwierdza, że doświadczenie z amerykańskim reaktorem chłodzeniem wodnym, używającym lekko wzbogaconego uranu, a który funkcjonuje już prawie od dwóch lat w podwodnej łodzi atomowej "Nautilus" - "daje wiele nadziei co do niezawodności tego typu reaktora". Reaktor o chłodzeniu gazowym, używający naturalnego uranu i z powodzeniem działający w Calder Hall w Anglii - jest również wspomniany. Komisja zaznaczyła, że pierwsze francuskie reaktory są również tego typu.

Należy zwrócić uwagę firmom europejskim, zainteresowanym w budowie reaktorów elektrycznych i samemu Euratomowi rozwój dwóch innych typów, na razie nie będących jeszcze w fazie handlowej, lecz które wydają się specjalnie właściwe dla Europy: wersja brytyjskiego reaktora chłodzo-

POOR ORIGINAL

- 19 -

nego gazem, pracującego na zasadzie lekko wzbogaconego uranu, oraz reaktora na ciężką wodę, najszerzej rozwiniętego w Kanadzie.

Wspólne projekty powinny być uruchomione przez przemysł lub Euratom, a to w celu rozwiązania problemów, które mogłyby powstać w zamierzeniu i rozwoju tych reaktorów, a które muszą być przewyżnione - zanim te reaktory staną się objektem handlowym.

Współpraca ze Stanami Zjednoczonymi

"Aby zacząć jak najszybciej, musimy albo kupić kilka reaktorów ze Stanów Zjedn. i Anglii lub skonstruować je na licencje" - mówi raport. Stany Zjednoczone oraz Anglia są gotowe pomóc w wyszkoleniu inżynierów i naukowców. "Nasze rozmowy w Waszyngtonie przekonały nas, że na zdrowej bazie dwudrogowego handlu - ściśle współpraca na równi - może być utworzona między Stanami Zjednoczonymi i Euratomem".

Raport zaznacza, że jest wskazane, aby Stany Zjedn. udostępniły potrzebne materiały oszczędnie i w dziedzinie technicznej.

"Gdy tylko Euratom zostanie utworzony, siła techniczna, złożona z najzdolniejszych ludzi amerykańskich będzie do naszej dyspozycji i będzie kontynuowała studiowanie z europejskimi ekspertami liczne techniczne problemy, wytyczone przez nasz program". Będą wówczas możliwości do ułatwienia studiów nad wspólnymi projektami na reaktory, między Ameryką i europejskim przemysłem oraz między amerykańską i europejską komisją do spraw energii atomowej.

"Władze brytyjskie zadeklarowały swoją gotowość do ułatwienia kontaktów między firmami brytyjskimi oraz naszymi, zainteresowanymi w budowaniu reaktora brytyjskiego typu". Kanada jest również gotowa do współpracy. Może ona to uczynić z dwu ważnych powodów. Po pierwsze - jest to jedno z państw na świecie o dużych zasobach uranu naturalnego. Będzie gotowe dostarczać naturalnego uranu i uzupełniać europejskie zapotrzebowania; zabezpieczone, otrzyma ono zamówienie na kilka lat naprzód oraz zapewnienie, że wszelka umowa z Euratomem gwarantuje używanie uranu wyłącznie dla celów pokojowych".

Reaktor kanadyjski.

Raport uważa, że "Kanada uczyniła ważne i oryginalne dzieło w konstrukcji typu reaktora, którego właściwościami są: być szczególnie dobrze przystosowanym do europejskich potrzeb, dołączając do tego wiele korzyści z naturalnego i lekko wzbogaconego uranu. Badania Stanów Zj. i W. Brytanii szły również w tym kierunku. Reaktor ten znajduje się obecnie w fazie rozwojowej. Mamy poważne powody uważać, że Euratom przekona rząd kanadyjski do współpracy nad konstrukcją prototypów.

- 20 -

W konsekwencji dalekowzrocznej perspektywy, gdy Stany Zj., Anglia i Kanada powiążą swe interesy w współpracy z naszymi krajami, w rozwoju atomowym - mamy zapewnienie, że szeroki program jądrowy, nie tylko stworzy przewagę, ale szeroki program jądrowy, nie tylko skorzysta na czasie w rozwoju w tych krajach, lecz również w materialnych potrzebach i pomocy technicznej, nieodzownej do szybkiego startu. Ta szeroka współpraca jest oferowana dlatego, że Euratom daje perspektywę łącznej akcji na skali takiej - jakiej nasze kraje nie byłyby w stanie proponować indywidualnie, oraz umożliwiła Euratomowi dokonanie rozporządzeń dla skutecznego systemu kontroli materiałów rozszczepialnych.

Komisja poleca standaryzację składników reaktora dlatego, że program "może łatwo być odrzuconym, jako nie nadający się przez poważne braki i kosztowne śwłoki".

Co do zapotrzebowań na paliwo - komisja oświadczyła: "narodowa produkcja uranu w naszych krajach, aczkolwiek mała obecnie, przewiduje się, że będzie wystarczająco wzrastać, przez rozszerzenie eksploatacji wykorzystywanych terenów".

Oprócz tego, mamy zapewnienie, że w Kanadzie, produkcja naturalnego uranu może znacznie wzrastać, jeżeli zapotrzebowanie będzie stałe.

Komisja przywiązuje "szczególną wartość" umowie z władzami Stanów Zj. o nieuznawaniu paliwa za faktora ograniczonego. "Ponieważ umowa ta dotyczy kraju, który jest jednym z największych producentów wzbogaconego uranu na świecie, oraz jednego z największych w produkcji naturalnego uranu - możemy być pewni, że dostępność do energii jądrowej nie będzie ograniczona do realizacji naszego programu".

Komisja uznaje, że całkowity wydatek na energię jądrową, w okresie 10-letnim, potrzebnym do osiągnięcia cyfry 15 mln. KW dojdzie do 2 mld. dolarów.

Anglia i Stany Zj., wyraziły swoją chęć dostarczenia paliwa dla pierwszych jądrowych obiektów przemysłowych oraz wykazały ceny, jakie będą za to żądać. Lecz ostatecznym celem Europejskiej Wspólnoty do spraw Energii Atomowej będzie dostarczać te usługi samemu.

Koszta operacyjne.

Oczekuje się, że pierwsze koszty operacyjne, za produkcję elektryczności będą wysokie, lecz będą spadać w miarę udoskonalania techniki używania energii. Ogólnie, koszty produkowania energii jądrowej będą obniżały się po 10 do 15 latach. Koszty zwykłej elektrowni wzrastają, podczas gdy koszty elektrowni atomowej spadają.

Komisja poleca, aby pierwsze zamówienia na reaktory były wydane przy końcu r. 1958, "gdy wyniki doświadczenia będą dostępne, nietylko od strony Calder Hall, lecz również od Schippingport, które odpowiednio wpłyną

POOR ORIGINAL

- 21 -

na decyzję, co do poczynania następnych kroków w programie".

Problemy inwestycji.

Koszta inwestycji jądrowych obiektów przemysłowych są oszacowane dla elektrowni, mających przejść do produkcji w następnym 10-leciu na co najmniej 2 i pół raza wydatków za elektrownie zwykłą. "Przy 15 mln. kW, różnica będzie dochodzić do 4 mln. dolarów, lub między 1 i 2 % oszacowanych z grubsza inwestycji 6-ciu państw wspólnie w następnym 10-leciu. Komisja przyznaje, że ten ciężar wspólnej inwestycji wytwarza pewne trudne problemy dla naszej krajowej gospodarki".

Na cały okres 10-lecia, zawartość importowanego obiektu jądrowego nie może przekroczyć sumę 1.100 mln. dolarów. Przypuszczając, że cała energia dla obiektów jądrowych będzie importowana - "co jest założeniem pesymistycznym" - koszty wynosić będą w pierwszym 10-leciu 2 mld. dolarów i tylko 200 mln w następnych latach. Porównuje się to z kosztami za ropę i węgiel, za te same obiekty przemysłowe, wynoszące 800 mln dolarów na rok, według obecnych cen.

Komisja dodaje, że jeżeli problem inwestycji nie będzie załatwiony - to nasz cel stanie się całkowicie nierealny".

W konkluzji - komisja stwierdza, "że porównanie między ceną jądrowej i zwykłej energii doprowadziła nas do stwierdzenia, że wielki wysiłek będzie uzasadniony.

Uważamy, że przemysłowo - jest to możliwe do wybaczenia, jeżeli nasze sześć państw będzie działać wspólnie, przy pomocy Ameryki, Anglii i Kanady, które przewyższają nas w stosowaniu techniki jądrowej i są gotowe współpracować całkowicie z nami.

Komisja oświadcza, że założenie w Europie władzy energii jądrowej daje możliwości dokonania celu: konstrukcji obiektów przemysłowych o 15 mln. kW, przy końcu r. 1967, celem ustabilizowania importów przed 1960 r.

/W najbliższym numerze Biuletynu ukaże się tłumaczenie całości raportu/.

- 22 -

DEZIESIĘCIOLETNI PLAN ROZWOJU ENERGII JĄDROWEJ W BELGII

Przedstawiony tutaj szczegółowy program budowy elektrowni jądrowych i związanych z nimi zakładów przetworczych obejmuje uruchomienie niezależnego przemysłu jądrowego najpóźniej do końca 1987 r. Choć to jest nieoficjalne, ale wydaje się, że podstawą programu narodowego będzie praca kierownictwa SEEM-syndykat d'Etude de l'Energie Nucléaire. Jest to syndykat 20 wielkich prywatnych firm przemysłowych, które stoją na czele rozwoju energii jądrowej w Belgii.

Założenia, na których opiera się plan są następujące:

- Zapotrzebowanie na elektryczność szybko rośnie - ale nie tak szybko jak w innych krajach przemysłowych /wzrost o 5,5% rocznie aż do 1980 r. to znaczy podwójnie w okresie 15 lat/

- W 1980 produkcja belgijskich kopalń węgla osiągnie maksimum produkcji - 35 mln. ton.

- Belgia nie posiada wodnych źródeł mocy, ale ma odpowiednie rezerwy uranu dobrego gatunku w Kongo; nie posiada ani toru, ani produkcji ciężkiej wody, ani też urządzeń do wzbogacenia uranu.

- Konwencjonalna moc jest tu droga, a różnice między jej kosztem, a przewidywanym kosztem mocy z elektrowni jądrowych angielskich i amerykańskich wciąż maleje.

- Projektowanie i rozwój odpowiednich gałęzi przemysłu zabiera dużo czasu.

Wśród swoich aktywów Belgia posiada także dwustronne porozumienie z USA i Anglią, które zapewnia jej aż do 1965 r. dostawy wzbogaconego uranu do reaktorów mocy i reaktorów badawczych; w zamian za wykorzystanie uranu z Kongo belgijskiego, przez aliantów podczas wojny.

Z tych względów przywódcy SEEM uważają, że Belgia musi rozpocząć obecnie budowę zakładów mocy i to tak szybko, jak to będzie możliwe.

Następnym krokiem ich rozumowania jest wstępne rozpatrzenie różnych typów reaktorów mocy obecnie budowanych lub projektowanych, wykluczają oni reaktory na ciężką wodę, ponieważ Belgia nie produkuje D₂O, a także typy jednorodne i LMPR jako niedostatecznie rozwinięte w obecnym czasie. Zostają w ten sposób do rozważenia cztery możliwe typy pierwszego w Belgii przemysłowego reaktora mocy: z wodą pod ciśnieniem, sodowo-grafitowego, na wrzącą wodę, chłodzonego gazem /typ Calder Hall/, przy czym jako dodatkowy konkurent dochodzi jeszcze piąty: reaktor powielający na prędkie neutrony typu E.Fermi.

Gdyby się od razu zdecydowano na rozpoczęcie projektu zakładu mocy 100 MW, to aż do połowy 1957 r. trwałoby zbieranie pełnych danych porównawczych wszystkich tych typów, z których mianoby dokonać wyboru. Czekając

- 23 -

do 1958 r. z projektowaniem będzie można zyskać pierwsze sprawozdanie z działania reaktorów PWR, EBWR, oraz SRE, budowanych w pięcioletnim programie amerykańskim i porównać ich działanie z wynikami Calder-Hall.

Z tej przyczyny, autorzy planu SEEN - przewodniczący H. Robiliart oraz główny dyrektor Jean Van der Spek, sugeruje, że charakterystyki pierwszego belgijskiego jądrowego zakładu mocy przemysłowej będą ostatecznie ustalone w roku 1958. Należy dodać, że robią oni wielką grzeczność Komisji Energii Atomowej USA i jej programowi rozwoju, swoją decyzją czekania na wyniki programu doświadczalnego.

Aby przeprowadzić szczegółowe porównanie, Belgowie planują utworzenie trzech lub czterech zespołów składających się z pięciu inżynierów każdy. Każda grupa ma dokonać przeglądu wszystkich czterech typów reaktorów. Celem jest uzyskanie porównywalnych danych i uniknięcie tej możliwości, że każdy zespół będzie popierał ten typ reaktora, który sobie wybrał.

Zespoły te spędzą trzy miesiące nad każdym typem reaktora, wykonując cztery przeglądy od wiosny 1957 aż do wiosny 1958. Taki układ ma także na celu dobre wykształcenie belgijskich inżynierów w sprawach jądrowych. Zespoły te będą utrzymywane przez towarzystwa członkowskie SEEN oraz przez CEAN - Centre d'Etudes pour les Applications de l'Energie Nucléaire. Grupa ta jest utrzymywana przez rząd, przemysł i uniwersytety; prowadzi ona belgijski ośrodek badań jądrowych w Mol koło Antwerpii.

Jeżeli typ reaktora zostanie zdecydowany w 1958 r., pierwszy reaktor będzie gotów do pracy w 1962 lub 1963.

Patrząc daleko w przyszłość, poza pierwszą elektrownią Belgowie zdają sobie sprawę, że powielanie jest niezbędne w świetle obecnego rozwoju energetyki światowej. Jeśli Belgia ma utrzymać swoją pozycję dostawcy paliwa i produktów przemysłowych, musi ona zbudować jak najszybciej całkowity przemysł jądrowy, aby móc w pełni wykorzystać swoje naturalne paliwo uranowe i zapewnić swojemu przemysłowi eksportowemu nadmiar materiałów rozszczepialnych. Droga jest przemiana U-238 w Pu-239 lub Th-232 w U-235.

Ponieważ Belgia posiada uran, ale nie posiada toru, i ponieważ współczynnik powielenia Pu jest wyższy niż Th/1,7 wobec 1,3/, SEEN doradza zaprojektowanie reaktora powielającego Pu wykorzystując jako surowiec U-238 i ewentualnie pluton /zamiast U-235/ w rdzeniu. Ostatni wniosek opiera się na fakcie, że współczynnik powielenia z rdzeniem plutonowym wynosi 1,5 do 2, a ze wzbogaconym rdzeniem uranowym tylko 1,1 do 1,2.

Pierwszy zakład mocy, rozpoczęty w 1958 r. z 100-125 MW reaktorem powielającym będzie początkowo produkował 90-100 kg Pu rocznie w 1962-1963 r. Plutonowy reaktor powielający 100 MW zamierzony w drugim etapie, wymaga początkowego ładunku ok. 450 kg Pu. Wobec tego

- 24 -

reaktor powielający będzie produkował dostateczne ilości plutonu, aby uruchomić plutonowy reaktor powielający w 1967-68.

Jednakże belgijskie zapotrzebowanie na elektryczność jest takie, że powinno się co drugi rok uruchamiać nowy zakład jądrowy, a przynajmniej co trzeci rok w latach 1960-1970. Wobec tego plan belgijski przewiduje budowę zakładu, pośredniego między wielkim reaktorem powielającym a drugim reaktorem, przy czym miałyby on być uruchomiony około 1965 r. Jeżeli ten zakład będzie także powielającym na prędkie neutrony, korzystającym z rdzenia uranowego, wzbogaconego do 15-20% U-235, to wtedy poprawi się sytuacja w zakresie zaopatrzenia w pluton. W ten sposób każdy nowy plutonowy reaktor powielający mógłby być uruchamiany co 3 lata od 1967 r. i w 1977 r. Belgia miałaby sześć jądrowych zakładów mocy ogólnej 600 MW. Wzbogacony uran będzie potrzebny tylko do pierwszego reaktora powielającego w 1963 i być może do pośredniego /konwencyjnego/ reaktora w 1965 r. Po tym okresie będą zainstalowane samowystarczalne cykle reaktorów powielających korzystające ze stopów U-Pu jako paliwa.

Prowadzi to do wniosku, aby Belgia odnosiła się "z największą ostrożnością" do udziału w budowie ogólnie europejskiego gazowego zakładu dyfuzyjnego. Z drugiej strony, ponieważ każdy plutonowy reaktor powielający ma czysty roczny zysk 50 kg Pu przy swoim początkowym ładunku 450 kg Pu, produkuje on wystarczającą ilość, aby uruchomić po dziewięciu latach nowy identyczny reaktor powielający. Ponieważ zaś belgijskie spożycie elektryczności podwaja się w ciągu 15 lat, to jeśli udział zakładów jądrowych w produkcji całkowitej będzie utrzymywany na tym samym poziomie, wtedy produkcja plutonu w belgijskich reaktorach powielających będzie wystarczająca nie tylko na potrzeby krajowe, ale także na pomoc dla przemysłu eksportowego, aż w wysokości 2/3.

To jest belgijski cel: stworzyć sobie ok. 1975 r. pozycję eksportera Pu.

Inną konsekwencją tego programu jest potrzeba uruchomienia zakładów uzyskujących pluton, w 1963 r., kiedy rozpocznie się produkcję plutonu w pierwszym reaktorze. Wobec tego projekt zakładu regeneracji musi być ukończony w 1958 r., a budowa rozpoczęta w 1959. Program ten jest logicznym rozwinięciem prac prowadzonych już w Belgii. Obejmują one: 1/ kompletowanie 1 belgijskiego reaktora ze spawalniczym grafitowym, chłodzonego powietrzem. Ten pierwszy reaktor badawczy został uruchomiony w lecie ub.r. w Mol. 2/ Projektowany obecnie przez NDA - BR2, reaktor do badań materiałowych. 3/ 11,5 MW pilotowy reaktor mocy, który Westinghouse ma zbudować na Brukselskiej Wystawie Światowej w 1958 r.

Niepewne są: zagadnienie udziału finansowego poszczególnych gałęzi przemysłu, zainteresowanych w budowie pierwszego reaktora powielającego na 100 MW; potwierdzenie spodziewanej wysokości produkcji plutonu oraz koszty

- 25 -

elektryczności z reaktorów powielających w porównaniu z kosztami elektryczności z reaktorów konwertujących. Jeśli jednak plan będzie się rozwijał według przewidywań to Belgia będzie miała w 1967 r. niezależny przemysł jądrowy, zdolny zaspokoić rosnące zapotrzebowanie na energię elektryczną i wywalczyć sobie miejsce w belgijskim eksporcie. /Nucleonics, 15./2./, 38-39./1957//.

- 26 -

WIADOMOŚCI ZE SWIATA

Postęp w dziedzinie reaktorów USA i EC

Sprawozdanie półroczne Komisji Energii Atomowej jest grubsze niż zwykle, bo zawiera 153 stronicowy przegląd ochrony przed promieniotwórczością przy pracach w energii atomowej. Sprawozdanie to, opublikowane w końcu miesiąca ujawnia także poważną liczbę dniczących danych w dziedzinie reaktorów.

W Wąskor Conn. rozpoczęto konstrukcję prototypu małego reaktora dla łodzi podwodnych, który Combustion Engineering projektuje dla Marynarki. Podczas pertraktacji z Consumers Power z Nebraski na temat umowy o reaktor sodowo-grafitowy na 75 MW wysunięto propozycję, aby zapewnić Komisji Energii Atomowej na własność "część zukiadu" - najprawdopodobniej reaktora. Zbiorniki stalowe i inne części, które pomieszczą reaktor PWR przeszły próby na ciśnienie.

LAMPRE - Los Alamos Molten Plutonium Reactor Experiment - Eksperymentalny reaktor na ciekłym plutonie w Los Alamos został zaprojektowany na 3 etapy. LAMPRE-1 jest obecnie w budowie i "najprawdopodobniej będzie mógł być wypróbowany dla uzyskania charakterystyk pracy około stycznia 1958. Jeżeli zostaną one uwieśnzone powodzeniem, wtedy reaktor 1 MW (ciepły) będzie rozbudowany do 10 MW /ciepły/ LAMPRE-2. Te dwa nie dostarczające energii reaktory posłużą jako inżynierskie modele do zaprojektowania większego reaktora, LAMPRE-3, który zdolny będzie do produkowania 15 MW mocy elektrycznej. Komisja Energii Atomowej dodaje ostrzeżenie, że "Ze względu na bezpieczeństwo przy pracy z ciekłym plutonem nie należy spodziewać się aby ten program był szybko realizowany". Raytheon Corp. pracuje nad koncepcją projektu reaktora na płynne paliwo metaliczne, który ma być ukończony na początku roku 1958.

Studebaker /Packard Co. oraz Ford Instrument Co. przedstawiły Komisji Energii Atomowej końcowe sprawozdanie o ich badaniach nad reaktorami chłodzonymi gazem, nad ich możliwościami ekonomicznymi oraz plan pracy budawczej i projektowej, którą należy przeprowadzić.

Wstępne wyniki programu badawczego argonne nad odzyskiwaniem paliwa przez ułotnienie fluorokw "zobacz się być obiecujące". Proces polega na rozpuszczeniu uranu w ciekłych fluorkach i utworzeniu UF₆, który łatwo się ułotnia. Potrzebna jest mniejsza liczba operacji niż w zwykłej ekstrakcji, a dla pewnych paliw proces ten zdaje się być bardziej korzystny ekonomicznie, niż metody wodne.

Atomics International będzie budował sterowany zdalnie zakład przeznaczony do badania procesów pirometalurgicznych, z myślą o zastąpieniu w reaktorach

- 27 -

sedem grafitowych.

Chłodzone gazem wężownicą, do ekranowania i bariera części mających być użytych w doświadczeniach z reaktorami chłodzonymi gazem mają być zainstalowane w zespole Batelle, w OTR oraz ORNL.

Gilbert Associates, Inc. pracuje nad projektem zakładu mocy 20 MW, dla zagranicy. /Nucleonics, 15, 2, /, R1, /1957//.

Reaktor łodzi podwodnej Seawolf

SIR mark A, reaktor prototyp dla łodzi podwodnej Seawolf, próbowany na lądzie, został unieruchomiony i będzie zniszczony. Reaktor znajduje się w wielkiej kuli stalowej. W przeciwieństwie do niektórych opublikowanych oświadczeń, prototyp nigdy dobrze nie pracował od momentu uruchomienia w maju 1955 r. W swoim bieżącym raporcie dla Kongresu, Komisja Energii atomowej podaje: "ponieważ powstały dziury w przegrzewaczach, prototyp pracował na 40% swojej mocy, z ominięciem nieszczelnych przegrzewaczy. Przyczyna nieszczelności jest wciąż nieustalona". General Electric Knolls Atomic Power Laboratory, które budowało chłodzony sodem SIR przyjęło nowy projekt - reaktor na wodę pod ciśnieniem dla niszczościeli. Unieruchomienie SIR-A spowodowało oświadczenie Departamentu obrony, że nie planuje ona instalowania reaktorów chłodzonych sodem, w żadnym innym okresie wojennym i że ukończono już doświadczenia o pracy reaktora, konieczne dla morskich prób Seawolfa. Komisja Energii atomowej oświadczyła, że "przygotowywane są plany rozebrania reaktora i wyposażenia w West Milton". Jednakże, kula stalowa o średnicy 67,5 m będzie nienuższona "dla użytkowania jej w przyszłości dla prototypów elektrowni jądrowych". Komisja Energii atomowej broniła projektu SIR, który pozwolił na zbadanie zupełnie nowej technologii, mającej zastosowanie w lądowych systemach reaktorowych oraz pozwoliła na rozwinięcie techniki wytwarzania elementów do utrzymywania sodu w wysokiej temperaturze. Podczas swojej krótkiej kariery SIR-A, przy dostarczeniu danych dla Seawolfa wyprodukował ok. 2.10⁶ kWh mocy elektrycznej, która została sprzedana Niagara Mohawk Power Corp. po 0,3 centa za kWh. /Nucleonics, 15, 4, /, 24, /1957//.

Projekt elementów paliwowych dla Indian Point

Element typu ceramicznego ma mieć czas życia 600 dni na pełnej mocy zamiast 365 dla początkowego typu płytowego. Ładunkiem rdzenia będzie 500 kg oalkowidnie wzbogaconego U-235 w postaci UO₂, zmieszanego w sposób jednorodny z 16500 kg tlenku toru; każdy ze 120 takich elementów będzie zrobiony z 6 wiązek po 206 pręcików paliwowych zawierających sprasowany proszek paliwowy. Elementy mają 9 m długości, pojedyncze pręciki 0,8 cm średnicy. Zakład Alliance Babcock & Wilcox wykonuje fizyczne i mechaniczne badania tych elementów. /Nucleonics, 15, 4, /, 20, /1957//.

- 28 -

Marynarka USA kształci rocznie 2000 techników jądrowych

Konradm. Albert Mumma, szef Biura Statków oświadczył, że ponad 2000 marynarzy jest kształconych odczośnie na techników jądrowych, aby obsadzić nową flotę jądrową. Marynarka prowadziła kursy dla załóg Nautilusa i Seawolfa w zakładach prototypów łodzi podwodnych w Arco, Idaho oraz West Milton N.Y. /Nucleonics, 15, 2, /, R12, /1957//.

Cena uranu o 95% U-235

Wg danych AEC 1 kg 95% U-235 kosztuje 16 258 dolarów. Nucleonics, 15, 4, /, 28, /1957//.

Turbina radzieckiego lodolamacza gotowa

Zakłady S.Kircwa w Leningradzie ukończyły na miesiąc przed terminem turbinę dla pierwszego radzieckiego lodolamacza. Turbina będzie poddana próbom w tym kwartale. Fabryka urządzeń elektrycznych w Leningradzie buduje główny generator prądu stałego dla statku. Nucleonics, 15, 2, /, R11, /1957//.

Morskie wojsko jądrowe

Marynarka wojenna planuje wprowadzenie nowej specjalności: techników jądrowych, specjalistów w tej nowej dziedzinie przejdą szkolenie w zakładach jądrowych w zakresie bomb atomowych i wodorowych, min jądrowych oraz pocisków kierowanych z głowicami jądrowymi. Nucleonics, 15, 4, /, 28, /1957//.

Promieniowanie w technologii nafty

Socony Mobile Co. w Hopewell, koło Princeton uruchamia na powierzchni 315 arów ośrodek zastosowania promieniowania w badaniach nad technologią nafty. Nucleonics, 15, 4, /, 28, /1957//.

Squibb zaczyna produkcję izotopów

E.R.Squibb & Sons zbudował za 200 tys. dolarów zakład w Nowym Brunawiku, N.J. specjalnie przeznaczony do produkcji promieniotwórczego złota, fosforu i jodu przeznaczonych do celów diagnostycznych i terapii. Nucleonics, 15, 4, /, 28, /1957//.

Międzypamerykańskie sympozjum w Brookhaven

Narodowe laboratorium w Brookhaven było gospodarzem Międzypamerykańskiego Sympozjum Energii Jądrowej, organizowanego przez USA jako część programu "atomu dla pokoju" w dniach 13-17 maja. W drugim tygodniu spotkania, uczestnicy 20 republik amerykańskich zwiędzali w grupach zainteresowań zakłady jądrowe USA AEC.

Dyskutowano zarówno aspekty naukowe jak i ekonomiczne programu obejmującego wykrzystanie izotopów

- 29 -

przemysłowych w przemyśle, rolnictwie i medycynie, typy reaktorów, ich wykorzystanie i ich możliwości. Nuclconios, 15, 2, 111, 1957/.

Sympozjum jądrowe w Puerto Rico

24-28 stycznia odbyło się regionalne sympozjum na temat pokojowego wykorzystania energii atomowej pod egidą Uniwersytetu w Puerto Rico przy współudziale Instytutu Badań Jądrowych Oak Ridge i AEC. Było to dziesiąte z cyklu regionalnych sympozjów organizowanych w uniwersytetach przez ORINS i wzięło w nim udział 1200 studentów, pracowników naukowych i zawodowych z Puerto Rico i okolicznych krajów. AEC pomaga w budowie ośrodka jądrowego Uniwersytetu. Nuclconios, 15, 2, 112, 1957/.

Nowy ośrodek badań jądrowych w USA

Clemson College podjęło program badań i kształcenie w dziedzinie fizyki jądrowej. Program będzie kosztował 8,5 miliona dolarów. Ta suma obejmuje zakup dużego reaktora badawczego i budowę budynku przeznaczanego dla niego, laboratorium izotopów, laboratoria badawcze i szkoleniowe oraz ich wyposażenie. Urządzenia będą przeznaczone na zaspokojenie potrzeb przemysłowych Pld. Karoliny jak również dokształcanie inżynierów jądrowych. Nuclconios, 15, 4, 28, 1957/.

Nowy ośrodek projektowania reaktorów

Ośrodek projektowania reaktorów został ukończony w Knolls Atomic Power Laboratory, Schenectady, wykonany dla Komisji Energii Atomowej przez General Electric, kosztem 1 mln. dolarów. Nowy dwupiętrowy budynek mieści dwa reaktory badawcze służące do pracy w dziedzinie reaktorów i pracy projektowej, maszynę cyfrową IBM typ 704 oraz 90 pracowników KAPL. Maszyna cyfrowa będzie używana do rozwiązywania zagadnień z zakresu fizyki reaktorowej, przenoszenia ciepła, analizy naprężeń, centrli reaktorów. Nuclconios, 15, 2, 110, 1957/.

Filia atomowa ZSRR w Wiedniu

Z Wiedniu donoszą, że "Technopromeksport" zaliczy tutaj filię swego urzędu. Według ogłoszenia "Die Aktuelle Nachricht", to posunięcie radzieckie ma głównie związek z wymianą dokumentów naukowych między ZSRR i Zachodem. Placówka w Wiedniu ma się zajmować przede wszystkim zagadnieniem badań jądrowych i energii atomowej. Sprawozdanie zwraca uwagę na "bezpieczeństwo załączenia radzieckiego urzędu z ulokowaniem w Wiedniu Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej". Nuclconios, 15, 2, 111, 1957/.

Ćwiczenia Prawa Atomowego

Szkółka prawnicza Uniwersytetu w Michigan organizuje w ciągu b.r. międzynarodowy ośrodek studiów

- 30 -

zagadnień prawnych związanych z pokojowym rozwojem energii jądrowej. Nuclconios, 15, 2, 111, 1957/.

Ćwiczenia badań jądrowych Case

Case Institute of Technology w Cleveland utworzył ośrodek badań jądrowych. W badaniach uczestniczy pięć firm lokalnych. Urządzenia w ośrodku kosztujące 4 mln \$, będą obejmowały reaktor badawczy na 10 kW, laboratoria, wyposażenie do napromieniowywania gumy, spektrometr neutronowy, wyposażenie do produkcji izotopów. Nuclconios, 15, 2, 112, 1957/.

Centrum wysokich energii proponowane w Anglii

W Anglii zaproponowano budowę narodowego ośrodka badawczego dla czysto naukowej jądrowej pracy badawczej na polu wysokich energii. Zasadniczą sprawą jest dostarczenie urządzeń, które można obecnie dostać tylko w USA i ZSRR oraz zachęcenie czołowych fizyków brytyjskich do prowadzenia w nim pracy. Wysoki koszt akceleratorów cząstek /dochodzący do 30 mln. \$/ powoduje, że jak dotąd żadne pojedyncze zakłady rządowe, przemysłowe lub uniwersyteckie nie mogą podejmować prac na tym ważnym polu. Anglia może sobie pozwolić tylko na jeden wielo MeV akcelerator zarówno ze względu na personel jak i koszty oraz uważa się, że byłoby to nie sprawiedliwe, gdyby taki aparat zainstalować w jednym z uniwersytetów. Nowe centrum narodowe będzie blisko Harwell. Koszty będą prawdopodobnie poniesione przez Urząd Energii Atomowej i inne rządowe instytucje jak i przemysł oraz uniwersytety. Nuclconios, 15, 2, 111, 1957/.

Monopolizacja "jądrowa" w USA

Prokurator Generalny Herbert Brownell śledzi rozwój przemysłowy w zakresie przemysłu i energetyki jądrowej bacznie na pogwałcenie zarządzeń antytrustowych. Brownell oświadczył w New York State Bar Assn, że Departament Sprawiedliwości współpracuje z Komisją Energii Atomowej aby zapewnić przestrzeganie zabezpieczeń antymonopolowych ustawy 1954 r. "Będziemy zawiadamiać Komisję Energii Atomowej natychmiast o każdej sytuacji, która naszym zdaniem wygląda na poważne tendencje w kierunku koncentracji uniemożliwiającej konkurencję" - oświadczył Brownell. "Będziemy także przygotowani do poinformowania Kongresu, bezwzględnie, o wszelkiej potrzebie zmian w podstawowych ustawach, aby zapewnić dodatkowe zabezpieczenie dla konkurencji". Departament - jak oświadczył - stara się "prowadzić raczej akcję prewencyjną niż uzdrawiająca", oraz stwarza tendencję przeciwko konkurencji zanim dojdzie ona do kształtów monopolistycznych". Brownell powiedział, że największą krytyką wobec zabezpieczeń przeciwtrustowych w ustawie 1954 jest "w dziedzinie teorii". W obecnym stanie, prawo "wydaje się odpowiednie dla właściwego rozwoju naszego systemu wolnych przedsięwzięć, w czasie gdy zarówno rozwój w dziedzinie jądrowej,

- 31 -

Jak i wycieczki, mające na celu kontrolę, są wciąż w stadium doświadczeń". Oświadczył on, że jednym z powodów dla Departamentu jest tendencja szeregu twórców, do wspólnego udziału w projektach jądrowych: "Początek twórczości starające się o takie licencje wspólnie, nie muszą być obecnie związane z tą samą gałęzią przemysłu, to jednak taka działalność wymaga szczególnie wnikliwych studiów z punktu widzenia konkurencji, jako obecna akcja w stadium eksperymentalnym i jako przyszła działalność po osiągnięciu stadium handlowego. Nucleonics, 15, 2, R7, 1957/.

Koszty chemicznej regeneracji paliwa

US AEC ostatnio podała wskazówki co do kosztów regeneracji paliwa. 15300 \$ będzie "standardowa dzienna cena przetwarzania" w umownym zakładzie zdolnym przetwarzać wszelkie elementy paliwowe typów obecnie znanych, które mają być użyte w reaktorach mocy". Oparte to jest na założeniach: kosztach budowy zakładu - 20,6 mln.\$ i rocznych kosztach obsługi - 4,6 mln.\$ Zakład będzie mógł przerobić 1 tonę naturalnego lub lekko wzbogaconego uranu dziennie i będzie pracował 300 dni w roku, dostarczając oczyszczone sole azotowe uranu i plutonu. Przemiana w UF₆ lub metalicznym Pu będzie pociągała dodatkowe koszty, jeszcze nie ustalone. AEC podała RADC sumę 35 \$ za kg dla przemiany szóstowodnego uzotanu uranylu w UF₆ przy 2,5% wzbogaceniu. Cena będzie zszła dla niższego wzbogacenia. Nucleonics, 15, 4, 19, 1957/.

Nowy zakład produkcji UF₆

600 akrów w Metropolis, Ill. nad rzeką Ohio będzie terenem zakładu produkcji UF₆ budowanego przez Allied Chemical & Dye Corp. Jest to pierwszy prywatny zakład produkujący UF₆ dla AEC. Nucleonics, 15, 4, 28, 1957/.

Termiczna dyfuzja Ur ?

Uniwersytet Tennessee otrzymał od Union Carbide Nuclear Co z Oak Ridge zamówienie na zbudowanie i sprawozdanie możliwości użycia procesu termodyfuzji do oczyszczania cyrkonu. Kontrakt opiewa na 25 tys. dolarów. Proces jest oparty na zasadzie, że ciecz cyrkulująca między gorącymi i zimnymi ścianami, ma tendencję do wyciągania trudnych do odseparowania pierwiastków do wewnątrz roztworu. Proces był używany w przemyśle przy pracy z rozpuszczalnikami, barwnikami i preparatami farmaceutycznymi, ale aż dotąd tylko do oddzielenia substancji niemetalicznych. Główną częścią proponowanego urządzenia jest pozioma kolumna termodyfuzyjna, przezpruszczona pierwotnie jako narzędzie do oddzielenia organicznych substancji; normalne urządzenie do termodyfuzji jest pionowe. Inżynierowie z uniwersytetu

- 32 -

Tennessee najpierw wypróbują nową kolumnę do separowania pospolitych soli, a następnie do mieszania soli otrzymanych z rud metalicznych. Kontrakt ten obejmuje tylko pierwszą fazę. Nucleonics, 15, 4, 28, 1957/.

Japończycy planują produkcję elementów paliwowych

Stowarzyszenie Paliw Jądrowych planuje rozpocząć w br. eksperymentalnej produkcji metalicznego uranu, po zbudowaniu próbnych zakładów kosztem 2,8 mln.\$ Będzie do niej dołączona później rafineria o wydajności 3 tony metalicznego U rocznie. Wkrótce eksploatacja złóż uranu w Syjamie będzie rozwinięta przez Komatsu Co - największe japońskie wytwórcę wyrobów z łanego żelaza. Techniczny eksport Komatsu dokonuje teraz badań na miejscu w Syjamie. Nucleonics, 15, 2, R11, 1957/.

Angielski Program Energetyki Jądrowej

| W 1965 Anglia będzie miała | Stary plan wg. Białej Księgi z lutego 1955 | Nowy plan zrewidowany w styczniu 1957 |
|-------------------------------|--|---------------------------------------|
| Elektrowni jądrowych | 12 | 16-19 |
| Koszt /w mln.\$/ | 840 | 1680-1960 |
| Moc produkcyjna /MW/ | 1000-2000 | 6000-7500 |
| Równoważnik węglowy /mil.ton/ | 4-5 | 16-20 |

To jest treścią programu rozwoju energii jądrowej, który został ogłoszony przez Sir Percy Mill'a, nowego brytyjskiego ministra energetyki. Rozszerzenie to oznacza, że w 1975 r. zainstalowana moc produkcyjna będzie wynosiła 4000-6500 MW, co jest równoważne 100-150 milionów ton węgla rocznie. Nucleonics, 15, 2, R7, 1957/.

3 miliony \$ dla KEA Brazylii

Prezydent Brazylii Kubitschek otworzył specjalny kredyt wysokości 3 mln.\$ dla Narodowej Komisji Energii Atomowej, aby umożliwić rozpoczęcie programu kształcenia personelu naukowego, szerszego poszukiwania minerałów jądrowych oraz zakupu wyposażenia z dziedzin badań jądrowych. Nucleonics, 15, 2, R12, 1957/.

Plan w zakresie energii jądrowej w Indiach do roku 1961

Pierwsza indyjska elektrownia dostarczy energię przed ukończeniem drugiego planu 5 letniego w 1961 r, jak oświadczył J.Bhabha, przewodniczący indyjskiej Komisji Energii Atomowej. Zakład będzie "w znacznym stopniu projektowany i wykonany przez firmy zagraniczne", ale - dodał on - że "wiele jego części będzie wykonanych w kraju". Oświadczył on, że w szeregu nowych miejsc odkryto uran i że pierwszy z wielu zakładów uranowych będzie zbudowany w ciągu 18 miesięcy; w trakcie budowy

- 33 -

Jest zakład w Ghatsila do wzbogacania rudy uranowej z szlamów miedziowych. Nucleonics, 15, 4, 11, 1957/.

Dwustronne porozumienie Norwegia - USA

Dwustronne porozumienie, które zawarto z Norwegią jest pierwszym układem, który ma być wykonany w tym roku. Jest to pierwszy układ, który zapewni dostawę 500 kg U-235 o 20% wzbogaceniu jako paliwa do reaktora mocy, ale nie wymaga przekazywania tajnych informacji. Zgodnie z nowym wykazem informacji, można obecnie budować i projektować reaktory mocy opierając się jedynie na jawnych danych. 6 kg U-235 o wzbogaceniu do 2%, które będą użyte do reaktora badań materiałowych. Pierwszą partię U importowanego z USA zostaną zużyte w reaktorze produkującym parę w Halden. Reaktor ten będzie gotów do próbnego działania już w tym roku. 20 MW zespół ciepły dostarczy 20% zapotrzebowania na parę Zakładów Drzewnych w Saugsbrugsforeningen, produkując 80-100 ton na godzinę. Norsk-Hydro, producent ciężkiej wody, dostarczy połowę zapotrzebowania na spawalnicę D₂O, która to zapotrzebowanie wynosi 14 ton. Ze względu na bezpieczeństwo, reaktor jest umieszczony 45 m wewnątrz góry Hkefjell, pod sufitem skalnym grubości 54 m. Nucleonics, 15, 4, 26, 1957/.

Nowy plan energii jądrowej w Japonii

Trzy japońskie zakłady regionalne opublikowały nowy plan energii jądrowej, wg. którego moc produkcyjną w 1965 wyniesie 960 MW i 9910 MW w 1975. Projekt ten będzie oparty na podziale finansowych budżetu w latach 1961-1962. Do tego czasu, koszt paliwa jądrowego spadnie do 1,04 centa za kWh, koszt budowy do 6 centów za kWh i w dalszym ciągu będzie maleć. Japoński Instytut Budowy Energii Atomowej opracował plany budowy zakładu regeneracji paliwa i przerobu produktów rozszczepienia. Budowa pierwszej elektrowni rozpocznie się w roku budżetowym 1958, w ośrodku badań jądrowych w Tokaians północ od Tokyc, gdzie jest na ukończeniu budowa przez Atomic International pierwszego reaktora budowlanego. Nucleonics, 15, 4, 27, 1957/.

Energia jądrowa w Irlandii

Nowy, rozszerzony brytyjski program energii atomowej obejmuje dostarczenie Północnej Irlandii elektrowni 150 MW typu Calder. Zostanie ona uruchomiona w 1963 lub 1964. Kosztować ona będzie 70 mln. £ i dostarczy Ulsterowi 1/5 jego produkcji mocy. W przeciwieństwie do elektrowni jądrowych w Anglii i Szkocji, elektrownia ta będzie położona raczej w głębi lądu a nie na wybrzeżu. Rozważany jest szereg terenów. Nucleonics, 15, 4, 27, 1957/.

2:

50X1-HUM

Biurow Pełnomocnika Rządu
do spraw wykorzystania
energii jądrowej

BIULETYN
INFORMACYJNY

9/10

1 9 5 7

- 4 -

Ten przestarzały, jak widać, system chłodzenia, już przed siedmiu laty, budzić musiał pewne obawy i dlatego Zakłady Windscale umiejscowiono w najbardziej odosobnionej części Okręgu Cumberland. Prawdopodobnie zblizone wzgledy spowodowały analogiczną lokalizację szybko-powielającego reaktora.

Ciepło wydzielające się w czasie pracy reaktora nie jest użytkowane dla celów energetycznych, lecz odprowadzane na zewnątrz. W tym celu kanały zawierające elementy paliwowe są przedmuchiwane strumieniem powietrza uzyskiwanym z dwu potężnych dmuchaw i wydalanym przez komin o wysokości 120 metrów. Ta wysokość kolumna dobrana została na podstawie obliczeń i doświadczeń na modelu i zapewnia /np. dla Ar-41 stężenie w powietrzu /na powierzchni ziemi/ w otoczeniu Zakładów na poziomie 10-krotnie niższym od dopuszczalnego zalecanego przez I CRP.^{2/}

Kominy zaopatrzone są u wierzchołka w system filtrów /elektrofiltry?/ nieprzystosowany do zatrzymywania gazów radioaktywnych, lecz większych drobin.

W okresach kiedy reaktory w Windscale są zatrzymywane, dla dokonania wymiany elementów paliwowych, dla utrzymania ich pod kontrolą, muszą być przedmuchiwane znaczne ilości powietrza.

Produkcja Pu uzyskiwana z obu reaktorów Windscale, jest najprawdopodobniej równa produkcji z obu reaktorów stacji Calder Hall "A". Pomimo, iż wydajność Pu z reaktorów w Windscale jest znacznie większa od typu Calder Hall, to równoważność ta wynika z wyższych parametrów cieplnych tych ostatnich. Jak wiadomo w końcu roku 1958 uruchomiony zostaje pierwszy reaktor Calder Hall "B", zaś w roku 1959 drugi reaktor Calder Hall "B" i trzy dalsze w Chapelcross /Okręg Dumfriesshire/.

II Przebieg wypadków wewnątrz Zakładów w Windscale

Jak podawały pierwsze oficjalne komunikaty AEA^{3/} w poniedziałek 7.X. reaktor Nr 1 został zatrzymany w celu dokonania normalnej wymiany paliwa obsługa reaktora pozostawała na swoich stanowiskach pracy. Wówczas w małej strefie, tuż poniżej środkowej części reaktora wystąpił "stan krytyczny" w poziomach /najprawdopodobniej dwóch/ kanałach załadowanych paliwem. Stwierdzono też początkowo, że doprowadzenie do tego stanu było kłopotliwe /"are of extreme urgency"/. Dopiero 10.X. po południu /godz. 16,50/ stwierdzono, że kilka elementów paliwowych zostało przegrzanych do czerwoności /~900°C?? - przyp. autora/. Wysoka temperatura spowodowała spalenie się koszułek aluminiowych i czynny kontakt powietrza chłodzącego z uranem, powodując jego utlenienie i zapłon. Z kolei pociągnęło to za sobą gwałtowne parowanie produktów rozszczepienia, /początkowo prawdopodobnie nie ocenione dostatecznie/ które w postaci pary przedarły się przez filtry rozprzestrzeniając się poza

- 5 -

budynek reaktora. Jakkolwiek stwierdzono później skażenia radioaktywne okolicy oddzielnie 40 produktami rozszczepienia, w tym Sr-90, to początkowo sugerowano jedynie nieznażne skażenia I-131 /jodem/.^{4/} Jak wiemy I-131 paruje w temperaturze +100°C, a z uwagi na wysoką temperaturę panującą również w kominie i filtrach, jego przedostanie się przez filtry było ułatwione.

W nocy 10.X - wprowadzono poraz pierwszy CO₂ dla próby ugaszenia "pożaru". W piątek /11.X./ pod kierunkiem Sir Leonarda Ovena, Dyrektora Grupy Przemysłowej AEA wobec stwierdzenia pewnych uszkodzeń w systemie wentylacyjnym zdecydowano się gwałtownie ostudzić gorącą strefę rdzenia, prawdopodobnie wskutek groźby wybuchu i niemożności opanowania sytuacji, wtryskiwaniem wody. Jakkolwiek uzyskano stopniowy spadek temperatury i doprowadzono reaktor do "stanu kontrolowanego", /następnego dnia temperatura opadła do 100°C/ to wywołało to dalsze utlenianie się uranu i wyrzucenie przez komin potężnych ilości radioaktywnych substancji. Ułatwiająca się przez komin skażona para wodna spowodowała wstrzymanie pracy na budowie Calder Hall "B" i wobec wykrycia dużego stopnia skażenia w grupie chemicznej i zwolnienia na dwa dni około 250 pracowników, resztę ewakuowano do kantyny. Ograniczono poruszanie się na zewnątrz pozostałych obiektów. Zakład chemiczny uruchomiono ponownie o 11 wieczór.

Poczynając od nocy z 10/11.X rozpoczęto niebezpieczną dla zdrowia pracę szybkiego rozładowania reaktora, którą zakończono w dniu 23.X. Ostatnio prowadzili ją zespoły, pracujące do 40 minut w ciężkich ubiorach ochronnych. AEA zdemontowała pogłoski o zaśląbnieniu pracowników przy tej pracy, informując jednocześnie, że 20 specjalnych pracowników przybyło ostatnio z Copenhagen do pomocy przy usuwaniu prętów paliwowych. Celem tego miało być zwolnienie pracowników z dzieła przeróbki chemicznej od pomocy przy stopie Nr 1, dla zorganizowania pełnej załogi przy chemicznym wydobywaniu plutonu.

Jakkolwiek pierwsze komunikaty opisywały jedyny wypadek skażenia pracownika, który wtryskiwał wodę w ochronnym kombinezonie, rękawicach i aparacie tlenowym, to dalszy komunikat z 14.X. /stwierdził, że w początkowym stadium ratowania reaktora, "tylko niewielki pracownicy Windscale zostali skażeni i w większości wypadków zmycie mydłem i sodą okazało się dostatecznym przeciwśrodkiem. W jednym czy dwóch wypadkach skażenia trwały kilka dni".

Był też jeden poważny wypadek połączony z obrażeniami ciała i "skutki jego okazały się prawdopodobnie w ciągu 10 dni". W dniu tym rozpoczęto też pomiary skażeń radioaktywnych na szerszą skalę.

Wbrew początkowym komunikatom, 16.X. poinformowano, że w najbliższym otoczeniu Zakładów Windscale

POOR ORIGINAL

zaczęto wyłączenie gładki rzygali, niejawni do 21
Caria/kac. 5) Tak tykozi poziom szczenia otrzymywali się
krotko, z uwagi na zaniek przesileniowatowosci kritic-
trawnych izotopu. Taki poziom promieniotworczosci przy-
by otrzymywali się w okresie życia człowieka, zadowalający
1/2 poziomu szczenia.

Wielozę, wszelkowiek wciąż niepełne informacje
pozwalają rzucić już inne nieco spojrzenie na warunki
w jakich nastąpił wypadek;

15.X. AEA na polecenie premiera powołało Tajną Komisję
Zupełną. Przewodniczącym Komisji Sir William
renney'a - dyrektora Instytutu Badawczego Energii
Atomowej AEE, członka AEA do spraw badań i pro-
dukcji energii. Członkami Komisji mianowano: dr Basi-
la Schonlanda - Zastępcę Dyrektora AEE Harwell,
profesora Jack'a Dizonda /Katedra Mechaniczno-
konstrukcyjna w Manchester/, prof. Joanna Kay'a
/Katedra Inżynierii Jądrowej Londyńskiego Imperial
College of Science/. Obydwaj profesorowie byli
współtwórcami pierwszych urządzeń atomowych
w Anglii. Prof. Diamond był osobliście odpowiedzialny
za zestawienie założeń do reaktorów w Windscale.

17.X. Komisja przeprowadziła inspekcję reaktora Nr 2. Re-
aktor ten wyłączony był jedynie 10/11.XI. dla
umożliwienia wycozysztania załogi w akcji ratunko-
wej i 12.XI. wrócił do pracy. Komisja zarządziła
jego zatrzymanie począwszy od dnia następnego
w celu przypomnienia sobie niektórych szczegółów
konstrukcyjnych reaktora typu Windscale oraz obej-
rzenia reaktora Nr 2 w warunkach analogicznych
w jakich nastąpił wypadek z reaktorem Nr 1.

18.X. Rozpoczęto pomiary radioaktywności wierzchołka
kominu przy pomocy urządzeń zainstalowanych na
helikopterze, utrzymującym się 30 metrów ponad
kominem. W dniu tym poza budynkiem Nr 1, trwała
już normalna praca w Zakładach Windscale. Szczegól-
nie intensywne prace podjęto nad przeróbką paliwa
z Calder Hall.

19.X. Pomimo, iż poziom radioaktywności okazał się bez-
pieczny, wstrzymano dalsze loty wobec złej pogody.
Natomiast dwóch pracowników naukowych w ubiorach
ochronnych i maskach dotarło windą do galerii fil-
trów, gdzie przebywali około 2 minut. Orzekli oni,
że prawdopodobnie będzie można przystąpić do wy-
jęcia uszkodzonych filtrów.

21.X. Komisja ogłosiła, że w ciągu 1-2 dni zakończy
swe badania.

23.X. Zakończono usuwanie prętów paliwowych. Odkazanie
urządzeń postępowano planowo i szybko. Niemniej
zakrojone jest na wiele tygodni.
Okolo 20 lekarzy i inżynierów badało aktywność

urządzeń w galerii filtrów, celem ustalenia maksy-
malnego bezpiecznego czasu przebywania tam pracow-
ników oraz możliwości odkażenia filtrów za pomocą
wody. Pracami przy reaktorze Nr 1 zajmowała się
grupa ok. 60 inżynierów, fizyków, majstrów i robot-
ników.

Komitet Penney'a przesłuchał ponad 30 naukowców,
inżynierów i majstrów w większości z Zakładów
Windscale, a także i z Harwell. Komitet przebadał
ponadto zapisy automatycznych przyrządów dokonane
w czasie wypadku.

27.X. Zakończono prace nad sprawozdaniem Komisji, które
przekazano AEA. Opublikowanie materiałów Komisji
będzie dokonane po ewentualnej zgodzie premiera
i szefa obrony narodowej. Oświadczenie premiera
w Parlamencie spodziewane jest 5 listopada br.

Z dotychczasowych wstępnie opublikowanych infor-
macji Komisji wynika, że po pierwsze w czasie wypadku
m.in. odstąpiono od normalnych warunków pracy, powodu-
jąc wzrost temperatury o ok. 100°C powyżej normalnej
temperatury pracy.^{6/} Takie przegrzewanie przeprowadzono
okresowo w reaktorach w Windscale, z uwagi na stosunko-
wo niską temperaturę nominalną. Celem tej operacji było
usuniecie wewnętrznych naprężeń w graficie, powstają-
cych na skutek rozszerzania się grafitu pod wpływem
bombardowania ciężkimi neutronami. Takie "wypiekanie"
- równoważne hartowaniu - jest znane jako "wyzwalanie
energii Wignera", od nazwiska amerykańskiego fizyka,
który odkrył zjawisko ekspansji grafitu.

Takie postępowanie - w normalnych wypadkach
jest bezpieczne, i trudno wyobrazić sobie, że samo mog-
ło spowodować w dowolnych warunkach wzrost temperatury
prętów aż do temperatury ~~całkowitego~~ żaru. Trzeba tu za-
znaczyć na marginesie, że reaktory typu Calder Hall
i następne, pracują w wyższych temperaturach i napręże-
nia w graficie usuwane są dostatecznie w normalnej pracy.

Po drugie, dziś nie ulega wątpliwości, że w cz-
sie wypadku przeprowadzany był eksperyment w o j -
s k o w y.

Oto relacja naukowego korespondenta "Times'a":

"Doświadczenie, które przeprowadzono w czasie
wytracania energii, było doświadczeniem z zakresu re-
akcji jądrowych. Od czasu, kiedy występujące w czasie
wybuchu bomby atomowej reakcje jądrowe były badane in-
tensywniej, zarówno w laboratorium jak i w praktyce,
wydaje się właściwym wnioskiem, że celem doświadczenia
było otrzymanie odpowiedzi na szereg pytań, które nasu-
nęły się w czasie obserwacji poczynionych w związku
z ostatnim doświadczalnym wybuchem termojądrowym obok
wysp Bożego Narodzenia".

Należy sądzić, że sprawozdawca nawiązuje do
gwałtowności i rozmiaru eksplozji, wielokrotnie przekra-
czających spodziewane efekty, jak i do podwójnej fali

POOR ORIGINAL

- 2 -

uderzeniowej, która wystąpiła tam prawdopodobnie po raz pierwszy. Należy też pamiętać, że eksplozja ta spowodowała uszkodzenia radiacyjne u obserwatorów-żołnierzy w postaci co najmniej oparzeń skóry. Poza pierwszym komunikatem w amerykańskiej prasie w tej sprawie nie podano dalszych informacji - przyp. autora.

"Z punktu widzenia fizyków jądrowych, taki eksperyment powinien być bezpieczny i możliwy do przeprowadzenia w reaktorze - ponieważ nie powinny zaistnieć warunki wybuchu. Jednakże mógł on zawierać - i prawdopodobnie zawierał - materiały, które w nieprzewidywalnych warunkach mogły się stać chemicznie czynnymi. To znów jest sytuacja, która nie mogła zaistnieć w cywilnych siłowniach jądrowych, których reaktory nie są przystosowane do doświadczeń ani cywilnych ani wojskowych".

"Dotychczas nie ustalono powiązania pomiędzy doświadczeniem i warunkami kierowania pracą reaktora. Uczyni to ekspertyza. Jednakże można sądzić, że jeżeli doświadczenie wykonywane jest na reaktorze mało przystosowanym do doświadczeń, to należy uznać za niezbędne zmodyfikowanie normalnych warunków eksploatacyjnych i kontrolnych".

"Dalej, jeżeli rutynowa eksploatacja, istotnie bezpieczna w normalnych warunkach, jest przeprowadzana w warunkach zmienionych to jest możliwym w wypadku niepowodzenia dowolnego rodzaju - doprowadzenie do nie-normalnych rezultatów. Coś w tym rodzaju mogło się przydać. Inną jest sprawa kiedy będzie można dokładnie ustalić wszystkie szczegóły wypadku".

Należy się spodziewać, że reaktor Nr 1 przedstawia żalony obraz. Kanały zablokowane są zniszczonymi i stopionymi prawdopodobnie elementami paliwa. Wewnątrz panuje wysoka aktywność. Całość zanurzona jest w wodzie, zawierającej osąteczki jądrowo nieczyste, przed którymi tak pieczołowicie strzeżone są elementy reaktorów. Cały system pomiarowy stopnia promieniotwórczości w kanałach reaktora należy uważać za zniszczony - niezdolny do żadnych pomiarów z uwagi na jego skażenie.

Zanim reaktor zostanie udostępniony Komisji Ekspertów - muszą być oczyszczone kanały. Dla próby uruchomienia całej sekcje będą wymagały naprawy. Z wnętrza trzeba usunąć nieczystości jądrowe naniesione przez wodę. Trzeba tu przypomnieć, że po nieco podobnym wypadku ubiegłej jesieni z francuskim reaktorem doświadczalnym, gdzie zablokowany został tylko jeden mały kanał - naprawa trwała 3 miesiące.

To też o ile początkowo sugerowano, możliwość naprawy, dalszego wykorzystania reszty paliwa, skompensowanie straconej reaktywności otoczeniem paliwem wzbogaconym, to dziś coraz poważniej zwraca się uwagę na ewentualną nieekonomiczność odbudowy przestarzałego reaktora.

Już poprzednio zresztą sugerowano wyłączenie z produkcji obu reaktorów w Windscale, w rok mniej

- 9 -

więcej po uruchomieniu reaktorów stacji Calder Hall "B" i pierwszego w Chapelcross /t.j. w początkach 1960/. Strata plutonu wynosi dziś 1/4 produkcji i może być wyrównana w ciągu roku, a na przestrzeni 2 lat produkcja Pu wzrośnie dwukrotnie. Inne sugestie dotyczą zwiększenia produkcji U-235 - również materiału rozszczepialnego w Capenhurst /okręg Cheshire/, a także zmniejszenia potrzeb składowania materiałów rozszczepialnych wobec postępów w opanowaniu broni termojądrowej.

Tak więc przyszłość obu reaktorów w Windscale jest nieodecydowana."

III Skażenie terenów otaczających Windscale

Wyrzucone przez komin potężne ilości substancji radioaktywnych spowodowały skażenie nie tylko najbliższych terenów otaczających Windscale, lecz sięgające wiele kilometrów od brzegu morza w głąb kraju. Ocenienie ilości tych substancji nie jest w pełni możliwe. Oprócz informacji i próby oszacowania podanej w II części artykułu można przytoczyć inne dane, jak np., że na obszarze 500 km² osadziło się ok. 30-60 gramów I-131 /aktywności właściwej nie podano/.

Pomiędzy wyzwoleniem tych substancji, a stwierdzeniem za pomocą spektrometru gamma, że w mleku pojawił się radiopierwiastek I-131 w ilościach alarmujących upłynęło 2 dni /pierwszego dnia nie wykryto I-131/. W sobotę wieczór, tj. 12-go w mleku Krowin z wieczornego udoju w bezpośrednich okolicach Windscale wykryto I-131 w ilości 6-cio krotnie przekraczającej poziom dopuszczalny. Tylko w 14 gospodarstwach poziom przekroczył 4-ro krotnie dopuszczalny. W innych był znacznie niższy.

Należy tu zaznaczyć, że ten stopień skażenia stanowi zagrożenie tylko dla dzieci. Bowiem skażone mleko może być pite dotąd, dopóki nie nastąpi jego kumulacja w organizmie. Decydującym wskaźnikiem jest stosunek ilości wypitego płynu skażonego do wagi ogólnej człowieka. Stąd jasna jest większa szkodliwość wobec dzieci. Poziom skażenia określono jako 1/5 - 1/10 najwyższej dopuszczalnej dawki dla dzieci.

Jakkolwiek pojawienie się I-131 w mleku jest wytlumaczalne na podstawie badań metabolizmu wytwarzania mleka, w których stwierdzono, że w procesie tym podstawową rolę odgrywają zawierające jod hormony tarczycy, to szybkość pojawienia się jodu -131 w tak poważnych ilościach była zaskakująca. Można to jedynie wytłumaczyć dużym poziomem skażenia łąk i długotrwałością wypasu na silnie skażonych terenach. Bowiem takie skutki może dać tylko efekt kumulacji. Można też doszukiwać się przyczyn w długotrwałym /wielomiesięcznym lub kilkuletnim/ wypasie na terenach skażonych masywnymi ilościami substancji promieniotwórczych osadzających się przy normalnej pracy Zakładów Windscale. /Skażenie

- 10 -

powietrza $\approx 4 \cdot 10^{-10}$ $\mu\text{C/ml}$.

Dla ścisłości informacji należy zaznaczyć, że w AEA odmówiono odpowiedzi na pytanie, czy I-131 mógł rozprzestrzenić się wcześniej aniżeli po rozpoznaniu uszkodzenia /tj. 10.X. gods.16.50/.

13.X. wieczorem ustalono obszar zagrożenia /Patrz mapka/ i zakazu spożycia mleka, jako obejmujący powierzchnię ok. 36 km^2 / $3,2 \times 11,3 \text{ km}$ / i około 100 gospodarstw rolnych o produkcji 7.000 l. mleka na dobę i zamieszkały przez 5000 - 7000 mieszkańców.

Ponieważ "poziom radioaktywności mleka nie opadł tak szybko jak się tego spodziewano", wieczorem 14.X. zakaz spożycia mleka rozszerzono na obszar ok. 520 km^2 obejmujący trzy miasta: Barrow-in-Furness /69.000 mieszk./, Ulverston /9.200/ i Millom /8.700/ oraz kilka dalszych wiosek. Obszar ten łącznie zamieszkuje ponad 100.000 mieszkańców. Na powiększonym obszarze znalazło się ponad 500 gospodarstw /w tym 150 farm mlecznych/ produkujących dziennie ponad 13500 l. mleka.

Skażenie mleka w tym zewnętrznym w stosunku do pierwotnego obszarze wynosiło 1/10 - 1/2 poziomu skażenia na obszarze pierwotnym, tj. powyżej poziomu dopuszczalnego.

Wbrew poprzednim zarządzeniom sugerującym, że mleko będzie ewentualnie mogło być użyte do produkcji masła lub sera, rozpoczęto w dniu tym niszczenie mleka przez wylanie go początkowo do kanałów odwadniających, a następnie pod kontrolą Centrali Handlu wprost do morza, zakazując usuwania do kanałów i karmienia nim trzody. Nacynia po skażonym mleku były natychmiast odkafkane przed ich powtórny użyciem.

Centrala Handlu Mlekiem zorganizowała dostawy mleka z innych terenów, zaś AEA ogłosiło, że straty rolników pokryte zostaną w pełni przez AEA.

Pomiary stopnia skażenia mleka zostały rozszerzone na teren 1000 km^2 i ponad 670 gospodarstw rolnych. Pomiary prowadzone były pod kierunkiem H.Hovellsa Szefa Służby Zdrowia Windscale przez 50 pracowników Służby Zdrowia placówek AEA. Użyto samochodów wojskowych. Przebiegło 160.000 km. Badania przy pomocy monitorów trwały dzień i noc. Dziennie pobierano 300 próbek mleka również z różnych części kraju. Szerzej z 670 gospodarstw odwiedzano 20-30 razy, większość z nich 2-3 razy dziennie. Pobrano wiele próbek gleby, rozmaitych ziemiopłodów i tarosy zwierząt. Całość tej operacji - porównywalna jest tylko z wielką operacją wojskową.

24.X. stwierdzono poważny spadek aktywności I-131, a także brak skażenia w wielu farmach i 25.X. Min.Rolnictwa na wniosek Medical Research Council cofnęło zakaz spożywania mleka.

Wobec konieczności zapewnienia odpowiednio wczesnego wykrycia ewentualnych objawów "choroby popromiennej" u zwierząt gospodarskich i hodowlanych, która mogłaby

- 11 -

wystąpić po dłuższym wypasie bydła na skażonych pastwiskach, Państwowa Służba Weterynaryjna podjęła 15.X. badanie krwi tych zwierząt. Badania wykazały, że żadne zwierzę nie zostało zaatakowane tak dalece, by zakazać jego spożycie przez ludzi. Zalecono przed spożyciem obowiązkowe badanie gruczołów tarczycy. Stwierdzono, że nie ma obawy o możliwość wystąpienia sterylizacji bydła.

Organa policji wyśledziły 5 krów sprzedanych z terenów skażonych i w nocy uprzedziły nowego właściciela o zakazie spożycia mleka. Transakcja została na wniosek tego ostatniego unieważniona.

24.X. Min.Rolnictwa zezwoliło na sprzedaż inwentarza żywego.

A oto inne wyniki badań:

Badane jaja ptactwa domowego nie wykazały skażeń.

Analiza skażenia zbiorników wodnych wykazała, że nie ma podstaw do żadnych obaw. Większe zbiorniki wodne okręgu znalazły się poza obszarem skażenia. W Thirlmere i w innych zbiornikach obwodu Lake poziom aktywności określono jako będący poniżej 1/100 NPD /najwyższy poziom dopuszczalny/.

Należy tu nadmienić, że w początkowych badaniach nie określono poziomu skażenia terenu przez Sr-90. Później ustalono go na - 1/5 NPD. Nie próbowano identyfikować do 15.X. innych pierwiastków. Postulowano wówczas jedynie sprawdzenie czy łącznie inne pierwiastki /poza I-131 i Sr-90/ nie powodują skażeń przewyższających NPD. Badane różne próbki ziemiopłodów i jarzyn wykazały, że niema obaw w spożywaniu jarzyn przez ludzi. Zjawisko zakażenia krów wystąpiło wskutek wypasu na dużej powierzchni skażonej, zaś skażenie poszczególnych roślin było niewielkie. I tak najwyższe skażenie wyniosło 1/5 NPD.

Jakkolwiek dziś przedczesnym byłoby wyciąganie ostatecznych wniosków z podanych w tej części artykułu faktów, to można być pewnym, że opinia społeczna i władze lokalne zażądają od AEA opracowania lepszego systemu ostrzegawczego, który znacznie wcześniej pozwoliłby na wszczęcie odpowiednich kroków przez władze lokalne.

Należy też ocenić dodatnio pracę służby zdrowia, która począwszy od 13.X. przeprowadziła na opisanych obszarach wielką, pracochłonną akcję. Wydaje się też, że jej powodzenie należy w dużej mierze przypisać znajomości oddziaływania I-131 na organizmy żywe.

W uzupełnieniu podanych informacji należy dodać, że w dwa dni po wypadku Stacja pomiarowa skażeń promieniotwórczych atmosfery w Zakładach "Kodaka" w Londynie zarejestrowała wzrost radioaktywności do poziomu 20-krotnie wyższego od tła naturalnego. Był to wzrost porównywalny ze skutkami /na terenie Londynu/ wybuchów jądrowych na Pacyfiku i Syberii.

- 12 -

Również Wojskowy Urząd Badawczy w Danii prowadzący regularne badania opadów radioaktywnych poinformował, że w Danii nastąpił wzrost radioaktywności większy aniżeli normalnie powodowany wynikami eksplozji jądrowych, który przypisywany jest oficjalnie wypadkom w Windscale. W próbkach pyłu znaleziono produkt rozszczepienia - tellur /będący w dużych ilościach w reaktorze/. Nie stwierdzono też konieczności podjęcia specjalnych środków ochronnych.

1/ Wg P.R.Farmer - J.Brit.Nucl.Energy Conf. 2/1/26-39, 1957.

2/ t.j. Międzynarodowego Komitetu Ochrony Radiologicznej.

3/ Atomic Energy Authority - Urząd d/s Energii Atomowej.

4/ Komunikat AEA z 11.X. podawał, że "większa część wyzwolonej radioaktywności /w postaci I-131/ została zatrzymana na filtrach. Mała ilość rozprzestrzeniła się na zewnątrz".

5/ Z przeprowadzonych przez autora niniejszej notatki obliczeń szacunkowych opartych na cytowanym artykule Farmera wynika, że przy założeniu, iż średnia roczna radioaktywność w powietrzu w otoczeniu Windscale wynosiła 4×10^{-10} $\mu\text{C}/\text{ml}$ - ~ 100 NDP /najwyższego dopuszczalnego poziomu/ wg ICRP, wynika, że średnia aktywności skażonego powietrza wyrzucanego przez komin w czasie wypadku po uszkodzeniu filtrów wynosiła w C/m^3 . Wydaje się to być zgodnym z tym komunikatem AEA, sugerującym, że ilość wyrzuconej radioaktywności sięga $10000 + 1000$ aktywności reaktora.

6/ w BEPO - temperatura zewnętrznych powierzchni elementów paliwowych = 220 - 250°C.

7/ Po wydaniu artykułu do druku, uzyskaliśmy informację, że reaktor Nr 1 uznano za zniszczony i nienadający się do ponownego uruchomienia. - REDAKCJA.

REAKTORY

| Lp | Nazwa data uruchomienia lokalizacja | Typ reaktora przeznaczenie | Paliwo |
|----|-------------------------------------|---|--|
| 1. | FRH 1957 Garching/Monachium | termiczny heterogeniczny doświadczalny | 4,28 kg stop U |
| 2. | FRF 1957 Frankfurt/Main | termiczny homogeniczny doświadczalny | 1,8 kg UO_2SO_4 |
| 3. | FRH 1957 Geesthacht/Hamburg | termiczny heterogeniczny doświadczalny | 3,85 kg U + Al |
| 4. | FRH 1958 Wannsee/Berlin | termiczny homogeniczny doświadczalny | 1,8 kg UO_2SO_4 |
| 5. | Merlin 1957 Düren | termiczny heterogeniczny doświadczalny | 6,9 kg U + Al |
| 6. | Dido 1958 Düren | termiczny heterogeniczny do badań materiałowych | 5 kg 90 U + Al |
| 7. | RWE 1959 Dettingen | termiczny heterogeniczny prototyp energetyczny | 75% Th 25% UO_2 10% U-235 6 ton |
| 8. | FRK - 1958 Karlsruhe | termiczny heterogeniczny doświadczalny | Unat ok. 7 ton |

W/g die Atomwirtschaft, 7/8/, 1957 i Atomkernenergie, 2, 281, /1957/.

POOR ORIGINAL

13
W NRT

| wo | Moderator reflektor chłodziwo | Maksymalny strumień neutronów termicznych i przedkich A/cm ² /sek. | Moc |
|-----------------------|--|--|-------------------------------|
| 8 - 20% U-235 + Al | H ₂ O H ₂ O H ₂ O | 1,8 · 10 ¹³ 5 · 10 ¹³ | 1000 |
| 20% U-235 | H ₂ O grafit H ₂ O | 10 ¹² 2 · 10 ¹² | 50 |
| 8 - 20% U-235 | H ₂ O H ₂ O H ₂ O | 3,2 · 10 ¹³ 6,7 · 10 ¹³ | 5000 |
| 20% U-235 | H ₂ O grafit H ₂ O | 10 ¹² 2 · 10 ¹² | 100 |
| 90% U-235 | H ₂ O H ₂ O H ₂ O | 5 · 10 ¹³ | 5000 |
| 0% U-235 | D ₂ O grafit D ₂ O | 10 ¹⁴ | 10000 |
| 0,4 2 235 | H ₂ O grafit H ₂ O | 3 · 10 ¹³ | 86 Mw ciepl. 15 Mw elektr. |
| 8 | D ₂ O grafit D ₂ O | 10 ¹³ | 10000 |

REACTORY W

| Lp | Nazwa data uruchomienia lokalizacja | Typ Reaktora przeznaczenie | Paliwo | Moder refle chłodzi |
|----|---|---|---|--|
| 1. | PRR 1957 Chalk River, Ontario | heterogeniczny bazanowy doświadczalny | elementy RTT | H ₂ O H ₂ O H ₂ O |
| 2. | ZEEP 5.9.1945 Chalk River | heterogeniczny doświadczalny | uran naturalny | D ₂ O - grafit bez |
| 3. | CELS 1958 | doświadczalny | | |
| 4. | NRR 22.7.1947 Chalk River | heterogeniczny doświadczalny | uran naturalny 10,5 ton | D ₂ O - grafit H ₂ O |
| 5. | NRU 1957 Chalk River | heterogeniczny do prób materia- lowych | uran naturalny 12 ton | D ₂ O - grafit D ₂ O |
| 6. | NRD 1959 Des Champs, Ontario | heterogeniczny energetyczny prototyp | uran naturalny w postaci UO ₂ 12 ton | D ₂ O - grafit D ₂ O |
| 7. | Elektrownia jądrowa 1960-61 | heterogeniczny energetyczny produkcja Pu i U-233 | uran naturalny | D ₂ O grafit D ₂ O |

W/8 Atoms for Peace, IX, /22/, 1, /1957/
Atomic Industry Reporter; Technological Reports, 449 i 891-6, /1957/
Atomic Industrial Forum Reactor Data Tables, 1956
Die Reaktoren der Welt, 1957
Nuclear Reactor Data, 1957

POOR ORIGINAL

| Ip | Nazwa i strumień data uruchomienia, termicznych lokalizacja, reaktorów m ² /sek. | Moc |
|----|--|-------------------------------|
| 1. | FRG 1957 Garching/Monachi 10 ¹³ 13 | 1000 |
| 2. | FRG 1957 Frankfurt/Main 12 | 50 |
| 3. | FRG 1957 Gesathacht/Hambu 10 ¹³ 13 | 5000 |
| 4. | FRG 1958 Wannsee/Berlin 12 | 1000 |
| 5. | Merlin 1957 Düren 13 | 5000 |
| 6. | Dido 1958 Düren | 10000 |
| 7. | RWE 1959 Dettingen 3 | 58 MW ciepl. 15 MW elektr. |
| 8. | FRG 1958 Karlsruhe | 10000 |

W/g die Atomwirtscha.

- 15 -

REAKTORY W KANADZIE

| Typ | Moderator reflektor chłodziwo | Maksymalny strumień neutronów μ/cm ² /rok | Moc |
|---|--|--|---------|
| elementy MTR | H ₂ O H ₂ O H ₂ O | | 100 w |
| uran naturalny | D ₂ O - 10 ton grafit bez | 10 ⁸ | 10 w |
| uran naturalny 10,5 ton | D ₂ O - 18 ton grafit - 58 ton H ₂ O | 6,8 · 10 ¹³ | 100 kW |
| uran naturalny 12 ton | D ₂ O - 43 ton grafit D ₂ O | 3 · 10 ¹⁴ | 100 MW |
| uran naturalny postaci UO ₂ 12 ton | D ₂ O - 43 ton grafit D ₂ O | | 200 MW |
| uran naturalny. | D ₂ O grafit D ₂ O | | 2000 MW |

449 i 891-6, 1957/

POOR ORIGINAL

- 17 -

ENERGIA JĄDROWA W BELGII**Organizacja****Komisja zastosowania energii jądrowej**

7.I.1956 r. przy Ministerstwie Gospodarki utworzona została komisja doradcza pod nazwą "Komisja zastosowania energii jądrowej w celach pokojowych".

- Komisja, której przewodniczącym jest minister gospodarki ma za zadanie przekazywanie rządowi opinii o:
- organizacji badań naukowych w dziedzinie energii jądrowej;
 - rozszerzaniu przemysłowego wykorzystania energii jądrowej;
 - współpracy międzynarodowej w dziedzinie pokojowego wykorzystania energii jądrowej. W skład komisji wchodzi komisarz d.s. energii jądrowej, przedstawiciele świata naukowego i z przemysłu, jak również przedstawiciele kompetentnych ministerstw: spraw zagranicznych, spraw gospodarczych, kolonii, komunikacji oraz zdrowia.

Komisariat d/s energii atomowej

- 31.XII.1950 r. został utworzony "Komisariat d/s energii atomowej" z zadaniem:
- śledzenia rozwoju badań i realizacji w dziedzinie jądrowej w Belgii i zagranicą i proponowania właściwych kroków dla wzięcia przez Belgię udziału w osiągnięciach w tej dziedzinie;
 - koordynowania wszelkiej działalności w zakresie energii jądrowej;
 - występowania z inicjatywą, mającą na celu popieranie interesów Belgii w dziedzinie jądrowej, zwłaszcza w zakresie badań i wykorzystania minerałów radioaktywnych, użytkowania wiedzy w dziedzinie jądrowej i jej zastosowania zarówno w czasie wojny jak i w warunkach pokojowych.

Komisariat ma prawo:

- Prowadzić negocjacje z organizacjami zagranicznymi zajmującymi się energią jądrową i, w razie gdyby zaszła tego potrzeba, prowadzić z rządami państw obcych specjalne negocjacje, które zostałyby mu zlecone przez Ministerstwo spraw zagranicznych.
- Nawiązać kontakt z organizacjami krajowymi zajmującymi się badaniami w dziedzinie jądrowej; popierać ich działalność oraz popierać tworzenie nowych instytucji w celu zapewnienia rozwoju i rozpowszechniania wiedzy w dziedzinie jądrowej i jej zastosowania.
- Koordynować pracę różnych komórek, które w kompetentnych ministerstwach zajmują się zagadnieniami dotyczącymi energii jądrowej.

- 18 -

Międzyuniwersytecki Instytut Nauki Jądrowej

W 1947 r. Narodowy Fundusz Badań Naukowych utworzył Międzyuniwersytecki Instytut Fizyki Jądrowej, z zadaniem koordynowania badań w tej dziedzinie prowadzonych na czterech uniwersytetach belgijskich, na Wydziale Politechnicznym w Mons i w Szkole Wojskowej.

Ponieważ rozwój wiedzy jądrowej wykraczał poza granice dziedziny fizyki, okazało się rzeczą zbyteczną rozszerzenie działalności Instytutu.

6.XI.1951 r. Międzyuniwersytecki Instytut Fizyki Jądrowej został przemianowany na Międzyuniwersytecki Instytut Nauki Jądrowej.

Statutowym obowiązkiem Instytutu jest popieranie i koordynowanie w Belgii i Kongo Belgijskim, w imieniu wyższych zakładów naukowo-badawczych, badań naukowych dotyczących nauki jądrowej, z wyjątkiem jej zastosowania.

Ogodek Badań Energii Jądrowej /C.E.N./

We wrześniu 1951 r. Komisariat d/s energii atomowej zasięgnął opinii przedstawicieli nauki, przemysłu i administracji odnośnie możliwości budowy w Belgii reaktora doświadczalnego.

Otrzymawszy zapewnienie uzyskania niezbędnej pomocy utworzył stowarzyszenie nie mające celów dochodowych, pod nazwą "Ogodek Badań nad Zastosowaniem Energii Jądrowej". Dnia 29.V.1957 r. Ogodek przemianowany został na "Ogodek Badań Energii Jądrowej" /C.E.N./.

- Zadaniem C.E.N. jest prowadzenie wszelkich badań dotyczących energii jądrowej, jak również popieranie badań naukowych i technicznych nad jej zastosowaniem. Działalność C.E.N. obejmuje przede wszystkim:
- zbieranie na bieżąco dokumentacji naukowej i technicznej dotyczącej zastosowania energii jądrowej,
 - prowadzenie badań i prac naukowych w dziedzinie energii jądrowej,
 - popieranie i subsydiowanie badań w dziedzinie energii jądrowej,
 - popieranie kształcenia personelu wyspecjalizowanego, na wszystkich szczeblach w różnych dyscyplinach pozostających w związku z zastosowaniem energii jądrowej,
 - oddanie do dyspozycji wszelkich zainteresowanych osób lub instytucji, na określonych przez siebie warunkach, uzyskanych produktów, patentów własnych lub uzyskanych wspólnie z osobami trzecimi, oraz wyników badań i prac,
 - ewentualne przeprowadzanie na polecenie rządu inspekcji i kontroli o charakterze technicznym.

Belgijskie Stowarzyszenie d/s Pokojowego Rozwoju Energii Atomowej /A.S.B.L./

Utworzone w 1955 r. Belgijskie Stowarzyszenie do spraw Pokojowego Rozwoju Energii Atomowej grupuje

POOR ORIGINAL

- 19 -

przedstawiciele różnych instytucji badawczych w dziedzinie energii jądrowej istniejących w Belgii oraz przedstawiciele najważniejszych działów: naukowego, przemysłowego, gospodarczego i politycznego.

Celem Stowarzyszenia jest popieranie rozwoju i wykorzystania energii atomowej w celach pokojowych, informowanie opinii publicznej, wzbudzanie odpowiedniego zainteresowania w kraju i rozwijanie współpracy międzynarodowej.

Związek Badań Energii Jądrowej /SEEN/

Związek ten grupuje prywatne towarzystwa, których działalność dotyczy produkcji materiałów przeznaczonych do zastosowania energii jądrowej; rola związku polega na koordynowaniu prac w przemyśle, zbieraniu odnośnej dokumentacji oraz na szkoleniu personelu naukowo-technicznego. Związek ten ma być zlikwidowany. Wyniki jego działalności przyjmie towarzystwo "Belgonucléaire" /patrz niżej/.

Związek Badań Kontroli Atomowej /SYCA/

SYCA grupuje piętnaście towarzystw elektrycznych. Celem jego są badania nad wykorzystaniem energii jądrowej w produkcji energii elektrycznej.

Związek Przedsiębiorstw Publicznych dla studiów nad budową elektrowni jądrowych

Związek Jądrowy 1958

W styczniu 1957 r. powstał "Związek Jądrowy 1958" grupujący wystawców Międzynarodowej Wystawy w Brukseli w 1958 r., w celu wspólnego zorganizowania udziału swych członków w tej wystawie. Związkiem kieruje Belgijskie Stowarzyszenie Pokojowego Rozwoju Energii Atomowej.

Biurow Badań Jądrowych /B.E.N./

B.E.N. zostało utworzone w 1956 r. przez cztery wielkie stowarzyszenia działające w przemyśle elektrycznym. Ponieważ towarzystwa te zdecydowały zainteresować się badaniami przygotowawczymi nad budową elektrowni jądrowej, przy czym same posiadały już pracownie badawcze dla elektrowni klasycznych, postanowiły, że lepiej będzie działać wspólnie niż tworzyć oddzielne pracownie jądrowe. W ten sposób powstało wspólne Biuro Badań Jądrowych.

Celem B.E.N. jest przejmowanie wszelkich pozycji i wykonywanie wszelkiej działalności badawczej i inżyniersko-doradczej w dziedzinie energii jądrowej, zarówno w rozpatrywaniu projektów reaktorów jądrowych jako takich, jak i sporządzanie planów budowy elektrowni jądrowych.

Ogólnie rzecz biorąc B.E.N., współpracując z czterema klasycznymi pracowniami badawczymi

- 20 -

- opracowuje projekty wstępne i porównuje oferty zarówno z punktu widzenia technicznego jak i ekonomicznego;
- opracowuje specyfikację techniczną materiału jaki ma być zamówiony;
- opracowuje całość planów urządzenia oraz koordynuje dostawy i prace;
- zajmuje się kontrolą budowy urządzeń jądrowych, wyposażenia kontrolnego itp.;
- prowadzi badania nad rozruchem i działaniem urządzeń.

"Belgijskie Towarzystwo Przemysłu Jądrowego" S.A.

"Belgonucléaire" zostało założone 31.I.1957 r. Do jego akcjonariuszy należy większość wielkich belgijskich towarzystw przemysłowych. Prowadzi ono działalność w następujących czterech zasadniczych dziedzinach:

- 1/ projektowanie, badanie i budowa reaktorów jądrowych;
- 2/ produkcja elementów paliwa;
- 3/ uzyskiwanie elementów paliwa promieniotwórczego /obejmuje to zwłaszcza uzyskiwanie plutonu/;
- 4/ produkowanie i używanie izotopów radioaktywnych.

Zawodowe zgrupowanie Przemysłu Jądrowego

Ponad 50 prywatnych towarzystw przemysłowych, a w tym zwłaszcza fabryki chemiczne i metalurgiczne, przedsiębiorstwa budowlane, transportowe oraz produkujące maszyny elektryczne i mechaniczne, towarzystwa produkujące i rozprowadzające energię elektryczną, utworzyło to Zgrupowanie, którego celem jest obrona ogólnych interesów zawodowych jego członków w związku z ich działalnością w dziedzinie energii jądrowej.

Realizacje i projekty

Ogórodek C.E.N. w Mol

Celem Ogórodka jest wyszkolenie dla potrzeb kraju grupy specjalistów zaznajomionych z rozwojem wiedzy jądrowej, doświadczalnej oraz wszystkimi problemami jakie powstają w związku z zastosowaniem energii jądrowej. Aby pogłębić swoje wiadomości i rozszerzać doświadczenia, specjaliści tacy powinni posiadać odpowiedni materiał badawczy i doświadczalny. Pierwszym zadaniem było więc opracowanie programu, który będąc możliwie prosty, porostawiałby w zgodności z potencjałem ludzki i inwestycjami, jakimi może dysponować kraj.

Pierwszy etap tego programu obejmował zbudowanie dla badań nad uranem naturalnym i grafitem reaktora oziędzonego powietrzem, którego moc wynosi kilka tysięcy kW, lecz którego energia cieplna nie jest wykorzystywana. Jest to wyłącznie urządzenie doświadczalne, jakkolwiek powstało, aby umożliwić przeprowadzenie szerokiej gamy doświadczeń we wszystkich dziedzinach naukowo-technicznych; można je porównać z urządzeniami jakie

- 21 -

w większości państw zostały zbudowane w drugim etapie. Pora tym reaktorem Ośrodek przystąpił do zbudowania laboratoriów specjalizujących się w zagadnieniach dotyczących zastosowania energii jądrowej, jak laboratoria chemiczne, metalurgiczne, fizyczne, elektryczne, medyczne, technologii specjalnej wymienników ciepłych; przewidziano także urządzenia dla kontroli promieniowania i badania odpadków radioaktywnych, jak również urządzenia pomocnicze, jak laboratorium ogólne do oczyszczania wody.

Reaktor został oddany do użytku 11.V.1956 r. Osiągnął obecnie strumień neutronów termicznych $3,10^{12}$ co odpowiada mocy 4,500 kW. Pierwsze laboratoria działają od początku 1956 r.

Obecnie personel liczy ponad 600 osób, z czego większość jest wysoko kwalifikowana. Ilość z wyższym wykształceniem sięga 20%, a specjalistów techników 35%.

Badania naukowe

Badania czysto naukowe prowadzone są na uniwersytetach, których działalność w Belgii koordynuje Międzyuniwersytecki Instytut Nauki Jądrowej.

Z rocznych sprawozdań publikowanych przez Instytut wynika, że wyposażenie obejmuje:

- akceleratory działające lub projektowane
- cyklotron dla deutronów 13 MeV;
- akcelerator van de Graaff dla elektronów 11,8 MeV;
- generator van de Graaff dla protonów i deutronów do 2 MeV;
- dwa akceleratory Cockcroft Walton dla deutronów lub protonów 1 MeV i 0,7 MeV;
- generator wyposażony w rurę akceleratorową i analityczny; akcelerator elektrostatyczny;
- akcelerator liniowy dla elektronów 4 MeV;
- akcelerator liniowy dla protonów;
- akcelerator Greinacker 1,2 MeV.

W dziedzinie spektrografii aparat dwusoczewkowy daje siłę 12.000, która później będzie mogła być podwojona. 5 spektrografów promieniowych jest na ukończeniu lub już jest oddanych do użytku. Jest również wiele komór Wilsona, generatory i analizatory drgań, specjalne liczniki.

Badania obejmują między innymi

Fizyka jądrowa doświadczalna:

- badania nad neutronami;
- badania nad cząsteczkami elementarnymi;
- pokłady katodowe;
- spektroskopia poziomów jądrowych;
- magnetyczny rezonans jądra.

Radiochemia:

- oddziaływanie przy pomocy jonitów i chromatografii
- reakcje wymiany izotopowej.

- 22 -

Radiogeologia:

- geochemia uranu i toru;
- ślady uranu w skałach, zalewach i w wodzie.

Radiobiologia:

- biosynteza i metabolizm różnych produktów organicznych i nieorganicznych;
- rozwój i ewolucja określonych wirusów;
- wpływ promieniowania na niektóre organy;
- substancje chemiczne uodporniające na promieniowanie.

Materiały reaktorowe:

- różne badania nad przygotowaniem materiałów specjalnych koniecznych dla rozwoju techniki jądrowej; grafit, bor, cyrkon, związki fluorowe itp.

Przemysł:

Poszukiwania geologiczne uranu

Poszukiwania złóż uranu w Kongo prowadzi Unia Górnicza Haut-Katanga na obszarze, który został jej udostępniony w Shinkolabwé. Wkrótce zostanie utworzone nowe towarzystwo, które będzie przeprowadzało badania poza tym terenem. Rząd zamierza przeprowadzić ogólne poszukiwania w całym Kongo.

Produkcja uranu

W celu eksploatacji złóż uranu Unia Górnicza zbudowała w Kongo Belgijskim Zakład Koncentratów Uranowych o mocy 300 tys. ton rudy rocznie. W Belgii uran produkuje Generalne Towarzystwo Metalurgiczne Haboken, posiadające urządzenia do produkcji tlenku UO_2 , jak również urządzenie do produkcji uranu metalicznego o wydajności rocznej 150 ton metalu.

Badania naukowe /projekty/

Drugi etap programu opracowanego przez CERN obejmuje zbudowanie:

- a/ reaktora o wysokim strumieniu neutronów, przeznaczanego do badania materiałów;
- b/ prototypu reaktora energetycznego o 11,5 MW elektr. Te dwa projekty są w stadium realizacji.
- c/ ośrodka badań medyczno-biologicznych, a w tym specjalnego reaktora dla badań medycznych. Etap ten ma być zakończony w ciągu 1959 r.

Badania przeprowadzane w laboratoriach Ośrodka i niekiedy przy współpracy z uniwersytetami, dały interesujące wyniki, a nawet patenty, zwłaszcza w dziedzinie produkcji cyrkonu, unieszkodliwiania odpadków radioaktywnych i produkcji izotopów.

Istnieje coraz ściślejsza współpraca z instytucjami przemysłowymi, zarówno w dziedzinie badania zagadnień wysuniętych przez Ośrodek, jak również w zakresie problemów interesujących przemysł, które energia jądrowa może rozwiązać w nowy sposób.

- 23 -

Ośrodek w Mol rozpoczął niedawno produkowanie radioizotopów, o które zwrócili się pewne laboratoria. Ocenia się, że z końcem roku Ośrodek będzie mógł pokryć większość obecnych potrzeb kraju.

I wreszcie Ośrodek gromadzi dokumentację nadchodzącą z USA i Anglii na temat zastosowania energii jądrowej.

Wykorzystanie przemysłowe /projekty/

Fakt, że w 1960 r., a być może wcześniej, przewidziana konsumpcja węgla osiągnie granicę możliwości wydobycia, wskazuje, że najpóźniej do tego czasu energia jądrowa musi być wytwarzana w Belgii na skalę przemysłową, jeśli chcemy ograniczyć import materiałów paliwowych i zachować gospodarczą niezależność kraju.

Jeśli jednak weźmiemy pod uwagę:

- wysoki koszt konwencjonalnej produkcji elektryczności w Belgii;
- stale zmniejszającą się różnicę między tym kosztem, a przewidzianym kosztem energii jądrowej, jaką mają produkować elektrownie budowane w USA i Anglii;
- korzystną sytuację Belgii z punktu widzenia surowców jądrowych;
- konieczność rozwoju zainteresowanych gałęzi przemysłu belgijskiego;
- czas trwania badań;
- prace prowadzone praktycznie we wszystkich krajach, mających znaczenie w gospodarce światowej;
- to należy stwierdzić, że obecnie przed Belgią stoi konieczność aktywnego zajęcia się budową potężnych elektrowni i przejścia możliwie jak najszybciej do konkretnych realizacji.

Dlatego też budowa elektrowni jądrowych przez przemysł belgijski jest przedmiotem programu badawczego opracowywanego każdorazowo, gdy istnieje tego potrzeba, biorąc pod uwagę zdobyte doświadczenie.

Badanie różnych typów reaktorów przeprowadzane jest stale przez ekipę inżynierów, których zadaniem będzie wybranie takiego reaktora o mocy 140 MW, którego budowa mogłaby rozpocząć się w 1958 r. a oddanie do użytku w 1962 r. Następnie inżynierowie ci mają wybrać takie reaktory, których budowa przeciągnie się do 1968r. W tym czasie cztery lub pięć elektrowni atomowych będzie mogło być oddanych do użytku i produkować łącznie 500 MW.

Trzy pierwsze elektrownie będą posiadały po jednym reaktorze i będą obok elektryczności produkowały pewną ilość plutonu. Będą to reaktory na wodę wrzącą lub wodę pod ciśnieniem, bądź grafitowe ochładzane gazem lub sodem.

Planuje się wyposażenie czwartej elektrowni w reaktor powielający o neutronach szybkich, w którym paliwem jest pluton.

- 24 -

Fakt, że Belgia zamierza użytkować plutonowe reaktory powielające, wymagać będzie budowy fabryki regeneracji paliwa napromieniowanego.

Program ten oparty jest zasadniczo na następujących przesłankach:

- wysoki koszt i ograniczona ilość konwencjonalnego paliwa w Belgii;
- znaczenie przemysłu produkującego na eksport w gospodarce belgijskiej;
- stwierdzona obecność uranu i brak toru w Kongo Belgijskim;
- istnienie dwustronnych umów między Belgią z jednej strony a USA i Anglią z drugiej strony.

Zasadnicze linie programu:

- systematyczne badanie na skalę przemysłową lub laboratoryjną dużych elektrowni, jakie mają powstać do 1958 r. w USA i Anglii;
- wybranie jednego z typów reaktorów używanych w tych elektrowniach, który posłuży dla wyposażenia elektrowni o mocy 140 MW jaka ma zostać zbudowana w Belgii w latach 1962-63;
- budowa do 1965 r. szeregu elektrowni, których typ należy ustalić;
- zbudowanie reaktora powielającego z oddaniem go do użytku około 1958 r., co w międzyczasie wymaga:
 - zbadania warunków oddzielania plutonu od uranu napromieniowanego,
 - zbudowania fabryki oddzielania plutonu,
 - zbadania możliwości przebudowy reaktora powielającego na wzbogacony uran, budowanego przez Atomic Energy Development w reaktor plutonowy,
 - produkcja związków uranowych.

Program oparty jest więc na otrzymaniu plutonu 239 z uranu 238. Wymaga on pewnych ilości uranu wzbogaconego w uran 235 i to tylko w początkowym etapie. Te ilości wzbogaconego uranu mogą być dostarczane przez USA zgodnie z dwustronną umową, bowiem Belgia nie przywiązuje wagi do zbudowania w Europie fabryki wzbogacania izotopów.

Program ten pozwala natomiast na budowanie w Belgii centralnej fabryki regeneracji napromieniowanego paliwa. Fabryka taka mogłaby być zbudowana wspólnie z innymi krajami, np. w ramach OEEC lub Euratomu.

Program wysuwa plan rozwoju już rozpoczętych w Belgii prac w dziedzinie jądrowej i może doprowadzić do następującego tempa budowy reaktorów:

- Reaktor doświadczalny BR1 w Ośrodku - 1956r.
- Elektrownia o mocy 11.500 kW której część zasadnicza jest budowana w USA - 1959r.
- Reaktor o wysokim strumieniu neutronów dla badań materiałowych - 1959r.

- 25 -

Elektrownia o mocy 140 MW, typu angielskiego lub amerykańskiego, ale zbudowany w miarę możliwości całkowicie w Belgii - 1962 r.
Cztery elektrownie w okresie czasu do - 1968 r.
Elektrownia o mocy 100 MW typu najbardziej perspektywiczne dla Belgii - 1968 r.

Innym ważnym zastosowaniem energii jądrowej jest zastosowanie radioizotopów w medycynie, rolnictwie i przemyśle.

Nauczanie i kształcenie personelu

W 1954 r. rozpoczęto szybkie kształcenie kadr przy współudziale Instytutu Międzyuniwersyteckiego i Ośrodka Badań nad zastosowaniem energii jądrowej. Wykłady uniwersyteckie zostały uzupełnione cyklem odczytów przeprowadzanych przez członków Ośrodka oraz ćwiczeniami praktycznymi w laboratoriach Ośrodka. Chodziło tu o szybkie utworzenie rezerwy ludzi z wyższym wykształceniem, zapoznanych dostatecznie z energią jądrową, by móc przyczynić się do wykorzystania tego co dały Belgii umowy zawarte w USA i Anglii.

Następnie większe szkoły zorganizowały bardziej głębokie studia, bądź w formie studiów kierunkowych bądź w formie nauczania inżynierów-fizyków.

Uniwersytety państwowe w Gand i Liège zorganizowały kursy dla inżynierów. W Gand kursy te różnią się nieco między sobą w zależności od rodzaju uzyskanego uprzednio dyplomu inżynierskiego. Rozróżnienia takiego nie ma w Liège.

Na dwujęzycznym Uniwersytecie Katolickim w Louvain przewidziane są kursy po francusku i po flamandzku, na które mogą chodzić "wolni słuchacze", bądź po uzyskaniu stopnia inżyniera, bądź w czasie studiów. Na niektóre te kursy można uczęszczać już na drugim roku studiów uniwersyteckich. Na Wolnym Uniwersytecie w Brukseli kursy prowadzone są w ciągu jednego roku.

Na wydziale politechnicznym w Mons przewidziane są dwa różne kursy podzielone na okres ostatnich trzech lat studiów inżynierskich. Pierwszy z tych kursów zmierza do wykształcenia metalowców w dziedzinie fizyki i chemii, a drugi raczej elektromechaników. Oba kursy różnią się między sobą tylko wykładami technicznymi.

Zdając sobie sprawę z łatwości przeprowadzania doświadczeń w laboratoriach Ośrodka Studiów Energii Jądrowej, bada się obecnie możliwości zorganizowania w Mel stażu dla studentów, indywidualnie lub grupowo. Ma to pozwolić tym, którzy uczęszczali na wykłady i zajęcia praktyczne zorganizowane przez duże szkoły, na uzyskanie uzupełnienia wiedzy w drodze pracy na urządzeniach zbyt skomplikowanych lub kosztownych, by mogły wchodzić do normalnego wyposażenia uniwersytetów. Kursy takie będą dostępne również dla inżynierów, dyptomatów lub doktorów nauk, którzy w drodze studiów lub wykonywania zawodu

- 26 -

uzyskali już rozległą wiedzę w dziedzinie energii jądrowej.

Jakkolwiek Ośrodek nie przewidział nauczania we właściwym znaczeniu tego słowa, gdyż należy to do zakładów naukowych, to jednak w swym programie uwzględnił kształcenie specjalistów wszystkich stopni. To wykształcenie uzyskuje się wyłącznie w drodze codziennej praktyki w dziedzinie jądrowej, stanowiącej podstawę działalności Ośrodka.

Z drugiej strony kierownicy Ośrodka uznali, że najlepszą drogą jest włączenie badaczy belgijskich do laboratoryjnych grup amerykańskich i angielskich. Ta możliwość była i jest szeroko wykorzystywana.

W lipcu 1956 r. w Brukseli, Mol i Turnhout zostały utworzone trzy ośrodki nauczania technicznego dla celów przemysłu jądrowego. Celem ośrodków jest kształcenie inżynierów w dziedzinie jądrowej, aby sprostać przyszłym potrzebom w dziedzinie badań i przemysłu.

Współpraca Międzynarodowa

Umowa Międzynarodowa z 1944 r.

W 1944 r. rządy USA, Anglii i Belgii zawarły umowę opartą o konieczność kontrolowania dla dobra pokoju materiałów rozszczepialnych zarówno w czasie wojny, jak i po wojnie.

Mieszany organ anglo-amerykański, Combined Development Agency, zawarł z jedynym producentem uranu w Kongo Belgijskim - Unią Górniczą z Haut Katanga umowy handlowe przewidujące dostawę całej produkcji pod warunkiem zabezpieczenia potrzeb Belgii w dziedzinie naukowej i przemysłowej. Potrzeby przemysłowe, tak jak widziano to wówczas, obejmowały minimalne ilości, wykorzystywane zwłaszcza w przemyśle ceramicznym.

Rząd belgijski zobowiązywał się zagwarantować dotrzymanie tych umów przez producenta. Obejmowało to zwłaszcza wyraźne zobowiązanie nie wydawania zezwoleń na eksport, naruszających prawa kupujących.

Jakkolwiek w 1944 r. wykorzystanie przemysłowe było niezwykle ograniczone, to jednak przewidywano możliwość wykorzystania w dalszej przyszłości uranu dla produkcji energii. Zastrzeżono prawa Belgii do wykorzystywania uranu dla jej potrzeb energetycznych. Rząd belgijski zobowiązywał się jednak nie używać uranu dla celów przemysłowych bez zgody obu pozostałych rządów. Rządy te ze swej strony gwarantowały Belgii, na okres trwania umowy, proporcjonalnie równy udział w używaniu uranu dla celów przemysłowych, gdyby rządy USA i Anglii zdecydowały się na takie użycie.

W celu rozwinięcia produkcji uranu w Kongo Belgijskim, rządy USA i Anglii zobowiązywały się ułatwić dostawę koniecznego wyposażenia dla Unii Górniczej.

- 27 -

Układy miały wygasnąć w 1956 r., w dziesięć lat po wykonaniu umów handlowych.

Umowa z 1951 r.

Aby móc wykorzystać w razie potrzeby korzyści przemysłowe obiecano w 1944 r., Belgia podpisała 13 lipca 1951 r. umowę z USA i Anglią, w której te ostatnie zobowiązywały się udzielić Belgii pomocy technicznej i finansowej dla wykonania jej programu badań jądrowych, mającego zważyć na celu pełne wykorzystanie uranu z Konga.

W dziedzinie pomocy technicznej uznano, że najlepszym wkładem jaki mogą wnieść USA i Anglia, jest pomoc w szybkim wykształceniu belgijskich uczonych i inżynierów z dziedziny jądrowej.

Postanowienia finansowe umowy pozwoliły Belgii na finansowanie jej programu w dziedzinie jądrowej w ciągu następnych lat.

Umowy z 1955 r.

W 1955 r. Belgia zawarła z USA i Anglią równoległe umowy, które zastąpiły umowę z 1944 r., nie naruszając w niczym istniejących umów handlowych nie objętych umową międzyrządową.

Umowy te są zawarte na okres 10 lat od chwili wejścia ich w życie. Podlegają one jednak rewizji, bądź w wypadku rozbrojenia, które położyłoby kres potrzebom wojskowym, bądź w wypadku gdyby groźba dla pokoju światowego wymagała zrewidowania potrzeb strategicznych.

Zgodnie z tą umową Belgia zobowiązuje się dostarczać "Combined Agency" dużą część swych rud uranowych; pozostałą część stanowi własność Belgii. W zamian za te dostawy Belgia otrzymuje od Anglii i USA ogólne informacje o postępach i projektach dotyczących reaktorów energetycznych oraz informacje techniczne niezbędne dla budowy takich reaktorów. Informacje te, o charakterze poufny lub tajnym, dostępne są dotychczas jedynie USA, Anglii i Kanadzie. Specjalne konwencje regulują ponadto dostawy materiałów jądrowych i wyposażenia specjalnego.

Korzyści zastrzeżone dla Belgii zgodnie z tymi układami są zasadniczo różne od tych, jakie przewidziano w innych dwustronnych umowach podpisanych przez USA z innymi krajami. Sytuacja Belgii jest szczególnie korzystna.

Wykonanie tych układów odbywa się w zasadzie w drodze wysyłania badaczy belgijskich do laboratoriów amerykańskich i angielskich. Ponadto w Belgii przeprowadzono dwa bardzo ważne spotkania.

- 28 -

ENERGIA JĄDROWA W HOLANDII

L. A. De Boer

Atomies, 2, 316-3, /1957/

Holandia zalicza się do tych krajów, które pierwsze wzięły aktywny udział w rozwoju energii jądrowej mimo braku doświadczenia z czasów wojny. Już w 1939 r. rząd holenderski zakupił pewną ilość uranu, gdyż doświadczenia naukowe wskazywały, że możliwe jest otrzymanie stosunkowo dużej ilości energii przy rozszczepieniu jądra uranu 235.

Norwegia - jedyny kraj, który posiadał już przed wojną fabrykę ciężkiej wody o stosunkowo dużej wydajności, i Holandia porozumiały się w 1949 r. w sprawie budowy pierwszego w świecie reaktora nieotoczonego tajemnicą. Tak powstał JZEP /Joint Establishment Experimental Pile/ jako główna część JEMER, w którym współpracować miały Norweski "Institut for Atomenergi" i "Reactor Centrum Nederland".

Choć JZEP projektowany pierwotnie na wydajność 100 kW, został znacznie udoskonalony gdyż przeciętna jego moc wynosi teraz 800 kW, to jednak JEMER jest wciąż głównym ośrodkiem holenderskich badań jądrowych. Również naświetlanie dla produkcji izotopów promieniotwórczych, odbywa się głównie w JEMER.

Współczesne badania naukowe wykonywane w Holandii w dziedzinie biologii, medycyny i rolnictwa, wymagają dobre rozwiniętych badań jądrowych, zarówno dla zdobycia doświadczeń w produkcji wyposażenia, jak i w stosowaniu nowych metod.

Oo więcej, sytuacja energetyczna w Holandii stwarza konieczność otrzymywania energii przy pomocy reaktorów jądrowych.

W Holandii wydobywa się rocznie 12 mln ton węgla. Jest to ilość niewystarczająca i konieczny jest import około 6 mln. ton dla równowagi bilansu.

Nie ma nadziei na znaczne zwiększenie wydobycia i jest mało prawdopodobne, że nadwyżki eksportowe innych krajów europejskich wzrosną. Jednak wzrost importu jest nieunikniony, jeżeli część zapotrzebowania nie zostanie pokryta przy pomocy innych surowców energetycznych. Jednakże rozwój energii jądrowej jest atrakcyjny nie tylko ze względu na zaopatrzenie lecz również ze względów ekonomicznych. Przy obecnych cenach węgla, pracy i urządzeń, reaktor jądrowy może nawet w początkowym stadium konkurować z konwencjonalną elektrownią jądrową.

Orientacyjne obliczenia potwierdzają tę możliwość. Węgiel w Holandii jest raczej kosztowny. Jedna tona węgla zużywana w elektrowni kosztuje około 0,27 dolara. Tak więc koszt każdej kWh elektryczności wyprodukowanej z 0,5 kg węgla, wynosi 8 milia, za samo paliwo

- 29 -

plus dodatkowa suma na amortyzację i koszty eksploatacji.

Przy stosunkowo niskim współczynniku obciążenia /60%/ suma na amortyzację i koszty eksploatacji wynosi około 4 milła/kWh. Znaczący to, że jeżeli nawet koszt inwestycji wynosi przeszło dwa razy tyle co w zakładzie konwencjonalnym, koszt paliwa jądrowego rzędu 10 milła/kWh byłby do przyjęcia.

Nie ma zasadniczej różnicy między tą dopuszczalną sumą z prac genewskich i z literatury pogenewskiej; ponadto elektrownie jądrowe w bardzo niedalekiej przyszłości będą mogły produkować energię po znacznie niższej cenie paliwa niż 10 milła/kWh. Znaczący to, że rozwój energii jądrowej jest konieczny i pilny z punktu widzenia zaopatrzenia i ekonomiki.

Ażeby sprostać potrzebom szerokiej działalności w dziedzinie energii jądrowej stworzono "Reactor Centrum Nederland" /RCN/, jako spadkobiercę Towarzystwa Podstawowych Badań Materii. RCN został założony w lipcu 1955, fundacja jest finansowana w 50% przez rząd, w 25% przez przemysł prywatny i w 25% przez Komunalne Przedsiębiorstwa Elektryczne. Celem ośrodka są badania nad pokojowymi zastosowaniami wiedzy jądrowej w Holandii. Głównym urządzeniem RCN będzie 20 MW reaktor o wysokim strumieniu, który buduje się w tej chwili w Stanach Zjednoczonych i który będzie zmontowany w Holandii. Budynki reaktora i laboratoria zostaną zbudowane w ciągu przyszłego roku.

Reaktor buduje firma "American Car and Foundry Ltd". Jest to reaktor tego samego typu co Oak-Ridge Research Reactor /ORR/ o strumieniu neutronów $1,5 \times 10^{14}$ μ /cm²/sek. Klementy paliwowe składają się z uranu wzbogaconego do 90%, dostawy którego zostały zagwarantowane w drugiej umowie holendersko-amerykańskiej, podpisanej w 1956 roku. Reaktor ten będzie stosowany do badania materiałów do rozwoju inżynierii jądrowej i do badań wszelkiego rodzaju.

Poza tym istnieją plany produkcji izotopów promieniotwórczych, na użytek handlowy. Istnieje ścisła współpraca między RCN a uniwersytetami, szkołami technicznymi i rolniczymi i wieloma laboratoriami przemysłowymi. Reaktor i laboratoria należące do RCN zbudowane zostaną w sąsiedztwie Petten - małego miasteczka na wybrzeżu, 50 km na północ od Amsterdamu.

Drugi reaktor, który ma powstać w Holandii pod auspicjami RCN - jest 250 kW-owym reaktorem prototypowym opartym na całkowicie nowym projekcie prof. J.J. Wenta i jego współpracowników. Dla rozwoju tego doświadczalnego reaktora zawieszynowego - RCN finansuje laboratorium na terenie KEMA.

Mały reaktor basenowy, wystawiony obecnie na wystawie "Het Atoom", został zakupiony przez rząd holenderski, jako narzędzie do celów szkoleniowych. Będzie

- 30 -

on do dyspozycji studentów wszystkich uniwersytetów i będzie się mieścił w sąsiedztwie Delft.

Oprócz budowy reaktorów w Holandii nasi naukowcy i inżynierowie biorą udział przy budowie reaktora na wrząca wodę w Halden w Norwegii. Holenderska energetyka i inżynieria jądrowa zaobędzie zapewne cenne doświadczenie przy ścisłej współpracy z norweskimi kolegami w JENER.

POOR ORIGINAL

- 31 -

ENERGIA JADROWA W IZRAELU

Według sprawozdania złożonego w Narodowej Komisji Planowania - energia jądrowa w Izraelu, mimo że nie może mieć istotnego znaczenia ekonomicznego przed rokiem 1965, to jednak długofalowy program energii jądrowej może stworzyć nowe źródła zaopatrzenia w wodę oraz może być użyteczny w eksploatacji zasobów mineralnych odkrytych w środkowym i południowym Negewie.

W toku dyskusji nad typami reaktorów, które mogłyby być użyte w Izraelu zwrócono uwagę na przydatność uranu z izraelskich złóż fosforanowych, co przemawia za budową reaktora na uran naturalny, natomiast brak wody do chłodzenia w głębi Negewu przemawia za zastosowaniem turbiny gazowej.

"Naukowy Izrael" - stwierdza sprawozdanie - "prowadzą szerokie badania nad wydobyciem uranu z fosforanów." Jeżeli opracowane zostaną opłacalne procesy produkcji uranu z fosforanów z Oron, to prawdopodobnie reaktory w tym kraju będą projektowane na paliwo naturalne lub lekko wzbogacone. W wypadku użycia wzbogaconego paliwa można by importować stosunkowo małe ilości materiałów rozszczepialnych celem uruchomienia pierwszych reaktorów.

Zużyte elementy paliwowe można przechowywać lub wysłać drogą morską gdzieś indziej dla przeróbki i odzysku plutonu. Nad budową zakładów chemicznej przeróbki w Izraelu będzie się można zastanawiać dopiero po uruchomieniu dostatecznej ilości reaktorów.

Jako moderator używana będzie raczej ciężka woda niż grafit, który trzeba importować, zważywszy że można będzie otrzymywać ciężką wodę stosunkowo niedrogo jako produkt uboczny przy produkcji nawozów azotowych, tak jak planują to Indje.

Brak wody chłodzącej w środkowym Negewie prawie zapewne wykluczy użycie konwencjonalnych turbin parowych, prawdopodobnie najodpowiedniejsze będą turbiny gazowe o otwartym lub zamkniętym cyklu.

Obecny koszt energii dieslowskiej w zakładach odcowych w Sedom wynosi około 22 mills/kWh. Gdyby umieszczyć w pobliżu nowoczesną siłownię opalaną ropą dozwoloną w Wybrzeżu i gdyby koszt dowozu spadł w 1975 roku do 10 centów za milion BTU, to produkowana wówczas energia kosztowałaby około 12 mills/kWh. Z taką konkurencją musiałyby walczyć podobnie zlokalizowana elektrownia jądrowa.

Zakłada się, że w 1975 roku reaktory z turbinami gazowymi będą mogły produkować energię po około 8 mills/kWh. Biorąc pod uwagę, że inne czynniki zmuszają do przeszczenia elektrowni w okolicy ubogiej w wodę chłodzącą jasnym jest, że energia jądrowa po 8 mills/kWh osiągnęłaby znaczne oszczędności w porównaniu z energią konwencjonalną po 12 mills/kWh.

- 32 -

Biorąc pod uwagę ekonomikę Izraela sprawozdanie stwierdza:

1. Ilość mocy wzrosła ponad czterokrotnie przy całkowitej zainstalowanej mocy 230 MW. Prawie cała energia pochodzi z importowanego paliwa. Sam koszt produkcji mocy w Izraelu wynosi 8,5 mills/kWh.

2. Izrael z wyjątkiem pompowania wody do nawadniania, nie posiada dużego przemysłu wymagającego znacznych ilości energii. W 1954 roku nawadnianie zużyło około 22 miliony kWh, czyli 22% całkowitej produkcji. Energia stanowi około 30% całego kosztu wody i prawdopodobnie nieco mniej niż 10% kosztu produktów rolnych.

3. Nawadnianie będzie w dalszym ciągu dużym użytkownikiem energii. W ciągu 10 lat pochłonie ono 830 milionów kWh, czyli 35% projektowanej produkcji dla całej gospodarki. Przewidywane braki czystej wody znacznie ograniczą rozwój rolnictwa, a około 0,5 miliona aków potencjalnie produktywniej ziemi pozostanie jako nieużytki.

4. Zaplanowane już jest prawie całe zużycie energii przed 1965 rokiem. Całkowitą zainstalowaną moc w 1965 roku ocenia się okrago na 600 MW. Na tym etapie przerzucenie planowanych inwestycji z energii konwencjonalnej na jądrową nie wydaje się rozsądne. Nawet gdyby energia jądrowa okazała się korzystniejszą już przed 1965 rokiem, to ryzyko przestarzenia się reaktora i nieodpowiedniego działania dużego zakładu w małym państwie, jest zbyt wielkie dla Izraela. Izrael może rozpatrywać wprowadzenie energii jądrowej w małej jednostce dopiero około roku 1965.

5. Projektowany przyrost domowych i przemysłowych użytkowników w dekadzie 1965-1975 może wymagać dodatkowych 300 MW lub prawie 10⁹ kWh co trzy lata. Do 1965 roku reaktory energetyczne tego rozmiaru mogą się już tak rozwinąć, że będą porównywalne z konwencjonalnymi ciepłowniami wytwarzającymi po cenie 8,5-10 mills/kWh, zależnie od jakości ropy.

6. Jeżeli po 1965 roku energia jądrowa będzie wytwarzana 2 mills/kWh taniej niż konwencjonalna i jeżeli 2/3 dodatkowych 300000 kWh będzie produkowane w elektrowniach jądrowych oszczędność dla państwa wyniesie około 2 miliony dolarów rocznie - jest to istotna, ale nie bardzo wielka suma.

Główne dane długoterminowych projektów energii jądrowej dotyczą przede wszystkim zafocanego okręgu geograficznego Negewu.

1. Zakłada się, że energia jądrowa w okresie 1975-1980 będzie kosztowała 5 mills/kWh w dużych zakładach, 8 mills/kWh w średnich i 10 mills/kWh w małych

POOR ORIGINAL

- 33 -

zakładach. Tak tania energia jądrowa może udostępnić nowe źródła zaopatrzenia w wodę. Energia jądrowa po 5 milów/kWh przy równoczesnym postępie technologii odsalania może umożliwić Izraelowi wykorzystanie znacznej części pozostałych 0,5 miliona akrów potencjalnie produktywnej ziemi.

2. Ekspansja rolnictwa w Negewie będzie miała prawdopodobnie duże znaczenie z przyczyn strategicznych i politycznych. Zniejszy to nieco przewidywany napływ ludności na ograniczone zasoby ziemi na północy. Jednakże z powodu dużego kosztu odsalania wody morskiej, rolnictwo byłoby bardzo kosztowne. Z czysto ekonomicznych przyczyn nawet tania energia przyczyni się bardziej do rozwoju ekonomiki Izraela, jeżeli zostanie zastosowana w przemyśle a nie do odsalania wody dla rolnictwa.

3. W dalszym planie energia jądrowa będzie użyteczna przy wykorzystaniu mineralnych zasobów odkrytych w środkowym i południowym Negewie. Wprowadzenie energochłonnych procesów elektrotechnicznych i elektrolitycznych w miejsce procesów wymagających importowanych chemikaliów nie tylko zniejszy koszty produkcji ale uwolni także Izrael od zależności od niektórych dostaw surowców. Zakłady przetwórcze umieszczono by także bliżej źródeł surowców.

4. Realizacja w 1975-1980 kompleksów przemysłowo-rolniczych doda 2 lub 3% do krajowej produkcji. Całkowite zużycie energii wrośnie prawie o 1/4 i oszczędzi w wydatkach zagranicznych 20-30 milionów dolarów rocznie. Rozwiną się duże przemysłowe przedsiębiorstwa.

W sprawozdaniu uwzględniono użycie energii jądrowej w trzech okręgach przemysłowo rolniczych. Są to następujące okręgi:

1. Okręg Śródziemno-morski /na północ od Gazy/ produkcja wody do nawadniania z urządzeniami przemysłowymi dla zaniejszenia kosztów, reaktor jądrowy, urządzenia do destylacji wody, zakłady produkcyjne oparte na użyciu solanki. Okręg będzie potrzebował rocznie około 425 milionów kWh mocy elektrycznej i około 3000 milionów BTU ciepła. Jeżeli energię produkuje się przy 25% wydajności cieplnej i jeżeli 50% ciepła można otrzymać w postaci niskociśnieniowej pary z turbogeneratora użyć do destylacji wody, to wymagany rozmiar reaktora będzie około 60000 kW /elektrycznych/ zainstalowanej mocy. Prawie 60% tej mocy potrzebne będzie do pracy zakładów przemysłowych a pozostałość będzie służyła do produkcji wody /około 5.10⁶ litrów rocznie.

2. Środkowy Negew /Oron/ - produkcja fosforanów wody - reaktor jądrowy, piec elektryczny do topienia fosforanów, zakład demineralizacji wody i krótka linia kolejowa dostarczająca elektryczność do zakładów

- 34 -

potasowych nad Morzem Martwym. Projektowany zakład będzie wymagał 156 milionów kWh dla przeprowadzenia skał fosforanowych w fosfor pierwiastkowy. Można się także spodziewać, że pozaprzemysłowe i domowe zużycie może wymagać około 25 milionów kWh, co daje całkowite zapotrzebowanie na energię - około 180 milionów kWh. Ponieważ elektryczne piece pracują przy wysokim współczynniku obciążenia - przypuszczalnie 90% - wydaje się słuszone założenie, że cała siłownia będzie pracowała przy 80% czyli 7000 godzin rocznie. Zakładając 10% na straty i własne zużycie ciałowni oraz obliczając projektowane zapotrzebowanie 12000 kWh dla zakładów potasowych nad Morzem Martwym, całkowita wymagana wydajność reaktora wyniesie około 42000 kWh.

3. Południowy Negew /Timna/ - eksploatacja naturalnych zasobów /miedź, amoniak, ziemia orna/ jak również potrzeby portu Bilat - elektrownia jądrowa, fabryka amoniaku, kopalnie itd. Produkcja amoniaku będzie największym użytkownikiem energii. Przy 0,4 tonach bezwodnego amoniaku na tonę metalu, zużycie amoniaku ocenia się na 6000 ton rocznie. Ponieważ prace zakładów amonowych i rafinerii miedzi wymaga procesów ciągłych, zakłada się, że reaktor będzie pracował przy 80% mocy. Aby wyprodukować 138000 milionów kWh mocy koniecznej w tym rejonie przy stratach i zużyciu własnym, konieczny jest reaktor na około 20000 kW zainstalowanej mocy elektrycznej. Zakłada się, że wskutek stosunkowo małych rozmiarów, reaktor będzie produkował elektryczność po około 10 milów/kWh.

Poniżej zamieszczona jest tablica podająca koszty inwestycyjne i produkcyjne trzech projektów negewskich w dolarach.

| Lokalizacja | Inwestycje | Koszt produkcji | Produkty przemysłowe |
|---|------------|-----------------|----------------------|
| Wybrzeże Śródziemnomorskie | | | |
| Elektrownia jądrowa 60000 kW - 160\$ za 1 kW | 9.6 | - | - |
| Zakład destylacji wody 5.10 ⁶ litrów wody po 160 \$/AF | 19.2 | - | - |
| Magnez | 13.2 | 3.68 | 6.00 ^a |
| Soda i chlor | 2.9 | 0.82 | 1.57 ^b |
| Tworzywa | 8.0 | 2.26 | 4.00 ^c |

POOR ORIGINAL

- 35 -

| Lokalizacja | Inwestycje | Koszt produkcji | Produkty przemysłowe |
|--|-------------------------|-----------------|----------------------|
| Region Środkowy | | | |
| Elektrownia jądrowa 42000 kW po 200\$/kW | 8.4 | - | - |
| Fabryka nawozów fosforanowych | 1.3 | 5.15 | 5.46 d |
| Region południowy | | | |
| Elektrownia jądrowa 20000 kW po 225\$/kW | 4.5 | - | - |
| Zakłady wzbogacania i rafinacji miedzi | 14.1 | 5.47 | 12.00 e |
| Fabryka amoniaku | 1.8 | - | - |
| | 85.0^f | 17.38 | 29.03 |

- a. Zakłada się 30 centów za funt - w przybliżeniu bieżąca cena w USA.
- b. Zakłada się cenę sody kaustycznej 85 dol./tona, a chlor 80 dol./tona ciekłego /zbiorniki/ - w przybliżeniu ceny w USA w 1955 roku.
- c. Zakłada się cenę 25 centów /funt - obecna cena europejska, ostatnie ceny w USA /1956/ za ten materiał wynosiły 32-38 centów/funt.
- d. Zakłada się cenę 65 dol za tonę potrójnego superfosfatu.
- e. Zakłada się cenę 40 centów/funt - czyli bieżące ceny światowe miedzi /listopad 1956/.
- f. Obejmuje również inwestycje w części energetyki związanej z produkcją potasu, co stanowi około 2,5 miliona dolarów.

Atomic Energy Clearing House, S.I., 31.7.1957/.

- 36 -

WIADOMOŚCI ZE ŚWIATA

Komisja Kongresu o programie reaktorów USA

Przewodniczący Wspólnego Komitetu, repr. Carl T. Durham odniósł się krytycznie do programu energii atomowej, w odczynie sugestywnie zatytułowanej "Trochę realizmu na temat rozwoju energii atomowej". Usprawiedliwiając się na początku "w pewnym sensie, zmieniam trochę ujęcie, ponieważ jestem jednym z największych optymistów co do obecnego i przyszłego stanu rozwoju energii atomowej" /zaatakował rząd za "rozdymanie" programu energii jądrowej; "Departament Obrony snuwa używa topora rzeźnickiego zamiast skalpela w stosunku do programu napędu jądrowego lotnictwa" - oświadczył on. "To jest program, gdzie podstawowe zasady kierownictwa były stale gwałcone. Kierownictwo jest chwiejne, a władza rozproszona na wiele różnych urzędów i dziedzin. W obecnym stanie nie ma żadnych wskazówek, instrukcji ani planów, które by zapewniły kierownictwo realizacji programu". Durham wyraził niepokój w stosunku do ujawniającego się wzrostu kosztów energii jądrowej przedstawionych Wspólnemu Komitetowi. "Te nieco niemiłe fakty dają powód do licznych zapytań: kto będzie płacił wzrastające koszty? Jakże się przesłanki co do realności prywatnego uczestnictwa w rozwoju energii atomowej w ciągu najbliższych pięciu czy dziesięciu lat? Odpowiadając na wiązane pytania, Durham odpowiada, że prawdopodobnie za wzrastające koszty będzie płacił producent, wyposażenie przy czym część z nich będzie podjęta przez użytkowników mocy "aby odciążyć się od podatków". Co do drugiego pytania - brak budżetu finansowych jest ich głównym problemem. Durham był także zaniepokojony co do zagadnienia pierwszeństwa światowego USA, które jak on sądzi, jest poważnie zagrożone przez Anglię, ZSRR i Euratom. "Nasze pierwszeństwo atomowe stało się częścią naszej polityki zagranicznej, czy chcemy, czy nie chcemy", oświadczył. "Jest to wyzwanie i okazja. Sądzę, że możemy im podołać. Ale nie możemy sobie pozwolić na oczekiwanie jeszcze rok lub dwa lata!... Ta gwałtowna potrzeba energii atomowej w innych krajach stwarza dla naszego krajowego przemysłu wyposażenie jądrowych wielką okazję do zdobycia pewnych doświadczeń i zarabiania pieniędzy na zagranicznych rynkach dopóty, dopóki energia atomowa nie stanie się tutaj bardziej ekonomiczna. Ale... składający oświadczenie byli praktycznie jednomyślni co do tego, że potrzebujemy bardziej żywego programu aby dopomóc naszym dostawcom sprzętu w ich wysiłkach zagranicznych. Czerwone pieczęcie powinny być serwane, a projekty reaktorów powinny być uważane i sprzedawane jak paczki zawierające wytworzenie i odtwarzanie paliwa aby można było współzawodniczyć z naszymi przyjaciółmi zagranicą". Przewodniczący ICAI podał sześć szczegółowych założeń:

POOR ORIGINAL

- 37 -

1. Budowa dodatkowego reaktora produkującego Pu w Hanford, przy czym jego sbywające ciepło powinno być oddawane dla przemysłu.
2. Upoważnić do produkowania i budowy latającego Prototypu Mark I napędzanego energią jądrową samolotu, z realistycznym terminem jego ukończenia.
3. Znacznie więcej funduszy AEC na rozwój w dziedzinie badań reaktorowych.
4. Rozpocząć przyspieszony krajowy program przedstawiania reaktorów, aby zapewnić różnorodność prototypów reaktorów mocy działających w USA w 1961-62.
5. Urządzenie zagranicznego programu przedstawiania reaktorów, pomagając sprzyjającym narodom zagranicą i udzielając pomocy w rozwoju i w badaniach oraz w rynekach zagranicznych dla krótkowycich wytwórców urządzeń.
6. Wydać ustawę ubezpieczeniową, aby pokrywać koszty związane z wypadkami reaktorowymi. Nuclonios, 15, 4, 19-20, /1957/.

3 nowe projekty elektrowni jądrowej w USA

Towarzystwa użyteczności publicznej planują nowe elektrownie jądrowe.

American Gas & Electric Service Corp projektuje budowę prototypu /ciepłego/ na 50 MW, który zostanie ukończony w 1961-62, a następnie jego moc powiększona będzie do 200 MW /elektrycznego/ w okresie 1964-65. Rozważane są trzy typy reaktorów: zawieszona grafitowa z ceramicznymi elementami paliwowymi; układ na naturalnym uranie, ochłodzony olejkim metalem, spowalniany D₂O wreszcie reaktor sodowo-grafitowy z ceramicznymi elementami paliwowymi.

Pacific Power & Light of Portland, Ore. zakupiło 14 mil kwadratowych na zachód od Hanford na teren dla elektrowni jądrowej. Kontynuuje badanie nad ekonomiką jądrową wspólnie z Washington Water Power, Portland General Electric oraz Montana Power Companies.

Pacific Gas & Electric, budujące już pilotową elektrownię typu GE na 3 MW sama proponuje podczas trzeciej tury Komisji Energii Atomowej duży, nowego typu reaktor na wodę pod ciśnieniem. Nuclonios, 15, 4, 24, /1957/.

Drugi reaktor badawczy Hiszpanii

J. Otero dyrektor hiszpańskiej Komisji Energii Jądrowej podał do wiadomości, że zakupiono od Atomies International reaktor typu water boiler. Nuclonios, 15, 2, 21, /1957/.

Reaktor do napromieniowania żywności

Na slocenie AEC, Kaiser Engineers przeprowadza badania fizycznych i korozyjnych własności siarczanu indu promieniotwórczego, stosowanego jako rdzenia do reaktora napromieniowania żywności. Nuclonios, 15, 4, 28, /1957/.

- 38 -

Reaktor dla Alaski

Alaskan District Corps of Engineers podpisało z Alcoo Products kontrakt na budowę reaktora mocy i ciepła dla instalacji wojskowych. Ubiegłego lata kongres uchwalił 500 tys. \$ na cele takiego projektu. Wielkość i miejsce nie zostały ujawnione, ale spodziewane jest, że będzie to zmodyfikowany, 1,5 MW APPR za 4 mln \$, dla Big Delta w Środkowej Alasce. Nuclonios, 15, 4, 19, /1957/.

Reaktor dla Case

ACP Industries został wybrany przez Case Institute of Technology dla opracowania projektu reaktora o wysokim strumieniu do prób inżynierskich oraz innych urządzeń jądrowych. Przeszacowane są one dla przemysłowego centrum jądrowego w Cleveland. Moc reaktora typu MTR została podwyższona do 15-20 MW /ciepła/ przy strumieniu 2.10¹⁴; oszacowany koszt centrum wyniesie 7 mln \$. Nuclonios, 15, 4, 24, /1957/.

AMP Atomios dostarczy Grecji reaktor

Rząd grecki podpisał z AMP Atomios Inc kontrakt na zaprojektowanie i budowę 1 MW reaktora badawczego typu basenowego. Rozpoczęcie budowy zaplanowano na październik, a reaktor ma rozpocząć pracę wiosną 1958 r. Zostanie on zainstalowany w nowym greckim państwowym laboratorium energii atomowej. Znajduje się ono na jednym z przedmieść Aten i zostanie nazwane imieniem Demokryta. Ze strony Grecji kontrakt podpisał admirał A.G. Spanides, przewodniczący greckiej Komisji Energii Atomowej. W krótkim czasie do Caseville Conn. przybędzie pewna liczba greckich inżynierów aby w laboratorium inżynierii jądrowej AMP otrzymać podstawowe wykształcenie w tej dziedzinie. Nuclonios, 15, 2, 21, /1957/.

Reaktory USA dla Japonii i Taiwanu

Westinghouse jest w końcowym stadium rokowań z Mitsubishi Electric Co z Japonii w sprawie pomocy technicznej i częściowym uczestnictwie /1 mln \$/ w budowie reaktora mocy na wodę pod ciśnieniem. Mitsubishi chce wyprodukować w kraju tyle elementów ile jest możliwe, a z Westinghouse importować tylko elementy paliwowe, reflektor, kocioł ciśnieniowy, pręty kontrolne, mechanizmy sterujące prętami, pompy ochładzające oraz specjalne materiały. W toku są pertraktacje między Tokyo Shibaura a General Electric, a także, z Westinghouse o sprzedaży małego reaktora mocy na wodę pod ciśnieniem - Taiwanowi. Nuclonios, 15, 4, 17, /1957/.

Brazylijski zakład mocy jądrowej

W Niteroi, nad zatoką Guanabara koło Rio de Janeiro zostało wybrane miejsce dla 10 MW elektrowni

POOR ORIGINAL

- 39 -

jądrowej, która zainstaluje w Brazylii American & Foreign Power. Nuclonics, 15, 4, 19, 1957/.

Reaktor do produkcji kobaltu-60 i pary wodnej

Isotope Products Inc. z Buffalo ogłosiły, że w tym roku rozpoczyna budowę reaktora na wrzącą wodę, który zostanie uruchomiony jesienią 1958 r. Będzie on produkował kobalt-60 i wytwarzał parę dla przemysłu mięsni drzewnej. Projekt posiada trzy dodatnie cechy: jest pierwszym przeznaczonym specjalnie do produkcji izotopów promieniotwórczych, pierwszym w Ameryce, a być może i na świecie, który będzie dostarczał przemysłowej pary dla fabryk i pierwszym "zbudowanym wyłącznie w celu przyniesienia obecnemu sytku". Zaprojektowana przez Walter Zinn's General Nuclear Engineering Corp jednostka, będzie produkować 1 milion curie Co^{60} rocznie oraz 50000 funtów pary 200 psi na godzinę. Sprzedaż kobaltu ma przynieść rocznie 2 mln. \$, para będzie dostarczana do fabryk papieru i mięsni drzewnej. W toku są rokowania o dostawę pary i lokalizację z "prawie tuzinem" firm na obszarach Nowej Anglii, gdzie jest kosztowne paliwo, na środkowym Zachodzie i w Ontario. Nie została jednak ujawniona cena reaktora. Rdsen będzie specjalnego projektu, aby polepszyć produkcję Co^{60} i pary a system kontrolny też jest jedyny w swoim rodzaju, nie będzie żadnych urządzeń eksperymentalnych, projekt jest uznany za ożywy zakład produkcji chemicznej. Nuclonics, 15, 4, 17, 1957/.

PPA, 10000 razy włączony i wyłączony

PPA /Preliminary Pile Assembly/ - jeden z pięciu reaktorów doświadczalnych, pracujących w GE Knolls Atomic Power Laboratory, został włączony i wyłączony 10000 razy dla celów doświadczalnych. PPA pracuje już 9 lat i służył jako model przy projektowaniu i wykonywaniu szeregu zupełnie różnych typów reaktorów, służył się on ustaleniem bardzo dokładnych charakterystyk jądrowych i rozkładem ciepła wewnątrz rdzenia reaktora, dostarczeniem wielu danych o wielkości i typie regulatorów koniecznych do kierowania różnymi reaktorami i udowodnieniem, że neutrony średniej prędkości nie zastępują prędkich neutronów, aby uruchomić powielający reaktor. Nuclonics, 15, 2, R10, 1957/.

Energia jądrowa we Włoszech

Działalność w dziedzinie jądrowej we Włoszech była w ubiegłych miesiącach bardzo ożywiona: Sarin, doradca do spraw przemysłowego wykorzystania energii jądrowej, powołany przez Fiata i Mantecatini w lecie ub. roku wybrał już tereny pod ośrodek badawczy i produkcji izotopów, gdzie będzie zainstalowany reaktor basenowy o dużej mocy oraz teren pod elektrownię

- 40 -

jądrową o mocy 100-150 MW, między Mediolanem i Turynem prawdopodobnie Chivasso. Oczywiście, będzie ona budowana niezależnie od pierwszego reaktora badawczego, CP-5, który ACF buduje dla Narodowego Komitetu Badań Jądrowych w Ispra oraz pierwszego reaktora mocy, typu Yankee o mocy 134 MW, który Westinghouse dostarczy mediolańskim zakładom Edisonvolta.

Sycylijskie Zgromadzenie Regionalne nalega na przyspieszenie planów budowy tamtejszego ośrodka badań jądrowych.

Koło Cuneo na południe od Turynu znalazł się rudny uranowy i Fiat zwrócił się o prawo ich zbudowania.

Urządnik Westinghouse oświadczył w Rzymie, że elektrownia Edisonvolta będzie produkować energię elektryczną po 52 mil. kWh. Paliwem jest 28,8 tony uranu wzbogaconego do 3,7%. Nuclonics, 15, 4, 27, 1957/.

17 reaktorów ANL

Reaktor CP1, pierwszy reaktor na świecie przy pomocy którego Enrico Fermi udowodnił możliwość realizacji reakcji łańcuchowej.

- CP-2 - zrekonstruowany reaktor CP-1
- CP-4 - EBR-1
- CP-6 - projekt reaktora produkującego Pu w Savannah River
- CP-7 - EBR
- CP-8 - EBR-2
- CP-9 - ALPR, reaktor Argonne niskiej mocy dla Armii
- CP-10 - projekt reaktora produkującego izotopy, nie wybudowany
- CP-11 - Argonaut
- CP-12 - Arbor
- CP-13 - "Potężna Mysz" - reaktor badawczy o wielkim strumieniu i 250 MW
- CP-14 - "Gorąca Skrzynia", prawdopodobnie spowalniający grafitem, chłodzony sodem, reaktor do prób inżynierskich o bardzo wielkim strumieniu
- CP-15 - reaktor "szybki-powolny"
- CP-16 - reaktor z układem turbin gazowych o biegu zamkniętym
- CP-17 - układ wykładniczy

CP-13 do 17 są projektami w trakcie badań. Istnieje także w Argonne seria ZPR reaktorów mocy zerowej. ZPR I służył do badania projektu STR /Nautilus/, ZPR II - Savannah River, ZPR III - projekt reaktora na prędkie neutrony, ZPR IV - prędkie wykładniczy, ZPR V - prędkie - powolny, ZPR VI - prędkie krytyczny, ZPR VII - Tharmel, ZPR VIII - Thud

W Argonne opracowany jest program THUD - Tor - Uran - Deuter, aby określić charakterystyki jądrowe

POOR ORIGINAL

- 41 -

reaktorów na paliwo ceramiczne, używając rdzeniów wytworzonych z kul torowo-uranowych. Prowadzone są eksperymenty wykładnicze i wkrótce będzie działał reaktor mocy serowej, z myślą rozstapiania rdzenia obecnego typu płytowego EBWR, przez rdzeń omówionego typu, wtedy, gdy zwykła woda zostanie zastąpiona przez ciężką wodę. Nucléonics, 15, 4, 24, 1957//.

Symposium o paliwie jądrowym

W ośrodku jądrowym Belgii w Mol w dniach 20-25 maja br. odbyło się sympozjum zorganizowane przez Euratom i OEEC. Celem jego była wymiana informacji technologicznych i poglądów o do możliwości obniżki kosztów produkcji i regeneracji paliwa jądrowego. /Atompraxis, 1, 274, 1957//.

1970 - rokiem taniej energii jądrowej

Wg. Ch. Hinton koszty energii elektrycznej są 1 kWh/pence do roku 1990 kształtował się będą następująco:

| | 1960 | 1970 | 1980 | 1990 |
|-----------------------------|------|------|------|------|
| elektrowni konwencjonalnych | 0,60 | 0,67 | 0,73 | 0,84 |
| elektrowni jądrowych | 0,66 | 0,47 | 0,38 | 0,32 |

Atompraxis, 1, 318-319, 1957//.

Aohema "jądrowa"

W dniach 31.V - 8.VI.1958 we Frankfurcie nad Menem odbędzie się tzw. Wystawa Aohema poświęcona aparaturze chemicznej, na której uwzględnione zostaną zagadnienia jądrowe. Organizatorem jest Dechema, Frankfurt a. Main, 77, Postfach. /Atompraxis, 1, 341, 1957//.

Konferencja o reakcjach termojądrowych

W Harwell w dniach 20-22 czerwca br. odbyła się konferencja angielsko-amerykańska z udziałem 100 delegatów. Atompraxis, 1, 343, 1957//.

Produkcja uranu

| | 1957 | 1958/59 |
|---------------|------|---------|
| Kanada /tony/ | 4000 | 12500 |
| USA | 3300 | 5700 |
| ZSRR | | 10000 |
| Rodezja | 370 | 420 |
| Afryka | 3300 | 4000 |
| Australia | 150 | 2000 |

/Atompraxis, 1, 343, 1957//.

Trzecia "jądrowa" łódź podwodna USA

W maju br. w Groton, Conn. została wodowana 3. łódź podwodna o nazwie "Skate". Ciężar jej wynosi 2400 ton, długość 80 m i szerokość 7,6 m. Zaprojektowana jest w reaktor z wodą pod ciśnieniem. /Atompraxis, 1, 344, 1957//.

- 42 -

Polarograficzne oznaczenie uranu

G.J. Alkire i K.J. Hahn opisali ekonomiczną metodę oznaczenia uranu w roztworach promieniotwórczych stosowaną w Zakładach produkcji plutonu w Hanford /USA/. Atompraxis, 1, 344, 1957//.

Panamerykańska Komisja Energii Jądrowej

Wg. Atompraxis 1, 345, 1957// ma zostać powołana KEJ 21 państw Ameryki pñ. i pñd.

Nowa bomba atomowa ZSRRS

Prof. Shikawa z Uniwersytetu w Tokyo podał, że pomiary ostatnich opadów promieniotwórczych po wybuchu Foryjskiej bomby wykazały obecność 28% neptunu a żadnych śladów uranu. Atompraxis, 1, 344, 1957//.

Australijski MTR

W Lucas Height koło Sydney znajduje się w budowie 10 MW reaktor do prób typu DIDO. Nosi on nazwę HIFAR - High Flux Australian Reactor. Budowa jego zostanie ukończona w 1957 r.

Prywatny przemysł jądrowy w Szwajcarii

W czerwcu i lipcu br. w Szwajcarii powstały dwa nowe przedsiębiorstwa zajmujące się wykorzystaniem energii jądrowej, a mianowicie: Suisseatom AG w Zúrichu i Energie Nucléaire S.A. w Lozannie. Atomwirtschaft, 2, 258, 1957//.

Druga elektrownia jądrowa Brazylii

W ramach pomocy "Atom dla Pokoju" Brazylija otrzymała 10-MW elektrownię budowaną przez American u. Foreign Power Co. Dwie prywatne firmy z São Paulo zawarły umowę z Martin Co. /USA/ o wybudowanie 25-MW elektrowni wyposażonej w dwa reaktory z wodą pod ciśnieniem o mocy 12,5e MW każdy. Elektrownia ta zostanie zbudowana w Jurumirin, 80 km na zachód od São Paulo. Jej koszt wyniesie 20 mln. dolarów. Atomwirtschaft, 2, 259, 1957//.

Dania buduje MTR

Dania zawarła umowę z Anglią na budowę 3-go reaktora w Ośrodku jądrowym w Risø. Jest nim angielski reaktor do badań materiałowych Pluto. Zostanie on zbudowany w roku 1959. /Atomwirtschaft, 2, 259, 1957//.

500 e MW elektrowni jądrowej w Anglii

W Anglii w roku zostanie oddana do eksploatacji 500 e MW elektrownia, której budowę rozpoczęto obecnie w Hinkley Point. /Atomwirtschaft, 2, 259, 1957//.

POOR ORIGINAL

- 43 -

Skazenia atmosfery i hydrosfery

Instytut fizyczny Uniwersytetu w Mainz wydaje tygodniowy biuletyn o skażeniach atmosfery i hydrosfery. Ponadto laboratoria wodociągów Hamburga, Berlina, Dortmundu, i in. przystąpiły do systematycznych pomiarów hydrosfery. /Atompraxis, 2, 271, /1957//.

Symposium o napędzie jądrowym

W dniach 4-6 czerwca br. w Hamburgu odbyło się symposium zorganizowane przez Studiengesellschaft zur Förderung der Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schiffahrt e.V. Obecnych było 400 delegatów z BRD, NRD i innych. /Atompraxis, 2, 271-2, /1957//.

Bhp "jądrowe" w USA

AEC podała, że zakłady General Electric pracujące dla niej w ciągu ostatnich 4 lat /tj. 11,2 mln. godzin roboczych/ nie miały ani jednego wypadku przy pracy. /Atompraxis, 2, 272, /1957//.

Dalsze dwie 500 e MW elektrownie jądrowe w Anglii

W roku 1958 w Blissenau Festinog 1 w Dungeness rozpocznie się budowa dalszych 2-oh elektrowni o mocy 500 e MW każda. /Atomwirtschaft, 2, 259, /1957//.

Sorin kupuje reaktor doświadczalny

Sorin - spółka Fiat i Montecatini we Włoszech kupili od AMP Atomios /USA/ 5 e MW reaktor doświadczalny typu basenowego. /Atomwirtschaft, 2, 259, /1957//.

Reaktor doświadczalny w Portugalii

Junta de Energia Nuclear kupiła od AMP Atomios /USA/ 1 MW reaktor doświadczalny typu basenowego /Atomwirtschaft, 2, 259, /1957//.

420 e MW elektrownia jądrowa w ZSRR

W ZSRR rozpoczęła się budowa nowej elektrowni jądrowej. Paliwem jest 40 ton uranu naturalnego i 17 ton tlenku uranu oraz 23 tony uranu lekkowzobogaconego U-235 do 1,5%. Jest to reaktor z wodą pod ciśnieniem. Materiałem koszulkowym jest cyrkon. /Atomwirtschaft, 2, 259-260, /1957//.

Wysokotemperaturowy reaktor w USA

Wg. A. Weinberg /ORNL/ od 1954 roku w Oak Ridge National Laboratory w ramach Aircraft Reactor Experiment jest czynny reaktor o temperaturze 820°C i mocy 2,5 MW. Paliwem są stopione sole tetrofluorku uranu i fluorku berylu. Chłodzenie odbywa się przez pompowanie stopionych soli przez wynik ciepła. Chłodziwem w obiegu drugim jest hel, a w trzecim woda. Reaktor zawiera 66 kg U-235; masa krytyczna - 14,9 kg U-275. /Atomwirtschaft, 2, 260, /1957//.

- 44 -

Reaktor "ceramiczny"

Alco Products, Konstruktor APPR-1 ogłosił projekt nowego reaktora wysokotemperaturowego. Paliwem w tym reaktorze są kulki wzbogaconego uranu i grafitu umieszczone w równoległych poziomych rurach; chłodziwem - hel. Wymiennik ciepła tego reaktora będzie w stanie wyprodukować parę o temperaturze 500°C i ciśnieniu 102 kg/cm². /Atomwirtschaft, 2, 260, /1957//.

Napromieniowane elementy paliwowe jako źródło promieniowania gamma

W Bettelle Memorial Institute w Ohio /USA/ przeprowadzono serię badań nad zastosowaniem napromieniowanych elementów paliwowych elementów paliwowych jako źródeł gamma promieniowania. Badania te dały pozytywne wyniki. Szerokie zastosowanie elementów jako źródeł z jednej strony spowoduje obniżenie ceny Cc-60 z drugiej odpowiednią obniżką kosztów regeneracji paliwa. /Atomwirtschaft, 2, 261, /1957//.

Radiocyjne otrzymywanie benzyny

W laboratorium badawczym firmy Esso Research & Engineering Co. /USA/ przeprowadzono badania nad radiocyjnym otrzymywaniem benzyny pod wpływem działania gamma promieniowania na naftę. /Atomwirtschaft, 2, 261, /1957//.

Uran w Argentynie

W okolicach Sierra Chica w prowincji Santa Fe, w Comodoro Rivadavia w Patagonii i w Kordyllierach /Mendoza, San Juan/ odkryto złoża uranu na głębokości 800-1000 m. /Atomwirtschaft, 2, 261, /1957//.

Embargo na tor i monocyty

Australia wprowadziła embargo na wywóz toru i piasków monocytowych, których zapas oblicza się na 30 tys. ton. /Atomwirtschaft, 2, 261, /1957//.

Uran w Rodezji

AEA /Anglia/ podpisała z firmami Rodezji 10-letnią umowę na dostawę koncentratu w ilości 500 ton U₂O₃ rocznie. /Atomwirtschaft, 2, 261, /1957//.

Program wydawniczy AEC

Plan wydawniczy na okres 1957-1962 obejmuje 11 dziedzin i 150 pozycji. Przy opracowywaniu tych pozycji autorzy opierają się wyłącznie o nieopublikowane a od-tajnione raporty AEC, których ilość do końca br. wyniesie 60000 na 2500000 stronach. Oto niektóre pozycje, które ukazały się lub ukazą się w br.:

- Corrosion and wear handbook of water cooled reactor
- Experimental boiling water reactor
- Reactor heat transfer handbook

- 45 -

- Reactor core design manual
 - Reactor safety monograph
 - Nuclear radiations in industry and science
 - Neutron and gamma irradiation facilities
 - Fuel reprocessing handbook
 - Treatment and disposal of high level radioactive wastes
 - Recovery and processing of uranium ore
 - Production of uranium metal manual
 - Fuel element fabrication
 - Metallurgy of uranium
 - Table of nuclear constants and numerical data
 - Reactor physics handbook
- /Atoms for Peace, 2, 9, /1957/.

Termojądrowa energia w Anglii

Wg. oświadczenia J. Cookcrofta w Harwell gotowe jest urządzenie "Zero energy thermonuclear apparatus" pozwalający otrzymać plazmę o temperaturze miliona stopni C. /Atoms for Peace, 2, 11, /1957/.

Wysoko temperaturowy reaktor

W Harwell od kilku miesięcy pracuje się nad wysokotemperaturowym reaktorem 800-1000°C. /Atoms for Peace, 2, 12, /1957/.

Nowa metoda rozdzielania izotopów uranu

J. Slepian z firmy Westinghouse opracował nową "magnetyczno-jonową" metodę rozdzielania izotopów uranu. Wg niej koszt produkcji 1 g U-235 wyniesie tylko 8 \$. /Atoms for Peace, 2, 2, /1957/.

Radiolodzy umierają 5 lat wcześniej

Wg. badań nad śmiercią 82500 lekarzy w okresie 1930-1954 wynika, że radiolodzy żyją o 5,2 lata krócej. /Atoms for Peace, 1, 21, /1957/.

"Jądrowa marynarka USA

US Navy program przewiduje wybudowanie do roku 1965 19 jednostek, w tym 6-łotniskowców wyposażonych w 8 reaktorów każdy. Koszt jednego lotniskowca wyniesie 320 mln \$. /Atoms for Peace, 1, 21, /1957/.

Energia jądrowa w Boliwii

Powołano do życia narodowy instytut badań jądrowych, którego zadaniem jest informacja kształcenia kadr, organizacja konferencji sympozjów oraz opracowanie metod poszukiwań geologicznych i ich koordynacja w zakresie surowców: berylu, kadmu, litu, boru, uranu i cyrkonu. /Atoms for Peace, 2, 10, /1957/.

Energia jądrowa w Kolumbii

Powołano instytut badań jądrowych, którego zadaniem jest kształcenie kadr, w szczególności przeszkolenie 290 studentów medycyny w zakresie stosowania

- 46 -

izotopów w rolnictwie i medycynie oraz prowadzenia poszukiwań geologicznych. Planowana jest budowa reaktora doświadczalnego. /Atoms for Peace, 2, 10, /1957/.

Energia jądrowa na Kubie

Koło Hawany kończy się budowę ośrodka badań jądrowych wyposażonego w doświadczalny reaktor. Koszt budowy wynosi około 2 mln \$. W br. rozpoczęła się budowa elektrowni jądrowej wyposażonej w reaktor typu BWR o mocy 40 MW i 11,5 e MW. /Atoms for Peace, 2, 10, /1957/.

Energia jądrowa w Dominice

Koło Santo Domingo, na terenie należącym do Uniwersytetu S.D. znajduje się w budowie reaktor doświadczalny i mały reaktor energetyczny o mocy 12 MW. /Atoms for Peace, 2, 10, /1957/.

USA sprzedaje U-235

W ostatnich miesiącach zawarto umowy o sprzedaży U-235:

| | |
|------------|--------------|
| - Holandii | 500 kg U-235 |
| - Włochom | 7000 " " |
| - Francji | 2500 " " |

/Atomic Energy Clearing House, 2, 25, 2, /1957/.

Nowy reaktor we Francji

Laboratorium R. Derveaux w Boulogne kupiło od AGN /USA/ za 95 tys. \$ reaktor typu AGN-201. Zostanie on uruchomiony w końcu br. Laboratorium R. Derveaux zajmuje się produkcją urządzeń dla lotnictwa i telewizji. /Atomic Energy Clearing House, 2, 25, 2, /1957/.

Reaktor USA dla Włoch

AMP - Atomico sprzedał Società Ricerche Impianti Nuclari z Mediolanu za 490 tys. \$ reaktor typu basenowego o mocy 1 MW, którą można podwyższyć do 5 MW. /Atomic Energy Clearing House, 2, 25, 5, /1957/.

GE buduje NTR

General Electric buduje Nuclear Test Reactor, służący do pomiaru rozkładu neutronów, współczynników zmniejszenia neutronów i innych. Będzie on pracował przy mocy 30 kW. Jest on chłodzony i moderowany zwykłą wodą; reflektor wykonany jest z grafitu. /Atomic Energy Clearing House, 2, 25, 6, /1957/.

Ceramiczne elementy paliwowe z uranu i toru

Babcock & Wilcox Co. /USA/ wyprodukowało pierwsze elementy ceramiczne, będące mieszaniną UO₂ i ThO₂. Elementy te po uruchomieniu seryjnej produkcji będą zastosowane w Consolidated Edison Thorium Reactor Project. /Atomic Energy Clearing House, 3, 25, 6, /1957/.

- 47 -

10 MeV Van de Graaff

High Voltage Eng. Corp. buduje dla Florida State University 10 MeV Van de Graaff. /Atomic Energy Clearing House, 2, /25, /10, /1957//.

Nowa elektrownia jądrowa w USA

Firma Nordkern States Power Company z Minnneapolis wybuduje do 1962 elektrownię jądrową o mocy 66 e MW wyposażoną w reaktor typu BWR. Koszt - 21 mln. \$. /Atomic Energy Clearing House, 2, /28, /2, /1957//.

500 MW elektrownia jądrowa we Włoszech

Firma Vitrco Eng. Co. /USA/ buduje dla Societa Italiano Meridionale Energia Atomica w pobliżu Rzymu 500 MW elektrownię wyposażoną w reaktor z wodą pod ciśnieniem. Zakończenie budowy przewidziano na rok 1962. Koszt - 46,5 mln. \$. /Atomic Energy Clearing House, 2, /28, /6, /1957//.

1/3 projektowaniu i budowie tej elektrowni bierze udział 195C inżynierów.

Fabryka D₂O w Indiach

Firma Vitrco Eng. Co. /USA/ buduje w Indiach nad Madrasem fabrykę wody ciężkiej za 45 mln. \$. /Atomic Energy Clearing House, 2, /28, /6, /1957//.

Nowe ceny AEC Cc-60

Zróżnia mocy:

| | \$/ za curie |
|----------|--------------|
| 1 - 1C | 2 |
| 11 - 25 | 3 |
| 26 - 40 | 4 |
| ponad 40 | 5 |

/Atomic Energy Clearing House, 2, /28, /15, /1957//.

U-235 dla Brazylii

AEC wypożyczyła 550 kg U-235 na 20 lat Brazylii dla reaktorów: doświadczalnego, do badań materiałowych i energetycznego. /Atomic Energy Clearing House, 2, /28, /15, /1957//.

58 mln na rozwój reaktorów USA

- reaktor produkujący spawalne materiały 3 mln. \$
 - reaktor grafitowy z Unat. chłodzony gazem c mcy 40 e kW 40 mln. \$
 - reaktor do recyklicacji plutu c mcy 15 e kW 15 mln. \$
 /Atomic Energy Clearing House, 2, /28, /23, /1957//.

- 48 -

Projekt rozwoju energii jądrowej w USA

Nowy program AEC rozwoju energii jądrowej w USA przewiduje:

| | | |
|------|-----|---------|
| 1962 | 1 | mln. kW |
| 1967 | 7,5 | " " |
| 1972 | 43 | " " |
| 1977 | 133 | " " |

tj. w 1977 25% produkcji energii elektrycznej z elektrowni jądrowych. /Atomic Energy Clearing House, 2, /26, /1, /1957//.

Reaktor podkrytyczny dla celów lotniczych

W KACA Lenies Flight Propulsion Laboratory w Cleveland jest w budowie reaktor o zerowej mocy /0,1-10 wat/; homogeniczny; rdzeń stanowi wodny roztwór wysoko wzbogaconego fluorku uranu. /Atomic Energy Clearing House, 2, /26, /4, /1957//.

MTR we Francji

9 lipca br. uruchomiono we Francji reaktor EL-3 w Saclay przeznaczony do badań materiałowych. /Atomic Energy Clearing House, 2, /26, /13, /1957//.

Umowa atomowa USA - Peru

Wg tej umowy USA w ciągu 10 lat wybuduje i uruchomi na terenie Peru trzy reaktory: doświadczalny, prototypowy energetyczny i energetyczny oraz dostarczy 800 kg U-235. /Atomic Energy Clearing House, 2, /27, /1, /1957//.

Pomoc Anglii dla Afryki

Wg dwustronnej umowy Anglia przeszkoli naukowców afrykańskich i udzieli pomocy przy budowie przemysłu i energetyki jądrowej, a w szczególności ciężkiej wody. /Atomic Energy Clearing House, 2, /27, /2, /1957//.

Włókno szklane jako paliwo reaktorów ?

Na wydziale chemicznym Rensselaer Polytechnic Institute, Troy, New York opracowano metodę produkcji włókna szklanego zawierającego 10-40% tlenku uranu, toru, lub plutonu. Włókno to jako "elementy" paliwowe ma następujące własności:

- duża powierzchnia odbioru ciepła
- chemiczna i termiczna /do 1000°C/ stabilność
- ciężkie usuwanie produktów rozszczepienia
- łatwość produkcji i regeneracji
- taniść surowców.

*Elementy te pozwolą na zbudowanie reaktora do badań materiałowych o zawartości 450 litrów D₂O /ck. 28 tys. \$/ jako moderatora i chłodziwa. Reaktor ten będzie miał moc 57 MW, co pozwoli otrzymać strumień neutronów rzędu 5 y 10¹⁴ n/cm²sek. /Nucleonics, 15, /8, /94-98, /1957//.

- 49 -

Uran

Naterenie Gabon /protektorat francuski w Afryce/ odkryto poważne złoża uranu. Na terenie Bawarii i Baden - Württembergie odkryto złoża uranu. Firma Gewerkschaft Brunhilde w Ellweil buduje pierwszy zakład wzbogacania rudy uranowej w NRP o mocy 5000 ton/rok. Moc ta wzrosła do 20 000 ton/rok. Koszt zakładu wynosi 120 tys. \$. /Nucleonics, 15, 8, 27, 1957//.

65000-tonowy tankowiec "jądrowy"

W Anglii planuje się umieszczenie napędu jądrowego na budowanych obecnie dwóch 65000 tonowych tankowcach. /Nucleonics, 15, 8, 27, 1957//.

Calder Hall dla Holandii ?

W Holandii planuje się budowę elektrowni 150 e MW typu Calder Hall za 52,6 mln \$. Prowizoryczny termin oddania do eksploatacji - 1962 r. /Nucleonics, 15, 8, 27, 1957//.

2,5 mln. kW w Marynarce USA

Wg oświadczenia admirała Rickovera przed Komisją Kongresu na okrętach wojennych będzie zainstalowanych 2,5 mln kW, z tego 1,5 mln. kW na okrętach w eksploatacji i 1 mln. kW na okrętach w budowie. Wg Rickovera najodpowiedniejszym typem reaktora jest reaktor o chłodzeniu gazowym. /Nucleonics, 15, 8, 22, 1957//.

Elementy ceramiczne

W Anglii opracowuje się technologię produkcji ceramicznych elementów paliwowych z UO₂ koszulkowanych berglami, do późniejszej podniesie temperaturę reaktorów typu Calder Hall do 400-600°C. /Nucleonics, 15, 8, 26, 1957//.

Elektrownie jądrowe dla hydroelektrowni?

Anglia planuje budowę trzech elektrowni kosztem 68 mln. \$ nad rzeką Awe. Elektrownie te w nocy i w święta będą pompowały wodę do zbiornika na wysokości 390 metrów. /Nucleonics, 15, 8, 27, 1957//.

100 ton U-235 dla "Pokoju"

Prezydent Eisenhower przekazał dla celów pokojowych 100 ton uranu - 235 o wartości 1,7 mld. dolarów. Z tej ilości 50 ton przeznaczonych jest dla USA, a 50 ton na eksport. Ilość ta pozwala na roczną eksploatację około 2000 reaktorów. /Nucleonics, 15, 8, 19, 1957//.

Nowe ceny plutonu - 239

Wg ABC na okres 1.II.57 - 30.VI.62 ustalono następujące ceny plutonu w zależności od zawartości plutonu - 240 :

- 50 -

% Pu-240\$/g Pu

| | |
|--------------|------|
| 0 | 45 |
| 2 | 41,5 |
| 4 | 38 |
| 6 | 34,5 |
| 8 | 31 |
| 8,6 i więcej | 30 |

/Nucleonics, 15, 8, 20, 1957//.

Zakład regeneracji paliwa w J.E.N.E.R.

W Jener znajduje się w budowie zakład pilotujący do regeneracji paliwa o mocy 3 ton/rok; moc ta wzrosła w następnych latach do 10 ton/rok. Zakład ten chemiczną metodą będzie przerabiał elementy uranowe po napromieniowaniu ich do 200 MW ciepła/tonę uranu. Koszulki aluminiowe usuwa się mechanicznie. Uran rozpuszcza się w kwasie azotowym. Do ekstrakcji uranu i plutonu używa się 20% roztworu TBP. /Atomics, 8, 9, 333-5, 1957//.

Nowy ośrodek stosowania izotopów w Anglii

AEA planuje w Grove Airfield koło Wantage budowę ośrodka przemysłowego zastosowania izotopów /Atomics, 8, 9, 368, 1957//.

MTR w Danii

Firma angielska Head Wrightson Processes dostarczy duńskiemu ośrodkowi jądrowemu w Ris reaktor do badań materiałowych typu Pluto. /Atomics, 8, 9, 369, 1957//.

Pyrometalurgiczna regeneracja paliwa

Opracowano w firmie Atomic Power Development Associates /USA/ pyrometalurgiczną metodę regeneracji paliwa o wzbogaceniu 20-27 % w izotop U-235. Pomimo to będzie spalane w szybkim reaktorze powielającym Enrico Fermi. Roczny przerób wyniesie 18 ton paliwa. Koszt inwestycji 3,277 mln \$, tj. 188 \$/kg U; a koszty roczne eksploatacji 1,427 mln. \$, tj. 79 \$/kg U. /Nucleonics, 15, 8, 56-60, 1957//.

Frakcjonowana krystalizacja jako metoda regeneracji paliwa

Napromieniowane paliwo rozpuszcza się w ocyku w temp. 700°C, osiada do 500°C, w której to temperaturze następuje krystalizacja U₂g. Kryształy osiada się, a uran wyodrębnia się przez ogrzanie U₂g do temperatury 945°C. /Nucleonics, 15, 8, 62-63, 1957//.

- 51 -

265 reaktorów w 1968 w USA

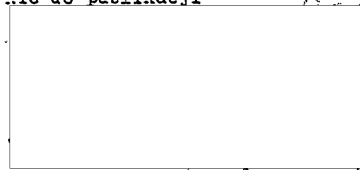
| | Nie- ożywe | Czywe | % budo- wie | W projek- cie |
|--|---------------|-------|----------------|------------------|
| 1. eksperymentalne na terenie USA | 6 | 32 | 13 | 36 |
| 2. eksperymentalne dla zagranicy | | 1 | 1 | 20 |
| 3. podkrytyczne i o zerowej mocy w USA | 5 | 25 | 10 | 6 |
| 4. podkrytyczne i o zerowej mocy dla zagranicy | | | | 1 |
| 5. wojskowe | 2 | 5 | 22 | 19 |
| 6. produkujące pluton | | 13 | | |
| 7. energetyczne w USA | 6 | 3 | 9 | 22 |
| 8. energetyczne dla zagranicy | | | | 8 |

wg. Atomic Industrial Forum, 15 kwietnia 1957.

Biuro Pełnomocnika Rządu
do spraw wykorzystania
energii jądrowej

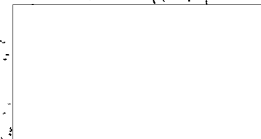
50X1-HUM

Nie do publikacji



B I U L E T Y N
I N F O R M A C Y J N Y

50X1-HUM



6/7

1957

S p i s t r e s c i

| | |
|--|----|
| Polski monitor licznikowy ML-56 | 3 |
| Ocena stanu badań jądrowych w Polsce przez Zachód | 4 |
| O energii jądrowej w Szwecji | 9 |
| O energii jądrowej we Włoszech | 12 |
| O energii jądrowej w Japonii | 17 |
| Zarząd energii atomowej | 24 |
| Energetyka jądrowa | 28 |
| Surowce atomowe | 34 |
| Reaktory | 40 |
| Paliwo i materiały reaktorowe | 46 |
| Kronika | 50 |

POLSKI MONITOR LICZNIKOWY ML-56

Zakłady Sprzętu Instalacyjnego A-4 w Bydgoszczy przystąpiły do produkcji przenośnego monitora licznikowego typu ML-56 przystosowanego do wykrywania i orientacyjnego pomiaru dozy promieniowania beta i gamma. Zakres pomiaru promieniowania β i γ odpowiada następującej tabeli

| Polozenie przełaznika mieniwania /podzakres | Gamma pro- /mr/godz/ | Beta promieniowanie /rozpady /min-cm ² / | |
|---|-------------------------|--|-----------------|
| | | B ₁ | B ₂ |
| 1 | 0,05-0,4 | 150-2000 | - |
| 2 | 0,3-20,0 | 1500-100000 | 70.000-1000.000 |

Przyrząd pracuje z licznikiem Geigera-Müllera typu Sts-5. Składowanie przyrządu przeprowadza się przy pomocy kobaltowego względnie radowego źródła promieniowania.

Zasilanie baterijne
2 ogniwa typu "2S" i jedna bateria
"P-80-0,15"

Pobór prądu:

Anoda - nie więcej niż 6 mA
Zarzenie nie więcej niż 200 mA

Jeden komplet zasilania zabezpiecza nieprzerwaną pracę monitora w czasie nie mniejszym niż 50 godzin. Słuchawki umożliwiają akustyczną sygnalizację impulsów z licznika Geigera-Müllera.

Konstrukcja przyrządu:

Monitor składa się z 3 zasadniczych części: pulpitu pomiarowego; sondy z licznikiem G-M i preparatem kontrolnym Co-60; słuchawek.

W czasie pracy pulpit połączony jest z sondą, kablem długości około 1 metra.

Wymiary przyrządu:

sonda - długości - 1.000 mm
średnica - 35 mm

pulpit 260 mm x 115 mm x 175 mm.

Ciężar przyrządu : maksym. 5 kg.

Normalne warunki pracy:

Napięcie zarzenia - 1 V \pm 0,05 V

Napięcie anodowe - 42 V \pm 2 V

Temperatura otoczenia - +20°C \pm 10°C

Wilgotność względna - 65% \pm 10%

Cisnienie atmosfer. - 750 mm s.t. \pm 30mm s.t.

Błąd pomiaru w normalnych warunkach pracy nie przekracza \pm 50%. Jednakże dla większości lamp błąd nie przekracza \pm 30%.

POOR ORIGINAL

OCZEKIWANIA STANU BADAŃ JĄDROWYCH W POLSCE Z ZACHODU

Część II: Nucleonika, prill 1957

Badania w dziedzinie energii jądrowej są dla Polski sprawą z jednej strony bardzo starą, z drugiej zaś - zupełnie nową. Bardzo starą, ponieważ Maria Skłodowska-Curie była w pewnym sensie pierwszym pracownikiem w tej dziedzinie, nową zaś ponieważ dopiero od 1955 roku został podjęty pośpieszny rozwój badań nad energią atomową, na szerokim froncie.

Aż do 1954 r. badania jądrowe i zastosowania energii jądrowej nie były uważane w Polsce za pilne sprawy o znaczeniu państwowym. W samej rzeczy Andrzej Sołtana stworzył w Instytucie Fizyki Doświadczalnej zespół badań jądrowych. Instytut ten został stworzony przed wojną pod kierownictwem Stefana Piętkowskiego. Jego powojenna praca została wzmocniona przez stworzenie Instytutu Fizyki Teoretycznej, pod kierownictwem Leopolda Infelda i Wojciecha Rubinowicza. W 1953 r. stworzono Instytut Fizyki Polskiej Akademii Nauk. W tym samym roku odkryty został przez Mariana Danysza i Jerzego Pnińskiego - nowy typ wzbudzenia jądra - związany hyperon.

Tym nie mniej, panowało przekonanie, że Polska nie jest wystarczająco przygotowana do rozwijania tak ambitnych zamierzeń, że inne zadania, takie jak uprzemysłowienie, są znacznie pilniejsze. Aż do tego czasu badacze jądrowi w Polsce mieli do dyspozycji tylko akcelerator typu Greinachera w Warszawie, dający 1 MeV. W 1954 r. pod kierownictwem Bronisława Burasa podjęto wstępne prace nad budową polskiego reaktora na naturalnym uranie z moderatorem grafitowym.

W 1955 r. praca w dziedzinie jądrowej zaczęła nabierać rozpędu. Stało się to dzięki dwu głównym czynnikom. Przede wszystkim, 17 stycznia 1955 r. ZSRR ogłosił, że pięć krajów, z których odpowiadającego czasu otrzymywał materiały atomowe, a mianowicie Chiny, Czechosłowacja, Niemcy Wschodnie, Polska i Rumunia, uzyskują pomoc naukową i techniczną, która umożliwi im po raz pierwszy poważnie zająć się badaniami jądrowymi. Pomoc miała obejmować reaktor doświadczalny, cyklotron, izotopy promieniotwórcze oraz ułatwienie w kształceniu naukowców i techników w zakładach ZSRR. Drugim czynnikiem była konferencja genewska w sierpniu, która posłużyła jako dalszy bodziec do rozwinięcia programu energii atomowej i do zainteresowania nim opinii publicznej.

Entuzjazm i nastrój spowodowany przez spotkanie genewskie oraz przyrzeczenie wyposażenia wywołały zmianę w sytuacji i tempie rozwoju fizyki jądrowej w Polsce. Przejawiły się one w stworzeniu pewnej liczby nowych organizacji - zarówno akademickich jak i państwowych - które miały się zająć tym rozwojem.

- 5 -

Ze strony Państwa został stworzony urząd Pełnomocnika Rządu do Spraw Pokojowego Wykorzystania Energii Jądrowej; funkcję tę pełni obecnie Wilhelm Billig. Ma on na celu wytyczenie długoterminowych planów rozwoju kraju w tej dziedzinie oraz koordynację okresowych planów rozwoju kraju w tej dziedzinie oraz doradzość w pracach różnych ministerstw. Pełnomocnik ma organ doradczy w postaci Państwowej Rady Pokojowego Wykorzystania Energii Jądrowej. Przy Prezydium Akademii Nauk powstał Komitet do Spraw Pokojowego Wykorzystania Energii Jądrowej, pod kierownictwem prof. Infelda, w celu planowania i koordynacji badań jądrowych, do pracy w tym celu planowania i koordynacji oraz do wydawania nowego kwartalnika - "Nucleonika". Ze strony akademickiej, przy Polskiej Akademii Nauk powstał Instytut Badań Jądrowych, pod kierownictwem Sołtana. Jest to obecnie główny ośrodek pracy nad temi zagadnieniami w Polsce. Jest on odpowiedzialny za poszukiwania na szeroką skalę w zakresie technologii i fizyki reaktorów, produkcji izotopów na szeroką skalę, planowanie instrumentów jądrowych badań nad biologicznymi efektami promieniowania i pewnymi pracami lekarskimi. Instytut składa się z dwu głównych ośrodków: są to dwa ośrodki badań jądrowych w Warszawie i w Krakowie.

Centralny polski ośrodek Badań Jądrowych w Warszawie jest spadkobiercą 1) badawczych dwóch laboratoriów stożkowych - jednego pod kierunkiem Sołtana, drugiego pod kierunkiem Burasa. Został właśnie niedawno zbudowany Van de Graaff na 4 MeV, pierwszy akcelerator zbudowany po wojnie w całości w Polsce. Nowy ośrodek dla tego "małego Brookhaven" jest budowany w Swierku pod Warszawą, gdzie rozpoczęła budowę w kwietniu 1956 r. a pierwsze laboratoria mają być uruchomione w tym roku. Tutaj jest wnoszony reaktor doświadczalny dostarczony przez ZSRR. Będzie to spawalniczy i ochłodzony wodą termiczny reaktor typu jamy o mocy 2 MW na 10% wzbogacony paliwie uranowym. Dostarczy on średniego strumienia termicznych neutronów 10^{13} . Takie same reaktory buduje Rosja dla kilku krajów wschodnio-europejskich. Reaktor będzie użyty do prac doświadczalnych w zakresie fizyki jądrowej, chemii i biologii. Budowa jest dobrze sfinansowana i ustalona data rozpoczęcia pracy jest ustalona na wrzesień 1957 r.

Także w Swierku, grupa pod kierownictwem Juliusza Kellera rozpoczęła budowę akceleratora liniowego na 10 MeV, która ma być zakończona do 1958 r. Urządzenie to, które ma najpierw pracować samodzielnie, zostanie później związane do obecnie projektowanego większego akceleratora.

Ośrodek Badań Jądrowych w Krakowie pod kierownictwem Henryka Niewodniczańskiego, specjalizuje się wyłącznie w fizyce jądrowej. Ośrodek ten jest następcą Krakowskiego Laboratorium Fizyki Jądrowej Instytutu Polskiej Akademii Nauk. Ośrodek pracuje głównie w dziedzinie reakcji foto-jądrowych i zaoferował się w podobnym urządzeniu do badania magnetycznego rezonansu jądrowego, w duży spektrometr na licznikach scyntylacyjnych, a aparat Van de Graaffa na 800 keV zbudowany w czerwcu ubiegłego

1) wysiłków

POOR ORIGINAL

- 6 -

roku. Ośrodek posiada także cyklotron na 3,5 MeV zaprojektowany i zbudowany w grudniu ub. roku przez polski zespół.

Podobnie jak bratni ośrodek w Warszawie, także i ośrodek krakowski buduje sobie nowe pomieszczenie w Bronowicach koło Krakowa. Budowa rozpoczęła się późno w 1955 r. i obejmuje budynki mające pomieścić pracownie inżynierskie, elektrotechniczne i radiacyjne, a ukończenie budowy jest planowane na koniec tego roku. Tutaj zostanie zainstalowany cyklotron 12,5 MeV otrzymany z Rosji. Otrzymuje się obecnie jego część, a uruchomienie jego przewiduje się na koniec tego roku.

W polskich złożach fosforytów i granitów znajduje się trochę uranu i toru. Jednakże, Minister Billig oświadczył w grudniu ub. roku, że "Polsce brak niezbędnej wiedzy i środków aby skutecznie przetwarzać rudę uranową i dlatego zgodziliśmy się sprzedać ZSRR całą wydobywaną polską rudę uranową". Cenę płaconą przez ZSRR za rudę lub koncentraty będą, jak oświadczył wyżej obowiązujące ceny na rynku światowym. W tym samym czasie ujawnił on, że "w Moskwie podjęto rokowania mające na celu poważne redukcje cen podanych przez ZSRR za wyposażenie i instalowane obecnie w ośrodkach jądrowych w Warszawie i Krakowie" - chodzi tu o reaktor doświadczalny i duży cyklotron.

Krajowa produkcja metalicznego uranu oddaliła się więc o parę lat i każdy bliższy program energii jądrowej będzie wymagał importu paliwa.

Być albo nie być dla energii jądrowej. Kwestia ta była w ubiegłym roku dyskutowana między innymi przez naukowców, ekonomistów i inżynierów energetyków. Zagadnienie nie jest palące już teraz, dzięki ogromnym zapasom węgla kamiennego i brunatnego w Polsce. Z drugiej strony, zagraniczne zapotrzebowanie na polski węgiel czyniłoby opłacalną produkcję pewnej ilości energii i ciepła z paliw jądrowych, pozostawiając w ten sposób wielkie ilości węgla na eksport. W tych warunkach - biorąc pod uwagę korzystne ceny eksportowe węgla - energia jądrowa mogła być opłacalna.

Patrząc jednak 20 lat naprzód, energia jądrowa staje się koniecznością. Polska, która produkowała 9 mln kWh w 1950r. i 18 mln kWh w 1955r. będzie potrzebowała 30 mln w 1960r. i aż 140 mln w 1975r. Takiego wzrostu spożycia nie da się uzyskać przy pomocy samego węgla.

Wiosną 1956 r. utworzono w Instytucie Badań Jądrowych zespół fizyków i inżynierów energetyków do studiowania planów ewentualnej elektrowni jądrowej. W maju zwołano konferencję na ten temat ale nie wyraziła ona pozytywnych zaleceń. Podczas spotkania Minister Billig oświadczył, że dyskutowano plan budowy przemysłowego obiektu jądrowego ale Polska wstrzyma się z decyzją aż do okresu po 1960r. ponieważ brak jest

przemysł jest nieprzygotowany i obecnie nie można postawić jasnej decyzji o najlepszym typie obiektu. Inne przyczyny mogłyby być następujące. Koszty inwestycyjne elektrowni ogrzewanej węglem są wciąż jeszcze znacznie mniejsze niż jądrowej. Polska elektrownia jądrowa mogła być budowana zaraz z myślą o ukończeniu jej w 1960 r. tylko wtedy gdyby była możliwa pomoc rosyjska. ZSRR nie może obecnie udzielić dalszej pomocy, ponieważ przyrzekł obiekty energetyczne Czechosłowacji, Niemcom Wschodnim, Węgrom i Chinom, a jednocześnie sam ma bardzo poważny program.

W każdym razie, opublikowane dyrektywy na pięcioletni plan 1956-1960 wzywają naukowców w kraju do "prowadzenia badań w zakresie sposobów uzyskiwania energii elektrycznej przy pomocy reaktorów jądrowych" i do "opracowania technologii i przygotowanie produkcji metalicznego uranu i koniecznych do tego materiałów chemicznych" i napęd.

Te same dyrektywy wzywają jednak do "zastosowania energii atomowej do napędu statków". Polska jest największym po ZSRR producentem statków w bloku sowieckim. W 1960 r. będzie wodować 200.000 ton rocznie. Największymi budowanymi dotąd statkami są motorowe 10-tysięczniki dla służby na Dalekim Wschodzie, planuje się jednak budowę 18-tys. tankowców. Wydaje się więc że Polska jest odpowiedzialnym krajem do specjalizowania się w napędzie jądrowym dla statków handlowych, który w ZSRR jest już uważany za bardziej ekonomiczny, niż konwencjonalne źródła energii. Instytut Badań Jądrowych wraz z Instytutem Morskim i z Centralnym Biurem Konstrukcji Statków, studiuje już ekonomiczną stronę zagadnienia.

Najpoważniejszym problemem stojącym przed polską pr. gramem jądrowym jest kształcenie personelu naukowego i technicznego. Chociaż w Instytucie Badań Jądrowych pracuje już 400 naukowców i techników, to jednak istnieje niesłabnące zapotrzebowanie na bardziej wyszkolony personel. Opracowuje się poważny plan kształcenia studentów w inżynierii jądrowej. Będzie się ono odbywać na uniwersytetach i politechnikach. Dwa ośrodki badawcze ogranicza się do organizowania krótkich kursów stosowania izotopów promieniotwórczych i nie będą w inny sposób służyć jako instytucje kształcące.

Na uniwersytetach w Warszawie i Krakowie będzie wykładowa fizyka jądrowa a na Politechnikach w Warszawie i we Wrocławiu - chemia jądrowa i inżynierska energetyka jądrowa.

Niektórzy polscy naukowcy i technicy kształcą się w radzieckich ośrodkach jądrowych i to zarówno w obsłudze reaktorów jak i w teorii i planowaniu. Polska jest członkiem Zjednoczonego Instytutu Badań Jądrowych w Dubnie koło Moskwy - Marian Danysz jest w samej rzeczy jednym z zastępców dyrektora. Przynależność ta daje krajowi dostęp do największych, najbardziej nowoczesnych przyrządów

POOR ORIGINAL

- 8 -

dów badawczych. Planuje się także wystanie Polskich naukowców i inżynierów na kształcenie do Stanów Zjednoczonych, Anglii i Francji oraz zaproszenie do Polski inżynierów brytyjskich, francuskich, radzieckich i amerykańskich. Poza "Nukleoniką" ukazują się jeszcze trzy czasopisma poświęcone fizyce i zagadnieniom jądrowym. Dwa z nich są publikowane w językach zachodnio-europejskich. Oparte na artykule napisanym specjalnie dla "Nucleonics" przez Bronisława Burasa, wybitnego naukowca pracującego w polskim programie jądrowym. Sprawozdanie to zawiera także materiały z licznych innych źródeł.

- 9 -

O ENERGII JĄDROWEJ W SZWECJI

Rozwój przemysłu w Szwecji jest limitowany rozwojem produkcji energii. Szwedzka sytuacja energetyczna jest jedyną w Europie, której polepszenie w tak wielkim stopniu zależy od rozwoju energetyki jądrowej. Szwecja praktycznie nie posiada węgla i ropy naftowej, posiada tylko nieekonomiczne złoża oleju skalnego i torfu, a jej potencjał hydroenergetyczny jest już praktycznie całkowicie wykorzystany. Zapotrzebowanie na paliwo w porównaniu z rokiem 1938/39 wzrosło dwukrotnie i obecnie wynosi w przeliczeniu na głowę ludności - 4 tony węgla. Zużycie energii w r. 1955 w Szwecji było równoważne 24 mln. ton węgla, z czego tylko 27% pokryły własne źródła energetyczne. 73% pokrył import węgla, koksu i ropy, który stanowił 16,5% ogólnego importu Szwecji, i wynosił 85 mln. t. Jeżeli wyjdzie się z rocznego wzrostu zużycia energii na przestrzeni lat 1945/55 równego 5% w stosunku rocznym, to w 1975r. zapotrzebowanie na energię będzie równoważne 52 mln. ton węgla, z czego 12,5% zostanie pokryta z własnych źródeł energetycznych. Z tego powodu w chwili obecnej w Szwecji dużo uwagi poświęca się rozwojowi energetyki jądrowej, zwłaszcza ze względu na posiadanie własnych surowców atomowych.

W 1947r. powołano w Szwecji do życia państwową instytucję "AB Atomenergi" o kapitale 2,8 mln. \$ w roku 1956, której zadaniem jest koordynacja prac związanych z rozwojem energetyki jądrowej. "AB Atomenergi" zatrudnia obecnie 750 pracowników, a jej budżet na rok bieżący zamka się sumą 3,5 mln. \$. Spółka ta do chwili obecnej uruchomiła w 1954 roku reaktor /R-1/ ciężko wodny w pomieszczeniach Wyższej Szkoły Technicznej w Sztokholmie. Rdzeń reaktora zawiera 3 tony U nat. /USA/ oraz 6 ton D₂O /Norwegia/. W stadium budowy jest Ośrodek badań jądrowych w Studsvik koło Sztokholmu. Zostanie on wyposażony w zakupiony w USA reaktor /R-2/ wysoko strumieniowy o mocy 30 MW. Reaktor ten typu basenowego na uranie wzbogaconym do 20% w U-235 będzie służył do badania materiałów. Jego budowa zostanie ukończona w 1959r. W ośrodku tym oddano już do użytku 3 MeV akcelerator Van de Graaffa. Podobny akcelerator o mocy 4 MeV uruchomiono w 1954r. w Wyższej Szkole Technicznej w Göteborgu. Wojskowa placówka badawcza posiada tego samego typu akcelerator ale o mocy 2 MeV. W Instytucie Fizyki Uniwersytetu w Lund kończy się budowę generatora 4 MeV.

Ponadto badania jądrowe są prowadzone na wielu Politechnikach i Uniwersytetach Szwecji. Wyższa Szkoła Techniczna w Sztokholmie na zlecenie "AB Atomenergi" zorganizowała periodyczny kurs roczny techniki reaktorowej. Na współpracę z zagranicą, w szczególności z Norwegią w r. 1956 wydano 0,5 mln. \$.

POOR ORIGINAL

.. 10 ..

Szwedzkie koła przemysłowe powołały specjalny komitet, którego celem jest opiniowanie planów budowy np. napędu do statków handlowych, elektrowni jądrowych, kopalń surowców atomowych i przemysłu jądrowego.

W końcu 1955r. opublikowano plan rozwoju energetyki jądrowej w Szwecji. Do roku 1960 zostanie zbudowana elektrownia jądrowa /R-3/ co celów ogrzewalnictwa ponad 12 tys. mieszkań w Västerås. Moc cieplna elektrowni wynosi 75MW, a jej koszt wyniesie 7,5 mln. \$. Reaktor będzie na uranie naturalnym /8 ton/ i ciężkiej wodzie /17 ton/ jako moderatorze i ochłodziciel.

Druga elektrownia /R-4/ o mocy 90 MW produkująca parę technologiczną dla przemysłu zostanie uruchomiona też w r.1960. Reaktor jej zawierać będzie 10 ton uranu naturalnego i 20 ton ciężkiej wody. Trzecia elektrownia /R-5/ o mocy cieplnej 71 MW i 13 MW elektrycznej zostanie zbudowana w roku 1962. W rok później zostanie uruchomiona elektrownia /R-6/ o 100 MW mocy cieplnej, kosztem 6 mln. \$. Czwarta elektrownia /R-7/, która zostanie uruchomiona w r.1965 będzie miała 75 MW mocy elektrycznej. Zawierać ona będzie reaktor o zawartości 14 ton uranu nat. i 38 ton D₂O. Budowa ostatniej, największej elektrowni /R-8/ o mocy 300 MW elektrycznej zostanie ukończona najpóźniej w roku 1967. Po roku tym przewiduje się budowę elektrowni wyposażonej w szybki reaktor powielający, na plutonie. W związku z tym opracowuje się projekt budowy układu regeneracji paliwa przy Ośrodku badań jądrowych w Studsvik.

Program rozwoju energetyki jądrowej w Szwecji przewiduje, że w roku 1965 moc zainstalowana w elektrowniach jądrowych wyniesie 1500 MW ciepła co pozwoli zaoszczędzić 100 tys. ton węgla; w 1975r. - 6000 MW elektr. co pozwoli zaoszczędzić 3 mln. ton węgla; a w r.1980 - 12 tys. MW == oszczędności 8 mln. ton węgla.

Z przybliżonej oceny kosztów produkcji energii jądrowej w Szwecji wynika, że koszt produkcji 1 kWh w pierwszych elektrowniach będzie rzędu 2 ere == 4 mills/kWh.

Podstawowym surowcem uranowym Szwecji są łupki uranonośne, których zapasy oblicza się na 6 mld. ton rudy o średniej zawartości 200 g U₃O₈/tonę rudy. Zapas ten jest w przybliżeniu równy 1 mln. ton uranu metalicznego. W przypadku spalania go w reaktorze powielającym ilość ta jest równoważna 2000 miliardów ton węgla, tj. 5.10¹³ kWh. Zapasy uranu są praktycznie nie do wyczerpania. Problemem nie rozwiązany dotychczas jest opracowanie taniego procesu ekstrakcji uranu z tej niskoprocetowej rudy. W chwili obecnej w Szwecji jest czynny w Kvarntorp zakład produkcji koncentratu uranu o wydajności 5 ton metalu/rok. "ÅB Atomenergi" koło Stenstevpp buduje zakład ekstrakcji uranu o wydajności 100 ton metalu. W Sztokholmie czynny jest zakład rafinacji koncentratu o mocy produkcyjnej 20 ton/rok. A budowie jest fabryka uranu metalicznego i elementów paliwowych

.. 11 ..

grafitu oraz wody ciężkiej.

Planowane zapotrzebowanie na uran dla elektrowni jądrowych oplicza się dla lat 60-tych na około 100 ton rocznie.

Mimo szerokiego frontu prac na polu przemysłu jądrowego dopiero w roku 1960 przewiduje się powołanie ministerstwa do spraw energii jądrowej. W chwili obecnej sprawami "jądrowymi" zajmują się różne ministerstwa, np. Ministerstwo Handlu - eksploatacją rudy uranowej, sprawą ochrony radiologicznej - Ministerstwo Spraw Wewnętrznych, koordynacją badań jądrowych - Ministerstwo Kultury i Wychowania, kontaktami z zagranicą zajmuje się Ministerstwo Spraw Zagranicznych. W celu koordynacji wysiłków powołano w 1957 r. pięcio osobową Komisję energii atomowej podległą Ministerstwu Handlu. Komisja ta jest także organem doradczym rządu. Pierwszym krokiem Komisji było wniesienie na rząd projektu uchwały o nacjonalizacji przemysłu jądrowego, co wywołało burzę protestów ze strony wielkiego przemysłu. Niektóre firmy, jak Asea nawet groziły przeniesieniem swych oddziałów badawczych zagranicę. /Asea ma urządzenia produkcyjne i wyszkolonych specjalistów, których brak rządowi/. W chwili obecnej znaleziono kompromisowe wyjście: ustawa atomowa podporządkowuje budowę i eksploatację wszystkich reaktorów licencjom rządowym. "Produkcja paliwa należy wyłącznie do "ÅB Atomenergi". Materiały reaktorowe, tj. D₂O i cyrkon produkuje ÅBÅ. / Opracowano wg: Atomnaja Energia, 2, 92-93, /1957/; Atomwirtschaft, 1, 9, /1956/; Engineering, 179, /4655/, 462, 7, 1957/; Nucleonics, 14, /1/, 15, /1956/; 14, /1956/.

POOR ORIGINAL

- 12 -

O ENERGII JADROWEJ WE WŁOSZECH

RZYM - W połowie lata 1956r. włoska opinia publiczna poraz pierwszy zwróciła uwagę na zagadnienie wykorzystania energii jądrowej w kraju. Dwa głośne wydarzenia uświadomiły całemu krajowi zasadnicze różnice jakie istnieją między czynnikami odpowiedzialnymi za politykę państwową w dziedzinie energii atomowej.

Najpierw nastąpiła niespodziewana rezygnacja prof. Francesco Giordani ze stanowiska przewodniczącego Narodowego Komitetu Badań Jądrowych /CNRN/. Nastąpiło to w kilka dni po sławnej bitwie między Giordani i senatorem Guglielmone - rzecznikiem wielkich koncernów elektrycznych i finansowych, na pierwszej sesji Międzynarodowego Kongresu Jądrowego, który odbył się w Rzymie w pierwszych dniach lipca. Kontrowersja była wynikiem zasadniczej różnicy poglądów na obowiązki państwa wobec rozwoju energii jądrowej, i osiągnęła taki stopień nasilenia, że zgromadzenie, na którym obecny był najwyższy dostojnik państwa, musiało zostać gwałtownie przerwane.

Następnym wydarzeniem był list do prasy podpisany przez większość czołowych włoskich uczonych z dziedziny badań jądrowych. Wołano w nim na alarm, że względu na znikomość sum jakie Włochy przeznaczyły na rozwiązanie problemów jądrowych. Był to protest przeciwko zacofaniu kraju w wiedzy jądrowej i apel do działania zanim będzie zapóźno nadrobić czas stracony.

Aby zrozumieć cały problem należy zwrócić uwagę na organizację działalności jądrowej. Zadanie otrzymanie praktycznych wyników w rządowej polityce w dziedzinie nukleoniki zostało powierzone CNRN powstałemu w 1952r. z siedzibą w Rzymie. W zastosowaniach przemysłowych organizacja ta współpracuje z Ośrodkiem Informacji Badań i Doświadczeń Jądrowych /CISE/ założonym w Mediolanie w 1946 roku jako przedsiębiorstwo przez fizyków i zreorganizowanym w tym roku na przedsiębiorstwo w połowie prywatne i w połowie państwowe. W badaniach podstawowych CNRN opiera się o Narodowy Instytut Fizyki Jądrowej /INFN/ z siedzibą w Rzymie i o pięć sekcji Instytutów Fizycznych, Uniwersytetów w Rzymie, Mediolanie, Turynie, Pizie i Padwie.

W ciągu 4 lat swego istnienia CNRN otrzymał łącznie zaledwie 5 mln. \$. Liczbę tę należy trwać pod uwagę chwalcąc wyniki otrzymane w tym okresie; synchrotron na 1 BeV został zaprojektowany przez sekcję INFN w Pizie, budowę rozpoczęto w tym roku we Frascati, i zacznie on pracować w ciągu dwu lat jako jeden z najpotężniejszych w Europie. 100 MeV synchrotron buduje się w Turynie.

Do badań stosowanych CNRN zaproponował budowę reaktora doświadczelnego, który pozwoliłby na wyszkolenie załogi i badania materiałów chemicznych zachodzących pod wpływem promieniowania. CISE miał zaprojektować i wybudować 10 MW reaktor na naturalny uran i D₂O;

- 13 -

plany te zarzucono po zawarciu porozumienia z USA a misja CNRN pod kierownictwem samego Giordani zakupiła CP-5 w USA w firmie ACP - Industries. Reaktor ten ma zostać zmontowany koło Ispry na wschodnim brzegu Lago-Maggiore. Przewiduje się, że po rozpoczęciu pracy w bieżącym roku będzie on służył do szkolenia załogi i do produkcji izotopów promieniotwórczych. Reaktor ten pozwoli także na sprawdzenie obliczeń elektrowni jądrowej.

CSIE uruchomiło doświadczalny zakład, produkujący 5 ton uranu metalicznego rocznie z uranianu-amonu. Współpracując z koncernem Montecatini zaprojektowano fabrykę ciężkiej wody metodą destylacji, przy czym jako źródło ciepła użyto parę z gorących źródeł w Lardarello w Toscani. Zaprojektowano także inny typ fabryki, produkujący 1 tonę D₂O wstępnie zażęzonej.

To jest wszystko co zrealizowano lub też realizuje się w dziedzinie energii atomowej we Włoszech. Jest to napewno bardzo niewiele, szczególnie w porównaniu z innymi krajami.

Główna odpowiedzialność za ten stan spoczywa na rządzie, którego beczynność, wbrew wszelkim dopuszczalnym granicom, przekroczyła wszelkie dopuszczalne granice, zwłaszcza jeżeli się uwzględni osiągnięcia ostatnich lat w dziedzinie wykorzystania energii jądrowej i znaczenie jakie energia jądrowa może mieć w kraju takim jak Włochy. Już obecnie stojącym wobec poważnego braku energii /wzrostu wydajności / w ciągu 20 lat przyrost mocy cieplnej musi wynosić przynajmniej 50 mld. kWh rocznie i to przy obecnym niemal całkowitym wyczerpaniu zasobów hydro-energetycznych.

Ta przedłużająca się bezwładność rządu nie może być wytłumaczona tylko nieprzygotowaniem włoskich kół politycznych do zajmowania się zagadnieniami jądrowymi. Trzeba ją rozpatrywać także jako wynik nacisku wywieranego na rząd włoski. Z jednej strony naukowcy włoscy żądali nie tylko odpowiedniej pomocy dla CNRN ale również jasnego określenia zadań tej organizacji oraz ustalenie granic i stosunków między inicjatywą prywatną i publiczną na tym polu. Z drugiej strony wielkie przemysłowe ugrupowanie północnych Włoch uważały za niepożądane rządowe kierownictwo programem; bezpośrednio po konferencji genewskiej rozpoczęły ona agitację na rzecz ambitnego programu kierowanego przez przemysł, obejmującego cały szereg elektrowni jądrowych oraz za nawiązaniem bezpośrednich kontaktów z obcymi krajami dla wprowadzenia tego programu w życie. Przemysłowcy chcą zarezerwować dla siebie wszystkie przemysłowe zastosowania energii jądrowej; naukowcy żądają aby państwo również zbudowało kilka przemysłowych zakładów jądrowych. Czołowe dzienniki głoszą nieudolność rządu i jego organów w realizacji narodowego programu jądrowego i wypowiadają się za ustawą ograniczającą działalność rządu do badań i importu niezbędnych materiałów.

POOR ORIGINAL

.. 14 ..

Konflikt był ostrzejszy we Włoszech niż w innych krajach ponieważ istnienie zakładów państwowych może wprowadzić konkurencję cen w dziedzinach, które dotąd były całkowicie kontrolowane przez kilka działających w ścisłym porozumieniu, ugrupowań przemysłowych.

Pod wpływem tych sprzecznych stanowisk rząd nie umiał zająć zdecydowanego stanowiska. Dopiero teraz po wstrząsie, który nastąpił w opinii publicznej wskutek kryzysu w CNRN rząd zdał sobie sprawę, że trzeba zerwać z odkładaniem decyzji.

Pierwsze decyzje podjęte w trakcie burzy rozważanej przez rezygnację prof. Giordani, dotyczą CNRN. Nareszcie przyznano 6 mln. \$ koniecznych dla realizacji pierwszego etapu planów. Suma ta umożliwi zakończenie synchrotronu w Frascati i zmontowanie CP-5 w Ispra. Ponadto premier Segui przedstawił projekt planu 5 letniego CNRN na posiedzeniu gabinetu. Plan ten przewiduje wydatkowanie 165 mln. \$ w okresie od 1957-1961 na zakup zagranicą lub na budowę we Włoszech trzech reaktorów: MTR, reaktora do produkcji plutonu i reaktora energetycznego na wyposażenie ośrodka Ispra w duże laboratorium badawcze i na budowę narodowego laboratorium badań jądrowych w Frascati. Plan przewiduje także teoretyczne i praktyczne kursy szkolenia 200-300 inżynierów jądrowych rocznie oraz poszukiwania geologiczne uranu i toru. Z 3,5 mln. \$ wydatkowanych rocznie - 2,8 mln. \$ ma być przeznaczony na badania nad zastosowaniem przemysłowym, a 0,7 mln. \$ na badania podstawowe /z tego 210 tys. \$ stanowi udział Włoch w CERN/.

Komitet rządowy, złożony z trzech ministrów, w tym ministra przemysłu i robót publicznych, będzie miał za zadanie opracowanie nowej ustawy o energii jądrowej. Obowiązujące dotąd ustawy będą zmienione gdyż przewidują one niedostateczną lub niedmierną kontrolę państwa. Rozpatrywany obecnie kierunek przemysłowego zastosowania energii jądrowej zdaje się popierać system stosowany w gospodarce wodno-energetycznej, gdzie prywatne przedsiębiorstwa wykonują projekty na podstawie umów zawieranych z rządem.

Stanowisko to spotka się zapewne ze znacznym oporem ze strony wielkich koncernów przemysłowych gdyż ich życzenia daleko przekraczały projektowane rozwiązania. Jednakże dobrze poinformowane źródła doniosły ostatnio, że ustawa, która ma być przedłożona parlamentowi pokrywa się z życzeniami przemysłu. Ustawa ta, zezwalając na istnienie prywatnych przedsiębiorstw jądrowych pod kontrolą państwa, czyni z CNRN państwowe ciało doradcze nie dając mu równocześnie możliwości tworzenia przedsiębiorstw przemysłowej eksploatacji energii jądrowej. Zapowiada się gwałtowna i długotrwała walka polityczna nad proponowaną ustawą.

Misja kierowana przez prof. Edoardo Amaldi z CNRN w Waszyngtonie starała się o reaktor MTR, dwa reaktory energetyczne 150 MW /elektr./ każdy oraz 2000 kg U-235.

5

W planach energetycznych zainteresowane są syndykaty SELNI i SORIN oraz Societa Edison w Mediolanie. /Nucleonics, 14/10/, R9-R10, /1956/.

FIAT i MONTECATINI dwie największe potęgi przemysłowe Włoch, podpisały porozumienie o szerokiej współpracy w dziedzinie nukleoniki. W tym celu stworzono nowe towarzystwo SORIN z kapitałem początkowym 160 tys. \$, który może wzrosnąć do 1,6 mln. \$. Siedziba towarzystwa znajduje się w Mediolanie. Celem towarzystwa jest udoskonalenie wyposażenia i uruchomienia zakładów dla przemysłowego wykorzystania energii jądrowej. Projektuje ono powołanie ośrodków badawczych i szkoleniowych oraz budowę elektrowni jądrowych. Według doniesień prasy włoskiej pierwszym krokiem towarzystwa będzie uruchomienie 3 MW-owego reaktora, który jest darem prezydenta Eisenhower'a dla uczczenia pamięci Enrico Fermi. Reaktor ten będzie używany do badań i produkcji izotopów promieniotwórczych. Kierownik SELNI - syndykatu założonego przez czołowe włoskie Towarzystwo Energetyczne, powrócił właśnie z miesięcznej podróży po ośrodkach badawczych USAEC i po przeprowadzeniu rozmów z amerykańskimi grupami przemysłowymi i komunalnymi oświadczył, że w pobliżu Ispry projektuje się budowę doświadczalnej elektrowni jądrowej. Będą tu również przeniesione zakłady metalurgiczne zbudowane dla CNRN.

Praca nad synchrotronem na 1 BeV, najpotężniejszym w Europie /kosztuje 1,6 mln. \$/ jest już bardzo zaawansowana, a wszystkie części składowe mają być ukończone do sierpnia przyszłego roku. Firmy włoskie produkują elektromagnes, zasilanie elektromagnesu, stację wysokiego napięcia i źródło jonów oraz urządzenia i obwody pomiarowe i kontrolne. W 1956-1957 na Uniwersytecie Rzymskim po raz pierwszy prowadzony będzie kurs techniki reaktorowej dla przynajmniej 300 studentów.

W Mediolanie istnieje kilka zaawansowanych kursów. Około 100 inżynierów rocznie bierze udział w trzech kursach prowadzonych w Laboratoriach EISE, oraz w Instytucie Fizyki Doświadczalnej. Dwa kursy doświadczalne dla inżynierów techniki reaktorowej odbywają się na Politechnice. Na wydziale inżynierskim Uniwersytetu Mediolańskiego prowadzone są dwa kursy, jeden z tych kursów przeznaczony jest dla absolwentów i szkoli w fizyce stosowanej, drugi obejmuje praktyczne zastosowanie izotopów. W ciągu ostatnich 6 miesięcy ilość miejsc na kursach wzrosła do 135 i nadal nie pokrywa to zapotrzebowania. Przedsiębiorstwa przysyłają swoich pracowników i placą za ich szkolenie.

Na pierwszym rzymskim kongresie energii jądrowej, który odbył się w czerwcu 1956, omówiono dokładnie zgadnienie państwowej względnie przemysłowej kontroli nad energią jądrową i powzięto wnioski, że najbardziej korzystnym wyjściem jest pozwolić na rozwój prywatnych przedsiębiorstw pod kontrolą państwową według wzoru USA.

POOR ORIGINAL

15

liczbę Włochów przeszkolonych w dziedzinie energii jądrowej ocenia się na 2500 osób, wliczając w to przemysł państwowy, prywatny i uniwersytety. Włoska produkcja uranu została uznana za niezbyt "świetną" przy światowej produkcji uranu metalicznego - 15000 ton w latach 1950-1955, - Włochy wyprodukowały 130 kg, przy czym liczba ta obejmuje 25 kg azotanu otrzymanego w latach 1943-1946 z kopalni koło Cuneo. Wiadomo jednakże, że rudy uranowe występują w Piemencie, Kalabrii i Sardynii, a niektóre piaski nadmorskie zawierają cyrkon i tor. Dotychczas systematyczne poszukiwania prowadzono tylko w niektórych okolicach /wydatki na prace poszukiwawcze w latach 1946-1955 nie przekroczyły 500 tys. \$./Nucleonics, 14, /9, /36, /1956//.

RZĄD WŁOSKI postanowił, że dwie wielkie rządowe grupy przemysłowe - IRI i ENI zbudują wspólnie 150 MW elektrownię jądrową na południu Włoch, a Edisonvolta S.p.A. w Mediolanie, filia Societa Edison, największego włoskiego przedsiębiorstwa elektrycznego do starej elektrowni jądrowej zamówiła "dokładny duplikat" reaktora wodnego pod ciśnieniem, jaki Westinghouse buduje dla Yankee Atomic Electric w Rowe, Mass. Ta 134 MW elektrownia będzie kosztować 34 mln. \$ /AEC dopłaca do niej 5 mln. \$ na badania związane z jej ulepszeniem. Koszt reaktora włoskiego będzie podobny, chociaż "koszty są raczej różne we Włoszech i w Massachusetts". Rozpatrzenie się zastosowanie przez czwarczą opalanego ropą. Oczekuje się uruchomienia elektrowni wkrótce po uruchomieniu zakładu Yankee, ma to nastąpić w 1962 roku. Odbiorcą energii elektrycznej będzie "Finelettrica", tożsamość energetyczne, finansowane przez IRI. Paliwo będzie importowane z Anglii lub z USA. Obie grupy przemysłowe powołają przedsiębiorstwo poszukiwania rud uranowych celem zapewnienia w przyszłości dostaw krajowego paliwa. Wcześniej jeszcze ENI oznajmiło, że zamierza wyprodukować w najbliższych 4-6 latach 35 mln. \$ na rozwój badań jądrowych. Zdecydowano również o budowie Sycylijskiego Ośrodka Fizyki Jądrowej - przeznaczono na ten cel 250 tys. dolarów. /Nucleonics, 14/12/, R11, /1956//, 15, /1/, 21, /1957//.

- 17 -

O ENERGII JADROWEJ W JAPONII

Jest faktem, że rząd japoński przejął kierownictwo nad badaniami podstawowymi podczas gdy japoński przemysł kieruje rozwojem energetyki. Taki układ stosunków leży w tradycji silnego przemysłowego kierownictwa w Japonii. Japońskie "Forum" przemysłu jądrowego ogniskuje działalność przemysłu. Główny ster znajduje się w rękach wielkich kompanii, szczególnie wielkich zakładów, takich jak Tokyo Electric Power i Showa Electric w Fukuoka. Każde z tych przedsiębiorstw ma aktywną grupę badawczą, której celem jest jak najszybsze określenie jaki system energii jądrowej jest najlepiej dostosowany do warunków i ekonomiki Japonii.

Należy stwierdzić, że Japonia jest teraz zasobniejsza niż w 1954 lub 1955 r. Energia jądrowa stała się rzeczą oczywistą dla narodu japońskiego. Energia jądrowa stała się poważnym środkiem międzynarodowej współpracy i rokowań między Japonią i innymi krajami. Energia jądrowa jest potężnym politycznym czynnikiem ożywczym w japońskich kołach akademickich, przemysłowych i rządowych. Z chwilą wejścia w życie japońskiej ustawy o energii jądrowej /1 stycznia 1956 r./, działalność "jądrowa" jest organizowana szybko i efektywnie. Stworzono dużą bazę dla badań jądrowych i inżynierii reaktorowej. Obecna subtelna sytuacja polityczna w Japonii prawdopodobnie bardziej niż inne czynniki opóźni nieco rozwój przemysłowego wykorzystania energii jądrowej.

Przyszłe uprzemysłowienie Japonii, podobnie jak i obecnie będzie wprost proporcjonalne do dodatkowej energii, którą będzie można zainstalować i wykorzystać ekonomicznie. Obecna produkcja energii pracuje przy niezwykle wysokim współczynniku obciążenia. W pewnych przypadkach produkcja odbywa się poniżej optymalnego poziomu ekonomicznego, ponieważ nie ma czasu na systematyczną naprawę i wymianę urządzeń.

Prawdą jest, że 9 mln kW wykorzystywanej energii wodnej stanowi zaledwie 40% potencjału narodowego. Jednakże koszt budowy i eksploatacji wzrosłby znacznie jeżeli zostaną wykorzystane drugorzędne zbiorniki wodne. Gdzieś w nieustalonym jeszcze punkcie rosnącej krzywej kosztów, energia jądrowa stanie się porównywalna z energią wodną.

6 mln kW Japonia uzyskuje przez spalanie węgla, głównie krajowego, którego wydobyć wynosi ok. 50 mln. ton rocznie. Modernizacja metod kopalnictwa wyrównała w pewnym stopniu, wzrost kosztów produkcji węgla. Japońska energia jądrowa będzie początkowo napotykała na silną konkurencję japońskiego węgla, aczkolwiek posiada on wysoką zawartość popiołu. Jednakże na dalszą drogę przemysłową energia jądrowa przewyższy chemiczną wskutek ograniczonej rezerwy węglowych.

POOR ORIGINAL

18 -

Roczna produkcja około 0,5 mln ton/rok bryłek ropy pokrywa mniej niż 10% japońskich potrzeb, zatem ponad 90% surowej ropy należy importować aby zaspokoić zapotrzebowanie na paliwo dla stale rosnącej liczby silników spaliwowych. USA produkuje tyle ropy w ciągu jednego dnia co Japonia w ciągu trzech lat. Natomiast ludność Japonii wynosi ponad połowę ludności USA.

Powołano specjalną organizację do planowania i wprowadzenia w życie programu energii jądrowej w Japonii. Japońska ustawa o energii atomowej, która nabrała mocy prawnej w styczniu ub.r. zatwierdza następujące pięć organizacji.

Komitet Energii Atomowej, który podlega premierowi poprzez prezesa Matsutaro Shoriki, który jest ministrem stanu; członkowie - /dwóch stałych i dwóch zmiennych wyznaczonych przez premiera za zgodą obu izb parlamentu/. Ichiro Ishikawa - /prezes Rady Dyrektorów Atomowego Instytutu Badawczego/ - członek stały. Yoshio Fujioka - /poprzednio prof. fizyki Uniwersytetu w Tokyo/ - członek stały. Hideki Yukawa - /laureat Nobla i prof. Uniwersytetu w Kioto/ - członek zmienny, /w maju 1957 r. zrezygnował/. Hiromi Arisawa - /prof. ekonomii Uniwersytetu w Tokyo/ - członek zmienny.

Biuro Energii Atomowej - /agencja administracyjna pełniąca ogólne funkcje administracyjne, której dyrektorem jest Toshitake Sasaki/ dzieli się na trzy sekcje: sprawy ogólne, izotopy, administracja.

Instytut Badań Jądrowych - /finansowany przez rząd i przemysł/. Prezesem Rady Dyrektorów IJF jest Ichiro Ishikawa, Sakuji Komagata jest wiceprezesem /inż. elektryk, poprzednio dyrektor laboratorium elektrotechnicznego - Ministerstwa Handlu Międzynarodowego i Przemysłu - MITI/.

Parlamentarny Komitet do Spraw Energii Jądrowej, której prezesem jest Yasuhiro Nakasone /członek izby reprezentantów/.

Stowarzyszenie "Paliwa Jądrowego" - jest w trakcie tworzenia się - prezes jeszcze nie mianowany. Będzie odpowiedzialne za poszukiwanie, wydobycie, oczyszczanie i kontrolę surowców i paliwa jądrowego.

Ponadto działają następujące ważne ogniwa organizacji jądrowej:

Japońskie Przemysłowe "Forum" jądrowe - powstałe 1 marca 1956 r. jako organizacja prywatna około 300 przedsiębiorstw zainteresowanych w rozwoju energii jądrowej. Celem jego jest wymiana informacji i finansowanie badań. Członkowie prezydium: przewodniczący - Reinosuke Suga - prezes Rady Narodowej Tokyo Electric Power Company; wiceprzewodniczący - Kineo Jemura - V-prezes Federacji Organizacji Ekonomicznych, Adusshi Cya - prezes Komitetu Paliwowego Federacji Organizacji Ekonomicznych, Michisuke Sugi - prezes Izby Przemysłowo-Handlowej w Osaka; Dyrektorzy: Naritaro Okamatsu - dyrektor Japońskiej Izby Przemysłowo-Handlowej, Teizo Horikoshi, sekretarz Federacji

19

Organizacji Ekonomicznych, S. I. hi Matsune - dyrektor Federacji Przedsiębiorstw Elektrycznych, Seinosuke Hashimoto - dyrektor Instytutu Ekonomii Energii Elektrycznej; Sekretarz Generalny - Seinosuke Hashimoto, Wicedyrektor Instytutu Ekonomii Energii Elektrycznej.

Instytut Badań Jądrowych - niezależny wydział Uniwersytetu w Tokyo; dyrektor jego jest Seishi Kikuchi. Odkąd Uniwersytety państwowe otrzymują pewną pomoc na badania od rządu japońskiego, Instytut Badań Jądrowych jest finansowany prawie całkowicie przez rząd. Po pewnych początkowych trudnościach, w związku z obawą miejscowej ludności przed promieniowaniem jądrowym, do dobrze wyposażone laboratorium do podstawowych badań fizycznych, uruchomione zostało w Tanashi - około 25 mil od Tokyo. Buduje się tu obecnie 60 calowy cyklotron /względnie synchro cyklotron/. Najbardziej zaawansowane są plany synchrotronu elektronowego na 600 MeV. Istnieje pewne rozważania na temat 2 BeV - synchrotronu protonowego - ale jest to jeszcze daleka przyszłość. Laboratorium to jest niewątpliwie najlepiej wyposażone i najrozsądniej zorganizowane spośród wszystkich naukowych laboratoriów Japonii. Wyposażenie jest zupełnie najnowszego typu. Finansowanie nie jest problemem. Jedynym pilnym problemem pozostaje rozlokowanie załogi gdyż Tanashi jest tylko małą wioską.

Laboratorium jądrowe Uniwersytetu w Osaka. W czasie swego pobytu w Uniwersytecie Osaka, Kikuchi - obecny dyrektor Instytutu Badań Jądrowych zgromadził silną grupę fizyki doświadczalnej, która nadal pracuje aktywnie pod kierownictwem Tetsuo Wakatsuki. Cyklotron na 15 MeV - działa z dobrą zewnętrzną wiązką. Ciśnieniowy Van de Graaff /3 MeV/ był użyty do badań Sugimoto do badań nad korelacją kątową w czasie wzbudzenia elektrycznego jąder pod wpływem protonów. Betatron /20 MeV/ jest używany do wytwarzania promieni X do badań radiograficznych. Praca ta jest częścią ogólnego programu fizyki stosowanej realizowanego pod kierunkiem Tsunejiro Asada. Inne istotne badania w fizyce podstawowej rozwiązywane są przez Uniwersytet w Osaka. Chodzi tu o beta - spektroskopię o wysokiej zdolności rozdzielczej, spektrometrię mas oraz rentgeno-krystalografię pod kierunkiem prof. Watanabe.

K. Fushimi - rozwijał w ciągu ostatnich dwu lat technikę reaktorową w Japonii. Jego wysiłki dały w efekcie tłumaczenie kilku książek na japoński; między innymi Glasstone i Edlund'a. "Zarys teorii reaktorów jądrowych". Zgromadził on także jedną z najzdolniejszych grup młodych entuzjastów. Większość tych młodych ludzi rozmieszczona jest w różnych instytucjach Japonii.

Laboratorium Badań Jądrowych w Kioto - pod kierownictwem prof. Kimura - ukończono tu niedawno cyklotron /16 MeV/. Urządzenie to będzie użyte do doświadczeń fizycznych i do produkcji izotopów promieniotwórczych. Równoległe z pracą przy cyklotronie, niektórzy członkowie załogi

POOR ORIGINAL

- 20 -

wykonali badania nad opadami pyłów promieniotwórczych i nad promieniotwórczością ryb. Badania te były szczegółowo streszczone w publikacji *Research in the Effects and Influence of the Nuclear Bomb Test Explosions*. Mały zakład /28 tys. \$/ do produkcji D₂O metodą odparowywania - rozpoczął pracę z początkiem 1956 roku. Przybliżona cena D₂O wynosi około 100 \$/g, to znaczy około 2 razy tyle co cena handlowa w USA. Kilku młodszych członków załogi a mianowicie Sakae Shimizu i Dr Okada, rozpoczęło aktywną pracę nad reaktorem badawczym typu basenowego. Uniwersytet w Michigan udostępnił komplet fotokopii swego reaktora - Phenix Project, oraz budynków. Plany te są dużo bardziej skomplikowane niż Kyoto byłoby w stanie zrealizować, ale dają one doskonały punkt wyjścia dla ich badań.

Instytut Fizyki Podstawowej - Instytut ten znany jako Yukawa-Hall, jest czołową placówką Japonii, kierowaną przez Hidehi Yukawę - laureata Nobla w dziedzinie Fizyki. Wątpliwym jest czy jakieś istotne badanie teoretyczne tego Instytutu poświęcone będą stosowanej energii jądrowej. Jednakże odbyło się tu w maju 1956 r. sympozjum na temat reakcji termojądrowych.

Uniwersytet w Tokyo - Laboratorium jądrowe posiada Van de Graaff'a /3 MeV/ i cyklotron /4 MeV/. Oprócz tego prowadzi się prace z dziedziny fizyki podstawowej i stosowanej. Uniwersytet w Tokyo jest najwybitniejszą placówką szkoleniową w Japonii.

Laboratorium radiochemiczne - to dobrze wyposażone i ultranowoczesne laboratorium stanowi część szkoły chemicznej Uniwersytetu Shizuoka. Jest ono kierowane przez Takanobu Shiobawę - znany autorytet w dziedzinie rozdzielania i badania pyłów promieniotwórczych. W szczególności badał on dokładnie materiały z "Fukuryu Maru", łodzi rybackiej /"Szczęśliwy smok"/, która została pokryta pyłem po próbie bomby amerykańskiej. Jego bogato wyposażone laboratorium pracuje także nad bezwzględny oznaczaniem promieniotwórczości.

Meteorologiczny Instytut Badawczy. Instytucja ta posiada obfite wyposażenie do wykrywania promieniotwórczości deszczu, wody morskiej, powietrza i pyłu. Pod kierownictwem Yasuo Miyake, wykonywane są w sposób ciągły szczegółowe badania nad pyłami nisko-aktywnymi. Wykonano szczególnie badania amerykańskich, angielskich i rosyjskich prób i otrzymano oraz opublikowano wskazówki na temat miejsca prób.

Narodowy Instytut Badań Przemysłowych i Technologicznych w Nagoya. Opracował nową metodę produkcji cyrkonu. Kowalne kryształy cyrkonu otrzymuje się przez elektrolizę chlorku cyrkonu. Produkuje się cyrkon o czystości 99,3% czyli o 0,2% czystszy od obecnie produkowanego produktu w USA. Opracuje się plany produkcji przemysłowej przy pomocy nowej metody.

- 21 -

Inne Zakłady Badań Jądrowych są następujące: Uniwersytet Pedagogiczny w Tokyo posiada betatron 3-5 MeV, planowany jest większy betatron. Uniwersytet Technologiczny w Tokyo posiada synchrotron 40 MeV. Instytut Badań Naukowych w Tokyo posiada cyklotron 4 MeV i urządzenie do badania promieniowania kosmicznego.

Dwustronna umowa o badaniach między Japonią i USA została zawarta w 1955 r. W ramach tej umowy USA dostarczą roztworu siarczanu uranu zawierający 2 kg U-235 /w uranie wzbogaconym do 20%/. Ponadto Japonia stara się zawrzeć dodatkową umowę o uzyskanie 12 kg U-235 o stopniu wzbogacenia do 20% oraz otrzymanie 10 g plutonu, 10 g U-233 i 100 g U-235 o stopniu wzbogacenia 90%. W 1956 r. zawarto umowę między Instytutem Badań, a firmą North American Aviation Inc. o zakup 50 KW reaktora badawczego z wrzącą wodą zawierającego około 2 kg U-235.

Drugi reaktor badawczy, który będzie umieszczony na terenie powyższego instytutu będzie typu CP-5. Początkowo planowano, że będzie on na 100 KW /cieplnych/. Ostatnio podpisano z AFDM Atomies Inc. umowę o 10 MW reaktor, tak aby otrzymać maksymalny strumień neutronów 10¹⁴, co umożliwi zastosowanie reaktora do badań materiałowych. Instytut spodziewa się, że reaktor ten będzie gotowy w końcu 1957 r.

Całkowita suma wydatkowana w latach finansowych 1954 - 1955 na japoński program energii atomowej, wynosiła około 1,7 mln \$. Suma preliminowana na rok finansowy 1956 wynosi około 10 mln \$ głównie dla IBJ. Zakolenie naukowców i inżynierów. Następnie IBJ spodziewa się otrzymania 0,6 mln \$ od przemysłu - głównie poprzez Forum. Ponadto rząd japoński przygotowuje swój wielki program wykorzystania energii jądrowej. Kosztem prawie miliarda \$ ma zostać zbudowana energetyka o mocy produkcyjnej 3 mln kW. W ramach tych planów ma powstać Wyższa Szkoła Techniki Reaktorowej. Oprócz tego liczne większe przedsiębiorstwa energetyczne mają swoje własne zespoły badań jądrowych, podobnie jak niektóre inne duże zakłady przemysłowe. Nieudostępniono żadnych cyfr dotyczących budżetu zespołów.

W Japonii już od szeregu lat izotopy promieniotwórcze stosowane są w medycynie i w rolnictwie. Zastosowania przemysłowe zwiększyły się gwałtownie w ciągu ostatnich kilku lat. Obecnie import izotopów promieniotwórczych /głównie z USA/ sięga 100 tys. \$ rocznie. Cyklotron w Kyoto niedługo uzupełni asortyment izotopów produkowanych w reaktorze. Jednakże w przyszłości reaktory badawcze przejmą większą część produkcji izotopów w Japonii. Wobec trudności dewizowych, prawdopodobnie izotopy produkcji krajowej będą używane chętniej niż importowane, nawet jeżeli te ostatnie będą nieco tańsze w przeliczeniu na dolary.

POOR ORIGINAL

22

W ciągu ostatnich kilku lat zapotrzebowanie energii wzrastało o około 9 % rocznie. Zgodnie z 5-letnim programem ekonomicznym sądzi się, że zapotrzebowanie na energię będzie wzrastać o 6,3% średnio, aż do 1960 roku. Po roku 1960 przewiduje się spadek do 4-5 % rocznie. Tak więc ocenia się, że zapotrzebowanie Japonii na energię zostanie podwojone w ciągu 15 lat i zwiększy się 2,5-krotnie po 20 latach. Aby sprostać takim wymaganiom konieczny jest przyrost około miliona kW rocznie, podczas gdy eksploatacja japońskich zasobów węglowych i wodnych osiąga już granicę. Całkowite potencjalne zasoby wodne oficjalnie oceniane są na 22 mln kW. Przy obecnym tempie rozwoju pierwsze większe ekonomiczne inwestycje powstaną w ciągu 15-20 lat. Granice możliwości zarówno ekonomicznych jak i fizycznych, przyrostu energii elektrycznej przez spalanie węgla, osiągnięte zostaną w ciągu 10 lat. Dlatego uważa się za konieczne uruchomienie wzorcowych reaktorów energetycznych w najbliższych latach, aby można było jak najszybciej stosować energię jądrową, opłacalną ekonomicznie. Tą drogą japończycy mają nadzieję około 1966 roku uzupełnić zapotrzebowanie energii elektrycznej przy pomocy wielkich elektrowni jądrowych. Japońska Komisja Energii Atomowej wysłała 29-osobową delegację przemysłową na zwiedzanie amerykańskich ośrodków energii jądrowej. Delegacja ta oświadczyła na konferencji prasowej w Nowym Yorku, że Japonia zamierza zbudować "kilka" reaktorów energetycznych w ciągu najbliższych 5 lat. Jeśli będą do nabycia projekty opłacalne w warunkach japońskich, japończycy planują zakup kilku o mocy około 100 MW. Jeśli projekty nie będą opłacalne w myśl standardów japońskich, to mimo wszystko państwo to zakupi kilka reaktorów energetycznych o mocy ok. 10 MW - dla zdobycia doświadczenia. Jeśli chodzi o opłacalność w Japonii, delegacja wyraziła, że trudno jest ustalić koszt energii konwencjonalnej. Elektrownie budowane przed wojną produkują energię przy kosztach porównywalnych z analogicznymi kosztami USA, nowe elektrownie produkują po kosztach 10-12 mill/kWh. W każdym razie, rosnące zapotrzebowanie Japonii na energię jest takie, że obliczono konieczność uzyskania dodatkowych 450 MW energii jądrowej w 1965 r., a 2800 MW w 1970 roku.

Delegacja oznajmiła, że Japonia rozpatruje - lecz nie zdecydowała się jeszcze - brytyjską ofertą reaktora na 100 MW typu Calder Hall za cenę 38 mln \$. Produkuje on energię po 7 mill/kWh w Anglii, co wynosi nieco więcej niż w Japonii, ale jest jeszcze opłacalna. Delegacja powiadziła również, że General Electric Co oferuje 20 MW reaktor na wrzącą wodę za 6 mln \$, produkujący po 7-9 mill/kWh. Skorzystali oni z okazji aby skrytykować tajność w USA "zbyt wiele danych o energii atomowej jest tajnych"; "jeśli dzieje się tak, aby ustrzec pewne informacje przed nie samodzielnymi narodami, można

- 23 -

ten cel osiągnąć innymi metodami, w moim osobistym przekonaniu tajność jest absurdem.

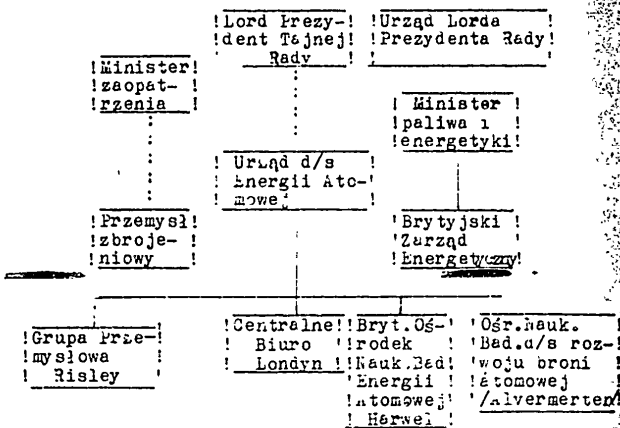
Delegacja reprezentowała interesy przedsiębiorstw komunalnych, fabrykantów, armatorów, kopalnictwa, chemii, rolnictwa, włókiennictwa, budownictwa i banków. /Nucleonics 14,9/, 104-107: /11, R5; /1956/.

POOR ORIGINAL

ZARZĄD ENERGII ATOMOWEJ

Czuwanie nad realizacją zadań państwa w dziedzinie energii atomowej w Anglii leży w kompetencji Atomic Energy Authority /AEA/. Z powołaniem AEA została stworzona instancja wydzielona niejako z bezpośredniego zarządu państwowego, kompetentna do samodzielnego występowania w sprawach dotyczących energii atomowej zarówno wewnątrz państwa jak i na zewnątrz. Przy kształtowaniu struktury wewnętrznej AEA postarano się o duży udział fachowców w jej zarządzie.

Interesujące jest, że ustawodawca angielski początkowo powierzył zarządzanie zagadnieniami energii atomowej władzy rządowej, jednakże w późniejszym okresie powołał w tym celu instytucję /AEA/ wyposażoną w znacznie większą /niż organ rządowy/ samodzielność i swobodę działania. Było to spowodowane szybkim i nieustannym rozwojem techniki atomowej i wieloma możliwościami jej zastosowania. Ustanowienie AEA nastąpiło w r. 1954 na podstawie ustawy Atomic Energy Authority Act; do tego czasu zagadnienia atomistyki leżały w kompetencji resortowego ministra zaopatrzenia.



AEA stanowi pod względem prawnym i strukturalno-organizacyjnym tzw. Public Corporation. Tym samym odpowiada ona pod względem instytucjonalnym tym instytucjom, które w powojennym okresie społecznie zostały powołane w dziedzinie ochrony zdrowia, upaństwowionych przemysłów górniczych, a także innych gałęzi gospodarki.

Wspólną cechą wszystkich Public Corporation jest ich autonomia prawna i gospodarcza. Wynika stąd, że także AEA posiada własną osobowość prawną a zarazem jest samodzielną pod względem gospodarczym i finansowym. Gospodarka AEA oparta jest na samodzielnej rachunkowości handlowej, kontrolowanej przez skarbnicę państwa. W stosunkach prawnych posiada ona pełną odpowiedzialność cywilną, a pod względem podatkowym korzysta z pewnych ulg. Zarząd AEA składa się z przewodniczącego i określonej liczby członków. Obecnie zarząd składa się z 8 członków, z których 5-ciu tworzy dyrektoriat zwany Atomic Energy Executive.

Mianowanie członków gremium kierowniczego AEA leży w kompetencji lorda prezydenta tajnej rady stanu /Lord Præsident of the Council/ posiadającego resortowy nadzór nad AEA. W tym względzie lord prezydent nie jest krępowany żadnymi wnioskami, jednakże ustawa gwarantuje udział specjalistów o określonych kwalifikacjach w egzekutywie AEA, której trzej członkowie winni być specjalistami wysokiej klasy w dziedzinie atomistyki, jeden członek winien posiadać wysokie kwalifikacje w dziedzinie finansów i administracji, zaś jeden członek w dziedzinie zagadnień związanych z zatrudnieniem.

Celem zbliżenia charakteru organizacji AEA do organizacji o charakterze przemysłowym, pracownicy i urzędnicy tej instytucji nie posiadają statutu urzędników państwowych, a są zatrudnieni na tych samych zasadach co pracownicy gospodarki prywatnej.

AEA dzieli się na centralę z siedzibą w Londynie i podległe grupy: badawcza, przemysłowa i zbrojeniowa. Szczególne znaczenie ma grupa badawcza z siedzibą w Harwell pod kierownictwem Sir John Cockrofta, której zadaniem jest prowadzenie badań podstawowych. Grupa przemysłowa kieruje projektowaniem, budową i eksploatacją pierwszej brytyjskiej siłowni atomowej w Calder Hall.

AEA jest raczej przedsiębiorstwem przemysłowym, w mniejszej zaś mierze organem administracyjnym, zaś kompetencje natury administracyjnej są w głównej mierze skoncentrowane na szczeblu ministerialnym w rękach lorda prezydenta. Ustawa powyższa daje AEA duże możliwości działania we wszystkich dziedzinach techniki atomowej. A więc AEA może sama przeprowadzać badania, podejmować za zgodą lorda prezydenta poszukiwania surowców, a także na zasadach monopolu materiałów wyjściowych i wytwarzać paliwo jądrowe we własnych zakładach. Jakkolwiek w Anglii nie jest ustanowiony, jak w USA, monopol państwowy na paliwo jądrowe, to jednak w rzeczywistości jedynie AEA może posiadać materiały rozszczepialne podczas gdy nabywanie takich materiałów przez osoby prywatne dotąd nie jest dozwolone.

Mimo szerokiego zakresu działania AEA traktowana jest ona, jak to wskazuje jej stosunek do zagadnienia

POOR ORIGINAL

.. 26 ..

Gospodarki energetycznej, głównie jako organizacja dla spraw rozwoju badań i postępu; eksploatacja gospodarczo-handlowa energii atomowej ma być w przyszłości wyłączną domeną państwowionej instytucji kierującej góspodarką elektryczną /British Electricity Authority/, podległej ministrowi energetyki. Wówczas zadanie AEA ograniczy się w pierwszym rzędzie do porad technicznych przy budowie reaktorów energetycznych, do budowy i eksploatacji reaktorów doświadczalnych i kształcenia specjalistów.

W przeciwieństwie do zadań o charakterze cywilno-gospodarczym, funkcje dotyczące uzbrojenia są obecnie w Anglii rozczłonkowane; produkcja zbrojeniowa podlega dotąd ministrowi zaopatrzenia, zaś AEA może w tej dziedzinie prowadzić tylko prace badawcze. Dla działalności produkcyjnej wymagane jest zlecenie ministra zaopatrzenia.

W ramach nadzoru państwowego nad AEA, kontrola lorda prezydenta, którego zadaniem jest realizowanie ustalonej przez rząd polityki w dziedzinie atomowej, przyjmuje szczególny charakter. Lord prezydent wnosi w ten urząd /AEA/ właściwe załozenia, albowiem nie będąc sam kierownikiem żadnego z resortów fachowych, jest członkiem gabinetu jako minister bez teki, którego zadaniem jest dbałość o zabezpieczenie interesów nauki.

Oprócz wyżej wzmiankowanych kompetencji natury personalnej lord prezydent posiada w stosunku do AEA ograniczone uprawnienia kierownicze, streszczające się głównie do troski o ujednoczenie działalności AEA tam, gdzie działalność ta posiada charakter urzędowy. Jednakże nie jest zadaniem lorda prezydenta wykraczanie w codzienną działalność AEA choćby nawet wydawało mu się, że interes społeczny tego wymaga.

Ponadto ustawa z 1946r. przekazuje lordowi prezydentowi funkcji o charakterze wyraźnie ministerialnym, jak stosowanie zarządzeń przymusowych w stosunku do osób trzecich, wyłączenia gruntów dla celów górniczych, zadanie obowiązkowej sprawozdawczości odnośnie wydobywania surowców przez osoby trzecie. Dla realizacji tych zadań lord prezydent posługuje się małym sztabem pracowników /Office-Atomic Energy/.

W przeciwieństwie do nadzoru w stosunku do ministerstw kontrola AEA ze strony parlamentu jest znacznie słabsza i w istocie ogranicza się do kontrolowania rocznych sprawozdań i bilansów AEA. W istocie izba może jedynie żądać od lorda prezydenta informacji o generalnej linii działalności, jednak nie może żądać szczegółowych danych dotyczących biegu interesów AEA. Należy jednak pamiętać, że do kompetencji parlamentu należy zatwierdzenie preliminarza bardzo kosztownego budżetu atomowego, który jest zatwierdzany wraz z rocznym budżetem państwowym. W przeciwieństwie do innych "Public Corporation" finansowanie wydatków AEA z własnych środków nie jest dotąd przewidziane.

27

Finansowa działalność AEA jest kontrolowana przez naczelny organ finansowo kontrolny / Controller and Auditor General/ posiadający kompetencje naczelnej izby obrachunkowej i z tej racji posiada on istotny wgląd zarówno w bieg spraw handlowych jak i technicznych AEA.

Wreszcie nie należy pominąć znaczenia, jakie AEA posiada w zakresie zagadnień międzynarodowych. Przy zawieraniu układów bilateralnych AEA służy nie tylko rządowi radą ale występuje obok rządu jako współkontrahent. Ponadto AEA upoważniona jest do współpracy międzynarodowej w ramach uzgodnionych międzynarodowych programów badawczych, np. umowa z NFF.

Kompetencje kontrolne lorda prezydenta w zakresie poszukiwań i eksploatacji surowców nie są narazie wykonywane, albowiem złoża uranowe Anglii są tak nioke, że ich eksploatacja w rozmiarach, które byłyby godne uwagi dotąd jest nieopłacalna. Dotąd brak przepisów kontrolnych odnośnie obrotu, posiadania i użytkowania radioaktywnych substancji. Właściwy minister jest upoważniony do regulowania zagadnień eksportu, importu itd. w drodze rozporządzeń. Jednak i tu należy mieć na względzie, że AEA w tej dziedzinie jest samodzielny zarówno jeśli chodzi o produkcję jak import i dystrybucję. Nabywcy izotopów, jak np. zakłady badawcze, placówki służby zdrowia itp. obowiązane są do podporządkowania się warunkom AEA.

Interesujące są w związku z tym przepisy patentowe. Zgodnie z tymi przepisami urząd patentowy może zabronić ogłoszenia danych, które dotyczą wytwarzania lub użytkowania energii atomowej. jako też prac badawczych w tym zakresie. W wypadku ustanowienia takiego zakazu, pozostaje on w mocy do chwili stwierdzenia przez lorda prezydenta, że dany wynalazek nie ma znaczenia dla celów obrony kraju. W takich wypadkach jednak prawo posiadacza patentu do odszkodowania pozostaje nienaruszone. /Atompraxis, 3, /57/.

POOR ORIGINAL

- 28 -

ENERGETYKA JĄDROWA

ROZWÓJ ENERGETYKI JĄDROWEJ W SZCZYMIE PLANIE
PIĘCIOLETNIM ZSRR. W ZSRR planuje się oddanie do eks-
ploatacji w r. 1960 kilku elektrowni jądrowych o łącznej
zdolności produkcyjnej 2,5 mln kWh rocznie. W tym celu
zostaną zbudowane elektrownie o mocy 400-600 MW elektry-
cznych trzech typów:

- z reaktorem grafitowo-wodnym; w reaktorze tym wytwa-
rzana para w pierwotnym obiegu będzie miała temp.
500°C

- z reaktorem wodnym pod ciśnieniem. W reaktorze tym
wytwarzana para na wtórnym obiegu znajdzie się bę-
dzie pod ciśnieniem 30 atm.

- z reaktorem ciężkowodnym chłodzonym CO₂. Para we
wtórnym obiegu mieć będzie temp. 400°C i ciśnienie
30 atm.

Elektrownie te zostaną zbudowane w okolicach
Moskwy, Leningradu i Woroneża. Oprócz powyższych elekt-
rowni zostaną zbudowane cztery eksperymentalne elekt-
rownie o mocy 50 MW każda:

- z reaktorem wodnym o jednym obiegu chłodzenia. Eks-
ploatacja tego reaktora pozwoli zbadać: stabilność
pracy reaktora podczas wrzenia wody w rdzeniu oraz
warunki pracy z turbiną zasilaną promieniotwórczą
parą;

- z reaktorem grafitowo-sodowym

- z reaktorem jednorodnym ciężkowodnym w cyklu U-235/
Th-232 - U-233

- z reaktorem prędkim - powielającym na plutonie w cyk-
lu Pu-239/U-238 - Pu-239 z chłodzeniem sodowym.

/Odczyt na Światowej Konferencji Energetycznej w wiede-
niu, 1956/.

ELEKTROWNIA JĄDROWA W CZECHOSŁOWACJI. Do roku
1960 zostanie zbudowana w pobliżu kombinatu aluminium
Ziar na dronie elektrownia o reaktorze ciężkowodnym
z chłodzeniem gazowym. /Nucleonics, 14/12/, 311, 1956//.

WYBRANO TEREN POD REAKTOR ENERGETYCZNY NRD.
NRD zbuduje swoją pierwszą elektrownię jądrową koło
Neubrandenburg, nad jeziorem Tolleusee w Meklemburgii
70 km na północ od Berlina. Uruchomienie jej projekto-
wane jest na 1960 rok. /Nucleonics, 14/11/, 311, 1956//.

REAKTORY JĄDROWE BUDUJE NRD. Przedsiębiorstwo
znacjonalizowane Bergmann-Borsig w Berlinie Wschodnim,
największy producent maszyn energetycznych w NRD, bę-
dzie w przyszłości budować także reaktory dla elektrow-
ni jądrowych. Przedsiębiorstwo otrzymało już zalecenie

- 29 -

na przygotowanie produkcji reaktorów. Inżynierowie
z zakładu udali się do Związku Radzieckiego dla zapo-
znania się tam z budową reaktorów. /Atomkernenergie,
2, 118, 1957//.

PRYWATNY PRZEMYSŁ JĄDROWY W NORWEGII. Wg oś-
wiadczenia rządu 43 firmy przemysłowe, okrętowe i fi-
nansowe przygotowują się do utworzenia spółki A/S.
Noratom z kapitałem zakładowym 2-5 mlj. koron. W zakres
działania spółki wejdzie budowa części reaktorowych
i rozwiązania konstrukcyjne z dziedziny budowy reakt-
orów, a w przyszłości budowa reaktorów i urządzeń ener-
getycznych. Spółka będzie korzystała z pomocy naukowej
Instytutu for Atomenergi. /Die Atomwirtschaft, 2, 99,
1957//.

UMOWA ATOMOWA: USA - NORWEGIA. Między USA
a Norwegią została zawarta w Waszyngtonie umowa atom-
owa, przewidująca m.in. dostarczenie 500 kg U-235 do
Norwegii. Ta ilość paliwa jest przeznaczona do urucho-
mienia znajdującego się obecnie w budowie w Halden
reaktora o mocy 20 MW i dla dwu mniejszych reaktorów.
/Atomkernenergie, 2, 159, 1957//.

ZALOZENIA PROGRAMU ENERGETYKI JĄDROWEJ NRD.
Na posiedzeniu klauzuralnym Niemieckiej Komisji Atom-
owej, ustalono wstępne dla niemieckiego programu reak-
torów mocy. Zalecono łączny rozwój reaktorów prędkich
powielających i konwertyorów termicznych. Wytężną dla
rozwoju prac reaktorowych winna być następująca zasada.
Reaktory należy budować tak duże jak to konieczne, ale
zarazem tak małe jak to możliwe. O ile da się, zużytko-
wać obecne doświadczenia przy budowie reaktorów, należy
przejsć do większych jednostek /ok. 100 MW mocy elek-
trycznej/. W przypadku własnych pomysłów należy ograni-
czyć się do małych jednostek /ok. 10-15 MW mocy elek-
trycznej/. Celem zabezpieczenia dopływu elementów pali-
wowych uznano za pożądany udział NRD w ciągu najbliż-
szych lat w europejskich zakładach rozdzielu izotopów.
Wymiana doświadczeń pomiędzy niemieckimi grupami reak-
torowymi jest rzeczą konieczną. Podkreślono koniecz-
ność uchwalenia przez parlament prawa atomowego, co
umożliwi dostarczenie elementów paliwowych z USA pod
warunkiem, że rząd federalny będzie w stanie utrzymać
wystarczającą kontrolę nad tymi elementami paliwowymi
i pracą reaktorów. /Atomkernenergie, 2, 117, 1957//.

PIERWSZA ELEKTROWNIA JĄDROWA W NRD. Nadreńsko-
Westfalskie Towarzystwo Elektryczne /Rheinisch-Westfälis-
ches AG /w Essen zamówiło w angielskiej firmie Mitchell
Engineering Ltd. elektrownię jądrową, która wraz ze
wszystkimi urządzeniami pomocniczymi będzie kosztowała
25 mln £. Zakład ten ma służyć do zbierania doświad-
czeń w dziedzinie technicznej i eksploatacyjno-organi-
zacyjnej dla celów późniejszej budowy dużej elektrowni

POOR ORIGINAL

30

jądrowej. Zasadniczym elementem zakładu jest reaktor wodny pod ciśnieniem, o mocy 15000 kW. Przy pełnym obciążeniu przez 7000 godzin rocznie będą koszty własne wytwarzania prądu wynosiły ok. 10 fenigów wg oszczędności towarzystwa. Nie ustalono jeszcze miejsca umieszczenia zakładu. /Atomkernenergie, 2, 156./1957//.

TOWARZYSTWO ENERGII JADROWEJ W NRF. "Atomkraft GmbH, Mannheim" powstało jako pierwsze niemieckie przedsiębiorstwo, które będzie zajmować się wyłącznie konstrukcją i sprzedażą elektrowni jądrowych. Wszystkie udziały powstałego towarzystwa znajdują się w posiadaniu firmy Brown, Boveri & Cie AG, Mannheim. /Atomkernenergie, 2, 156./1957//.

BELGIJSKI REAKTOR DO PROB MATERIAŁOWYCH. Nuclear Development Corp. of America projektuje i wybuduje drugi belgijski reaktor, przeznaczony do badań materiałowych dla Centre d'Etudes pour les Applications de l'Energie Nucléaire /CEAEN/. Reaktor ten ma rozpocząć pracę w połowie 1959 roku. Jest on doświadczalnym reaktorem "trzeciego pokolenia", opartym na piętnastoletnich doświadczeniach budowy reaktorów - takich jak nieskończony jeszcze ETR i ORR jak i MTR i CP-5. Personel CEAEN pracuje już przy projektowaniu w NDA. /Nucleonics, 12, /1/, 89./1957//.

ROZWOJ ENERGETYKI JADROWEJ W BELGII. Ministerstwo Gospodarki zapowiedziało budowę dwóch elektrowni jądrowych do r. 1962 oraz czterech dalszych do roku 1970. /Neue Zürcher Zeitung, 24.III.57r./

ELEKTROWNIA JADROWA W BELGII. Zakłady Westinghouse Electric zawarły umowę na budowę elektrowni jądrowej o mocy 11,5 MW, dla Société Coopérative Electro-nucléaire w Brukseli. Przewidziano uruchomienie tej elektrowni w r. 1960. /Neue Zürcher Zeitung 1.V.57r./

PROGRAM PRODUKCJI ELEKTROWNI JADROWYCH. Brytyjska firma budowy maszyn "Humphreys & Glasgow Ltd" umieszcza w swym programie produkcyjnym elektrownie jądrowe o mocy 2000, 5000 i 10000 kW, przeznaczone w zasadzie na eksport. Elektrownie te będą wyposażone w reaktory z wodą pod ciśnieniem, pracujące na wzbogaconym uranie, kosztujące ok. 6 mln. \$. Ceię urządzenie elektrowni zajmuje powierzchnię ok. 200 m². /Atomkernenergie, 2, 119./1957//.

CORAZ WIECEJ FIRM BRYTYJSKICH ZAJMUJE SIE TECHNIKA REAKTOROWA. W Anglii powstało pięć konsorcjum przemysłowe, obejmujące firmy Richardsons Westgarth & Co i Crompton Parkinson; możliwe, że przystąpią także Rolls-Royce i DeHavilland. Równocześnie Hawker Siddeley, producent samolotów, oświadczył, że pracuje nad małymi

- 31 -

reaktorami na ciekłe paliwo metaliczne do stosowania w napędzie i ogrzewaniu. /Nucleonics, 14/12/, 111./1956//.

PRZYJAZŁOŚĆ AMERYKANSKIEJ ENERGETYKI JADROWEJ. Na kongresie jądrowym w Filadelfii dyrektor Oddziału Rozwoju Reaktorów AEC, W. Kenneth Davis oświadczył, że reaktor dostarczony przez amerykańskie elektrownie jądrowe będzie już mógł od r. 1980 pod względem ceny konkurować z prądem z elektrowni konwencjonalnych. Pierwsze większe elektrownie jądrowe, którym będzie można przyznać istotne znaczenie dla przemysłu, zostaną zbudowane w latach 1960-1964. Do r. 1980 prąd dostarczany przez elektrownie jądrowe będzie stanowił ok. 32% całkowitej ilości wytwarzanego w USA prądu. Carl Durham przewodniczący AEC uważa, że przodująca pozycja USA w dziedzinie energii jądrowej jest obecnie zagrożona przez Anglię. /Atomkernenergie, 2, 159./1957//.

AMERYKANSKI PRZEMYSŁ JADROWY. Prywatne inwestycje w nowo powstającym amerykańskim przemyśle atomowym osiągnęły w 1956r. wysokość 500 mln. \$ /50 mln. \$ dotychczas przed dwoma laty/. W przemyśle jądrowym zarejestrowanych jest bezpośrednio 300 firm, a pośrednio 12000. /Atomkernenergie, 2, 159./1957//.

PIERWSZA AMERYKANSKA EKSPERYMENTALNA ELEKTROWNIA JADROWA W EKSPLOATACJI. W okolicy Chicago została uruchomiona pierwsza amerykańska elektrownia jądrowa, budowana dla celów próbnych. Moc elektrowni, w której służy reaktor z ciekłą wrodzie, wynosi 5 MW. Wytwarzany prąd wykorzystuje się w laboratorium w Armonk. /Atomkernenergie, 2, 119./1957//.

AEC ODRZUCA TRZY PROPOZYCJE BUDOWY ELEKTROWNI JADROWYCH. Plany Holyoke, Mars, dotyczące 15 MW elektrowni jądrowej chłodzonej azotem zostały odrzucone przez AEC na podstawie tego, że nie stwierdzono jeszcze technicznej wykonalności i konieczna jest dalsza praca badawcza. Plan Orlando, Fla. na 25-45 MW został odrzucony na tej samej podstawie, podczas gdy pozycja 2 MW reaktora na wodę pod ciśnieniem wysunięta przez Florida U. - ostatnia z siedmiu ofert w drugiej rundzie programu reaktorów energetycznych AEC - została odrzucona jako zbyt mała do zakwalifikowania. /Nucleonics, 15, /1/, 11, /1957//.

AEC JAKO KONSUMENT ENERGII. AEC zużywa w swych zakładach ok. 21% energii konsumowanej przez przemysł amerykański, tj. 12% wyprodukowanej w USA energii, czyli 1/3 wytworzonej na świecie energii. Obecnie buduje AEC sześć elektrowni jądrowej dla pokrycia własnego zapotrzebowania na energię. /Atomkernenergie, 2, 159./1957//.

POOR ORIGINAL

- 32 -

DRUGA ELEKTROWNIA JADROWA W NOWEJ ANGLII. Została postanowiona budowa elektrowni jądrowej o mocy 200 MW lub większej przez New England Electric Syndykat, który ma 30% udziałów w Yankee Atomic Electric Co, rozpoczynając obecnie prace przy konstrukcji 134 MW elektrowni jądrowej w Rowe /Massachusetts/. Po raz pierwszy to samo przedsiębiorstwo amerykańskie zaplanowało drugą z kolei elektrownię jądrową. Są już w toku badania nad najodpowiedniejszym typem reaktora, rozmiarem i lokalizacją nowego zakładu. Zakład w Rowe ma ruszyć w 1960 r. Prezes tej firmy Irwin L. Moore oświadczył, że "ponieważ koszty paliwa konwencjonalnego w tym okręgu należą do najwyższych w kraju, mamy nadzieję, że paliwo jądrowe będzie w Nowej Anglii znacznie szybciej opłacalne" i dodał, że dzięki doświadczeniu jego firmy, nabyte w projekcie Yankee "przekonani jesteśmy, że rozpoczniemy niezwłocznie nasz plan drugiej elektrowni i utrzymamy nasze pierwszeństwo na tym polu". Obserwatorzy uważają, że prawdopodobnie nowa elektrownia zostanie wyposażona w reaktor z wodą pod ciśnieniem i będzie kosztowała około 50 mln. \$. /Nucleonics, 14, /12/, R3, /1956//.

ENERGIA JADROWA POŻĄDANA NA OKINAWIE. Melvin Price, kierownik podkomisji badań i rozwoju w Zjednoczonym Komitecie Energii Atomowej nalega aby 44 MW-owa elektrownia potrzebna obecnie na Okinawie była raczej jądrowa niż spalinowa; stwierdził on, że przy wysokich kosztach przewozu ropy z Zatoki Perskiej, elektrownia jądrowa stanie się opłacalna. /Nucleonics, 14, /7/, R11, /1956//.

PIERWSZY PRYWATNY REAKTOR W KANADZIE. AMF Atomics /Canada/, filia AMF Co z Nowego Jorku, zaprojektuje i zbuduje pierwszy kanadyjski prywatny reaktor doświadczalny dla Uniwersytetu McMaster w Hamilton /Ontario/. Aczkolwiek reaktor ten będzie używany na terenie szkoły uniwersyteckiej, to obok celów szkoleniowych służyć będzie także jako przemysłowe narzędzie badawcze. Będzie on finansowany przez rząd, Hydro Power i kilka innych firm przemysłowych Ontario. /Nucleonics, 14, /12/, R7, 1956//.

BUDOWA REAKTORA JADROWEGO W INDLACH. Foundation Co. of Canada Ltd. w Montrealu otrzymała poprzez Kanadyjską Komisję Energii Atomowej kontrakt na budowę drugiego indyjskiego reaktora badawczego, a mianowicie reaktora kanadyjsko-indyjskiego finansowanego więcej niż w połowie przez Kanadę. /Nucleonics, 14, /12/, R11, /1956//.

ARGENTYNA KUPUJE REAKTOR DOSIADCZALNY. Prezes Argentynskiej AEC, kapitan marynarki Oscar A. Quihillalt ogłosił, że Argentyna zakupiła reaktor basenowy o mocy 3 MW od General Electric. W reaktorze tym masa krytyczna

33

... równa się 3,6 kg U wzbog., dostarczanego przez US. Reaktor ten zostanie zbudowany w ośrodku badań i szkolenia jądrowego w Parku Pereyra między stolicą a La Plata. /Nucleonics, 14, /12/, R3, /1956//.

ENERGETYKA JADROWA NA KUBIE. Marcelo Alanso, sekretarz kubiejskiej komisji atomowej, ogłosił, że niebawem rozpoczną się prace przy budowie 10 MW reaktora energetycznego. Nastąpiło to po tym, jak Cia. Cubana de Electricidad, filia American and Foreign Power powiadomiła o swym projekcie budowy 10 MW elektrowni na Kubie. W celu otrzymania tej elektrowni musi zawrzeć dwustronną umowę z US. /Nucleonics, 14, /1/, R9, /1957//.

PERU KUPUJE ELEKTROWNIE JADROWA. Firma szwajcarska Brown Boveri złożyła rządowi peruwiańskiemu następną ofertę na budowę elektrowni jądrowej o mocy 12 MW. Rząd Peru powołał komisję dla zbadania możliwości wybudowania w okolicach Limy elektrowni jądrowej w oparciu o projekt firmy Brown Boveri. /Neue Zürcher Zeitung, 18. IV. 57r./.

POOR ORIGINAL

- 34 -

SUROWCE ATOMOWE

URAN NA CALYM SWIECIE. Obiecujące złoża betafitu o bardzo wysokiej zawartości tlenu uranu odkryto na obszarze Tambanii w południowej prowincji kraju Nyasa. W południowej Rodezji znaleziono blendę smolistą, a Anglia zgodziła się zakupić wszelkie rudy znalezione w tym kraju po "wyjątkowo korzystnych cenach". W środkowej Północnej Rodezji znaleziono również niob i tor. W Hawanie założono Panamerykańską Korporację Uranową z kapitałem 3 mln. dolarów, celem kontynuowania badań prowadzonych od roku w prowincji Pinar del Rio na Zachodniej Kubie. Donosi się o małych odkrywkach uranowych w Nowej Zelandii. /Nucleonics, 14/12/71, /1956//.

WYSTĘPOWANIE URANU W ZSRR. Wg oświadczenia Dymitra Szczerbakowa, członka Akademii Nauk ZSRR, największe radeckie pokłady uranu znajdują się na terenie Kazachstanu. /Atomkernenergie, 2, 159, /1957//.

KREDYTY RADZIECKIE NA ROZWOJ KOPALNICTWA URANU W CZŁUCHOSŁOWACJI. Wg. doniesień radia moskiewskiego, prezydent Zepotocky oświadczył, że Związek Radziecki udzielił Czechosłowacji długoterminowego i nieoprocentowanego kredytu dla dalszego rozwoju wydobywania uranu. Zepotocky zauważył przy tej okazji, że Czechosłowacja eksportuje rudę uranową do ZSRR na warunkach dogodnych dla obu państw. /Atomkernenergie, 2, 119, /1957//.

ZŁOŻA RUD URANOWYCH W MORZACH POŁUDNIOWYCH. Dr Cleast, kierownik amerykańskiej akcji pomiarowej na morzach południowych, stwierdził, że zarówno USA jak i Anglia wykryły na tychże morzach duże pouwane pokłady rud uranowych przy pomocy liczników Geigera. Mogą one leżeć nawet na głębokości 6000 m. Najbogatsze pokłady znajdują się podobno na głębokości 5000 m na południe od wysp Cooka. /Atomkernenergie, 2, 159, /1957//.

POKŁADY URANU W GRENLANDII. Na zachodnim wybrzeżu Grenlandii odkryto nadające się do eksploatacji złoża uranu i toru. Dania, do której należy Grenlandia, spodziewa się uniezależnienia od importu paliwa jądrowego. /Atomkernenergie, 2, 158, /1957//.

URAN W TURCJI. Wg. informacji tureckiego Instytutu zapasów surowców mineralnych wykryto złoża uranowe w pobliżu miasta Jozgat odległego o 100 km na wschód od Anky. Wcześniej minerały uranowe wykryto w rejonie złóż miedzi w Erganii. /Atomnaja Energia, 2, 34, /1957//.

UJAWNIONO ZASOBY I WIELKOSC PRODUKCJI URANU

USA. Bezpośrednio po opublikowaniu cen wzbogaconego uranu AEC ujawnia szereg danych o produkcji i zasobach uranu w US. Oto najistotniejsze liczby: US posiada rozpoznane zasoby rud uranowych rzędu 60 mln. ton, porównaniu z jednym mln. ton w 1948. Produkcja rud uranu w 1956r. wyniosła około 7 mln. ton. Produkcja U₃O₈ wzrosła do 1600 ton w drugiej połowie roku 1955 do 2600 ton w pierwszej połowie 1956r. i 3400 ton w drugiej połowie 1956. Produkcja koncentratu w końcu 1956 wyniosła 0,4 U₃O₈. Dane o produkcji uranu przed lipcem 1955 w dalszym ciągu tajne, lecz ocenia się, że całkowita produkcja do chwili obecnej może wynosić około 10,2 tonom uranu metalicznego = 714 ton U-235. W US działa obecnie dwanaście fabryk uranu, z tego 11 jest prywatnych o łącznym kapitale 50 mln. \$. Osiem nowych fabryk za 35 mln \$ zakontraktowano w 1956r. Zostaną one ukończone z początkiem 1958r.

| Wykopalnie uranu: | Wydażność tony rudy/dzień |
|--------------------------|---------------------------|
| Acconda Co | 3,000 |
| Monticello, Utah | 600 |
| Grand Junction, Colo. | 350 |
| Bluewater, N.M. | 500 |
| Shiprock, N.M. | 500 |
| Edgemont, S.D. | 300 |
| Tuba City, Ariz. | 250 |
| Uravan, Colo. | 850 |
| Rifle, Colo. | 280 |
| Kane, Utah | 1,500 |
| Durango, Colo. | 430 |
| Naturita, Colo. | 350 |
| Salt Lake City, Utah | 550 |
| Razem: | 8,960 |
| Fabryki uranu w budowie: | |
| Bedrock, Colo. | 200 |
| Ford, Wash. | 400 |
| Gunnison, Colo. | 200 |
| Split Rock, Wyo. | 400 |
| Fremont County, Wyo. | 750 |
| Maybell, Colo. | 300 |
| Mexican Hat, Utah | 775 |
| Rifle, Colo. | 1,000 |
| Razem: | 4,025 |
| OGÓŁEM: | 12,985 |

DANE STATYSTYCZNE O URANIE WE FRANCJI. Zasoby uranu we Francji oceniane są na 50 tys. do 100 tys. ton talu. Oprócz rodzinnych złóż, które dają jej pozycję największego producenta w Europie Zachodniej, Francja posiada bogate źródła uranotorianitu na Madagaskarze;

POOR ORIGINAL

36

URAN W KANADZIE. Wraz z szybkim wzrostem ilości zbadanych zapasów uranu w nowym rejonie Bleind-River, prace poszukiwawcze zostały rozszerzone w kierunku wschodnim w dół pół uranowych, doprowadzając do odkrycia nowego rejonu rud uranowych na Labradorze. Nowy obszar uranonośny zajmuje powierzchnię 1800 km² przy długości 136 km. Minerale uranonośne, wśród których najbardziej rozprzestrzenioną jest blendę, znajdują się zarówno w skałach osadowych jak i granitach. Minerale uranonośne tego rejonu są równoległe do minerałów rejonu Bleind River i Biverlodge. Pierwsze minerale uranonośne stwierdzono tu w r.1954 na południe od MacKorwin. W czasie badań tego terenu stwierdzono 20 punktów radioaktywności w 6-ciu, w których odkryto blendę smolistą. W r.1955 w odległości 120 km od Monke Hill znaleziono blendę smolistą w asocjacji ze srebrem osmoroicznym i minerałami miedzi. Poszczególne próbki zawierały 4,25 - 5,5% uranu. Przemysłowe znaczenie tych odkryć dotychczas nie jest wyjaśnionym. /Annales des Mines, 6, 149, 1956//

Zgodnie z umową zawartą między W. Brytanią a Kanadą eksport koncentratów uranowych z Kanady do Anglii wyniesie w najbliższym pięcioletniu 115 mln. £. W r.1959 produkcja kanadyjskiego uranu dojdzie do wartości 300 mln £, za tym Anglia będzie odbiorcą 7-8 globalnej produkcji kanadyjskiej. Strona kanadyjska przewiduje jednak dalsze podniesienie eksportu uranu do Anglii, a szczególnie liczy się z dalszym eksportem uranu kanadyjskiego do Anglii po r.1962 kiedy to wygasa umowa, na mocy której AEC jest jedynym odbiorcą całej kanadyjskiej produkcji uranu. Obecna transakcja została zawarta za zgodą AEC.

W kołach producentów rudy uranowej w Kanadzie umowa angielsko-kanadyjska wywołuje pewne rozczarowanie, albowiem liczone się z większymi zamówieniami. W Kanadzie liczą jednak na wzmocnienie dostaw dla krajów Euratomu i dla Japonii. /Neue Zürcher Zeitung - 8.V.57//

AFRYKA POŁUDNIOWA NAJWIĘKSZYM PRODUCENTEM URANU. W 1952 po raz pierwszy kopalnie złota rozpoczęły uboczną produkcję uranu. Zawartość uranu w rudach poszczególnych kopalń jest bardzo zróżniczkowana. Inwestycje związane z wydobyciem uranu w południowo-afrykańskich kopalniach zostały dokonane przy pomocy kapitału amerykańskiego i angielskiego. Rządy USA i Anglii zawarły umowy z 32 kopalniami południowo-afrykańskimi, inwestując około 75 mln. funtów południowo-afrykańskich. Spłaty inwestycji przewidziane są na okres 10 lat. Produkcja tlenu uranu w kopalniach południowo-afrykańskich wynosiła w r.1956 - 4444 ton /tj. 3800 ton uranu metalicznego/ i stale wzrasta. Oczekuje się w najbliższym okresie wzrostu produkcji do 6 tys. ton rocznie. Tym samym Unia Południowo Afrykańska stanie się największym producentem uranu na świecie. Jest jednak prawdopodobne, że

39

produkcja w USA i Kanadzie przekroczy produkcję południowo-afrykańską w najbliższych latach. Rezerwy uranowe Afryki Południowej szacowane na 1100 mln. ton są największe na świecie. /Kanada 225 milionów ton, USA 60 mln. ton/. Jednak zawartość uranu w rudach kanadyjskich i amerykańskich przewyższa zawartość rud południowo-afrykańskich. Zapasy tlenu uranu w pld. Afryce szacowane są na 370 tys. ton /Kanada 237 tys. ton, USA 150 tys. ton/. moc produkcyjna niektórych kopalń południowo-afrykańskich szacowana jest na okres 40 lat. Ceny płacone przez USA i Anglii za tlenek uranu nie zostały ogłoszone; szacuje się je na 6-8 £ za kg, zależnie od gatunku. Wpływy z eksportu uranu w r.1956 wyniosły 40 mln. funtów; w ten sposób uran zajął w eksporcie trzecie miejsce po złocie i wełnie. /Neue Zürcher Zeitung, 14, IV, 1957//

Unia Południowo Afrykańska zamierza rozpocząć własne badania w dziedzinie energii jądrowej. W tym celu Południowo-Afrykański Minister Kopalń - van Rhyen, mianował komisję, która rozpatrzy projekt uruchomienia elektrowni jądrowej w zachodniej części okręgu Cape, to jest w części Unii najbardziej oddalonej od złóż węgla. /Nucleonics, 14, 10/R8, 1956//

POOR ORIGINAL

- 42 -

i chłodzonych D₂O. Badania dotyczyć będą projektowania i rozwoju oraz zwrócić szczególną uwagę na użycie naturalnego uranu jako paliwa, ale jak stwierdza AEC, "nie stanowią zlecenia" na budowę reaktora energetycznego. Du Font zapewniał kilkakrotnie, że jedynie jego zainteresowania energią atomową, oprócz kierowania zakładem Savannah River dla AEC dotyczą procesów radiacyjnych w tworzywach i chemicznych. Niektórzy eksperci amerykańscy - łącznie z Walterem Zinnem - wezwali do użycia reaktora na ciężką wodę w Savannah do produkcji energii. Niektórzy statystycy rozpatrują badania Du Fonta jako dziesiątą koncepcję reaktora AEC; jedenastym, który badano przez pewien czas w Oak Ridge, o którym jednak AEC nie wypowiada się, jest reaktor stosujący jako paliwo - stopione sole. /Nucleonics, 14, /12, /R5, /1956/.

MINIATUROWY REAKTOR DLA CELÓW DYDAKTYCZNYCH. Firma "Atomics International, Inc" przedstawiła tani, /55 tys. \$ / miniaturowy reaktor, który w szczególności nadaje się dla celów dydaktycznych na wyższych uczelniach i dla laboratoriów przemysłowych i medycznych. Cały reaktor znajduje się w tanku o średnicy i wysokości rzędu 2,4 m. Można go zainstalować w istniejących już laboratoriach. Rdzeń reaktora składa się ze zbiornika ze stali nierdzewnej o średnicy 30,5 cm. Zawiera on roztwór wodny wzbogaconego siarczanu uranu /ok. 15 litrów/. Płaszcz z ołowiu o grubości 15,24 cm otacza rdzeń. Z kolei wypełniony zwykłą wodą tank o średnicy 2,4 m. otacza płaszcz. Moc reaktora wynosi 5 watów. /Atomkernenergie, 2, 119, /1957/.

REAKTOR W ANN ARBOR. Na Uniwersytecie Michigan został uruchomiony w końcu grudnia 1956 r. reaktor typ basenowy na 1 MW, zbudowany jako dar Fundacji Forda. Jest to trzeci w USA najmniejszy reaktor uniwersytecki. Basen zawierający 156 tys. litrów wody posiada ściany o grubości 2 m. 2,7 kg U-235 w 23 elementach typu MTR tworzy rdzeń, znajdujący się 6,3 m. pod wodą i otoczony 12,5 tonami reflektora grafitowego; strumień maksymalny wynosi 10¹³ neutronów/cm²/sek. Z reaktorem tym związana jest Phoenix Memorial Laboratory zajmująca się chemią radiacyjną. Budowa tego laboratorium i jego wyposażenia kosztowała 2 mln \$. /Nucleonics, 14, /12, /R7, /1956/.

REAKTOR ARMOUR ZNOW PRACUJE. Problemy powstałe wskutek niewłaściwego działania systemu rekombinacji gazu w reaktorze Armour Research Foundation, zostały usunięte przez Atomics International - budowniczego tego 50 kW reaktora na wrzącą wodę. Reaktor, który po raz pierwszy rozpoczął pracę w ubiegłym roku w lecie, pracuje znowu, gdyż A.I. rozwiązał sprawę przez przesunięcie wejściowych przewodów tlenowego "przedmuchiacza" usuwającego wodór i tlen /produkty rozkładu wody w rdzeniu/

43

do rekombinatora. Przed przetlenieniem przewodów gazowych przy poziomach energetycznych 3 do 5 kW obserwowano małe detonacje powstałe wskutek obecności nierozdzielonego wodoru i tlenu nad roztworem rdzeniowym. /Nucleonics, 15, /1, /R8, /1957/.

BUDOWA EBR-2. Firma H.K. Ferguson Co w Cleveland zaprojektuje dla Argonne National Laboratory drugi doświadczalny reaktor mrozący tj. piątą i ostatnią jednostkę w pięcioletnim planie budowy reaktorów AEC. Szybki reaktor mrozący na 20 MW zostanie zbudowany w stacji badawczej AEC w Idaho, koło EBR-1/Nucleonics, 15, /12, /R7, /1956/.

POWOLNO-SZYBKI REAKTOR. Rewolucyjny projekt wcielony został w życie w najnowszym reaktorze zerowo-energetycznym ZFR-5 uruchomionym w Argonne. ZFR-5 - reaktor w reaktorze", składa się ze stalowego zbiornika o średnicy 5 m, w którego wnętrzu znajduje się 0,6 m rdzeń /szybki/ złożony z 49 zespołów paliwowych wzbogaconych w U-235; otacza go sekcja normalnych i wzbogaconych elementów paliwowych zanurzonych w wodzie. Oba rdzenie reagują na promieniowanie. Projekt chce wykorzystać najcenniejsze właściwości zarówno szybkiego jak i termicznego reaktora - bezpieczeństwo i łatwość kontroli tego ostatniego - lepsze własności jąd owe pierwszego. Połączenie dwóch systemów umożliwi badania nad fizyką szybkich reaktorów bez kłopotów z ich kontrolą. /Nucleonics, 14, /12, /R7, /1956/.

NOWY UKŁAD KRYTYCZNY W LOS ALAMOS. Z doniesień Los Alamos Scientific Laboratory wynika, że posiada ono co najmniej 10 układów do doświadczeń krytycznych. Najnowszy - "Hydro" różni się od innych, nisko-energetycznych chłodzonych powietrzem urządzeń, tym, że jest chłodzony wodą i może pracować przy poziomach energii do 3 kW; jest to także pierwsze w LASS urządzenie przenośne, które może być używane także na zewnątrz budynku /unika się wówczas efektu rozpraszania na otaczających ścianach/. Urządzenie to używane jest jako intensywne źródło neutronów dla urządzeń, wymienione po raz pierwszy są następujące: "Honeycomb", "Planeta", "Scripto" i "Little Eva", które trzy były wymienione uprzednio: "Jezebel", "Godiva", "Topsy" - ostatnio pozbawiona płaszczu. /Nucleonics, 14, /1, /R8, /1957/.

200 MW REAKTOR WRZĄCY DLA NRTS. AEC postanowiła wykonać koszt 8,5 mln \$ serię Borax - doświadczalnych reaktorów na wrzącą wodę. Nowe urządzenie, które ma być budowane w Arbor od "Argonne boiling reactor" zostanie zbudowane w ośrodku badawczym Idaho, i będzie miało moc 200 MW cieplnych. W porównaniu z 3 MW Borax 3 200 MW /5 MW elektrycznych/ EBR w Argonne. Jednakże

POOR ORIGINAL

44

Arbor nie będzie wytwarzał elektryczności. Arbor będzie składał się z rdzenia, zbiornika ciśnieniowego, skraplaczy pary, wymienników ciepła, pomp, zaworów i urządzeń pomocniczych. ANL będzie odpowiedzialne za koncepcyjny projekt całego urządzenia i szczegółowy projekt rdzenia, urządzeń kontrolnych i wyposażenia. Arbor ma być gotowy z końcem 1959 roku. Głównym celem jest badanie wpływu różnych parametrów na stabilność i gestosć mocy reaktora. Będzie się badać zmiany ciśnienia, prędkości cyrkulacji i przechłodzenie przy wyjściu. Będzie się także badać różne kombinacje cykli: pośredniego, bezpośredniego i podwójnego oraz różne metody kontroli zarówno takie jak w EBWR jak i inne schematy. /Nucleonics, 15, /1, /R8, /1957//.

S.R.E: NIEMAL GOTOWY. Ukończono niemal budowę doświadczalnego reaktora chłodzonego sodem, budowanego przez Atomic International /NAA/ dla AEC, w górach Santa Susana, około 30 mil na północny-wschód od Los Angeles. Southern California Edison instaluje generatory do wykorzystania pary z 7,5 MW-owego reaktora. Reaktor umieszczony jest pod ziemią w środku wielkiej szopy, w której mieszczą się również pomieszczenia kontrolne, urządzenia do manipulowania paliwem itd. Podobnie jak inne dwa z pięciu reaktorów, objętych 5-letnim programem AEC - a mianowicie EBWR w Argonne i HRT w Oak-Ridge; - SRF rozpocznie pracę późną zimą lub wczesną wiosną; PWR w Shippingport uruchomiony będzie latem 1957 r. /wg Nucleonics, 14, /11, /R6, /1956//.

WIEŻA DO WYMIANY PALIWA. General Electric zalecyła, że "zasilanie paliwem Stacji Drezdeńskiej jest najbezpieczniejszą i najpewniejszą metoda" i w związku z tym buduje obecnie specjalne próbne urządzenie w San Jose, celem sprawdzenia procedury i wyposażenia do wymiany paliwa w 180 kW elektrowni jądrowej, budowanej koło Chicago dla Commonwealth Edison. W stalowej wieży o wysokości 26 m. znajdować się będzie niespawany 14 tonowy stalowy zbiornik o wysokości 17 m. i średnicy 2,5 m, będący modelem zbiornika ciśnieniowego dużego reaktora na wrzącą wodę. Model rdzenia umieszczony będzie na dnie zbiornika wypełnionego wodą, a technicy pracować będą na platformie ponad nim, wsuwając i wyjmując długimi hakami zastępcze pręty paliwowe. Podziemna komora TV umożliwi śledzenie ich pracy z bliska, przewidziano także peryskopy. /Nucleonics, 14, /12, /R7, /1956//.

REAKTOR MARYNARKI WOJENNEJ USA. Naval Research Laboratory w Waszyngtonie, po otrzymaniu zgody od AEC uruchomiono swój reaktor basenowy. Doświadczenia krytyczne xxxxxxxxxxxx trwały do końca grudnia 1956 r. po czym reaktor pracował przy mocy 100 kW. Reaktor ten planowany

- 45 -

i budowany ponad 3 lata kosztuje podobnie jak Ann Arbor - milion dolarów; podobnie też, jest on zaopatrzony w duże pomieszczenie z komorami gorącymi. Jak przewidziano 3,4 kg U-235 stanowi masę krytyczną dla chłodnego, czystego rdzenia oreflektorze wodnym. Siedem kanałów i kolumna termizująca znajdują się w jednym z końców basenu podobnie jak i "system królików" dla krótko żyjących izotopów. Reaktor ten ma służyć 14 naukowym działom NRL i kursowi inżynierii reaktorowej w NRL. /Nucleonics, 14, /12, /R7, /1956//.

POOR ORIGINAL

- 46 -

PALIWO I MATERIAŁY REAKTOROWE

NOWA FABRYKA ZWIĄZKÓW URANU W U.S. W drodze przetargu AEC zleciła produkcję jądrowo czystych soli uranowych z dostarczonego przez nią surowca firmie Allied Chemical and Dye Corp. Propozycja Allied, podająca niską cenę, obejmuje dostawę bardzo czystego UF₆ w ilościach równoważnych 5.000 ton U₃O₈ rocznie. Ze względu na tajemnicę okrywającą zakłady uranu w Fernald i w St. Louis, trudno jest ocenić wielkość tych założeń; w AEC uważa się, że jest to "naprawdę bardzo duży program". Fabryka zostanie zbudowana w dolinie Ohio, której uruchomienie przewiduje się na kwiecień 1959 r. Oprócz fabryki w Fernald prowadzonej dla AEC przez National Lead Co. oraz fabryki w St. Louis, kierowanej przez Mallinckrodt Chemical Works, w najbliższym czasie ma zacząć produkcję budowana kosztem 33 mln. dolarów fabryka w Weldon Spring, około St. Louis, również pod kierownictwem Mallinckrodt. Jednak wszystkie te fabryki zostały zbudowane za pieniądze państwowe i są własnością rządu. Zgodnie z polityką AEC - zachęcania przemysłu prywatnego do większego udziału w programie jądrowym, nowy zakład Allied będzie pierwszym ośrodkiem produkcji uranu całkowicie prywatnym. Allied stosować będzie nowy proces omijający jeden stopień oczyszczenia, istotny w procesie stosowanym w fabrykach AEC. Zamiast tego, konieczne oczyszczenie osiągnie się przez destylację tetrofluorku uranu. /Nucleonics, 14, /12, /R 2, /1956/.

NOWA FABRYKA KONCENTRATU URANU W U.S. AEC upoważniła firmę Lucky Mc Uranium Co. z Salt Lake City, do budowy kosztem 7 mln. dolarów fabryki do produkcji uranu, na obszarze Gas Hill w okręgu Fremont-Wyoming. Lucky Mc był pierwszym odkrywcą rudy uranowej w Wyoming. Fabryka o zdolności przerobowej 750 do 1000 ton rudy dziennie ma zostać ukończona w ciągu jednego roku. Prawdopodobnie największy aparat do wzbogacania /kolumna jonowymienna/ została zaprojektowany i zbudowany przez Utah Construction Co., która ostatnio zyskała udziały /dwie trzecie/ w Lucky Mc. /Nucleonics, 14, /12, /R 3, /1956/.

ODZYSKIWANIE URANU ZE SZLAKI MgF₂. AEC zaproponowała przemysłowi prywatnemu odzyskiwanie 1-5% wagowych uranu ze szlaki fluorku magnezu, wytwarzanej w fabrykach paliwa, w czasie redukcji UF₆ do metalu. Oferta przewiduje sprzedaż 4000 ton rocznie szlaki uranowo-fluorkowej z fabryki AEC; przeróbkę w zakładach prywatnych w celu odzyskania 40-200 ton uranu zawartego w szlacie i odkupienia go przez AEC w jednej z postaci dogodnych do dalszego użycia w zakładach AEC. Magnez i fluor pozostanąby własnością kontrahenta. Oferta przewiduje 5-letni kontrakt, z tym, że początek przeróbki rozpocznie się w okresie

- 47 -

1 lipiec 1958 r. Tą propozycją AEC zainteresowało się 75 firm; termin zgłoszenia propozycji mija 1 kwietnia 1957 r. W międzyczasie AEC organizowała w dniach 6-7 grudnia 1956 r. w St. Louis, tajną konferencję na temat informacji technicznych celem zapoznania przemysłu z technologią przerobu szlaki. Metody stosowane przy takiej przeróbce obejmują ługowanie alkaliczne, strącanie fosforanów, odparowywanie fluorków, wymianę jonową i pranie z kwasem siarkowym. /Nucleonics, 14, /12, /R 2, /1956/.

WALCARKA DO PRODUKCJI PLETÓW PALIWOWYCH. Stanat Mills wystawił na sprzedaż walcarki do produkcji elementów paliwowych z plutonu i innych materiałów - uranu, cyrkonu, berylu, toru. Walcarka ta jest całkowicie zdalnie kierowana i znajduje się w pudle rękawicowym. Dwie takie jednostki zostały dostarczone do AVL i zmontowane pod przezroczystym wyciągiem /z polimeru alylowego CR-39/, wypełnionym helem przy 0,5 do - 1,5 atm; te walcarki między innymi będą robić elementy paliwowe dla szybkich reaktorów powielających. Walcarka taka może dawać płyty do 6 m długości i 0,75 cm grubości oraz kształty: koła, kwadratu, elipsy. Koszty wynoszą: 50 tys. \$ za walcarkę plus ok. 5000 \$ za wyciąg i 15 tys. \$ za aparaturę do zdalnego sterowania i wyposażenie elektryczne. /Nucleonics, 14, /12, /R 12, /1956/.

OTRZYMYWANIE TORU. Podano, że w Oak Ridge National Laboratory wypracowano ekonomiczny sposób ekstrakcji toru. Materiałem wyjściowym są gęste, lepkie zwały piasku monocytonowego, który pochodzi z hut brazylijskich i zawiera średnio 59% wagowych toru. Przy zastosowaniu nowej metody chemicznej można ekstrahować tor w praktyce bez żadnych strat. /Atomkernenergie, 2, 159, /1957/.

DEGUSSA PRZEWADZI INTENSYWNE BADANIA nad otrzymaniem metali o maksymalnej czystości dla celów techniki reaktorowej. Uruchomiono technikum uranowe. Degussa otrzymała zlecenie wytwarzania uranu metalicznego potrzebnego dla reaktora w Karlsruhe. Niedawno zbudowana wiertnia elementów paliwowych z uranu naturalnego umożliwiła dorównanie zagranicy. /Atomkernenergie, 2, 118, /1957/.

PRODUKCJA CYRKONU W AUSTRALII. Zakłady metalurgii proszkowej Metallwerk Plansee w Reutte Tyrol zajmują się dostarczeniem blachy i rur z cyrkonu na koszulki dla pretów uranowych specjalnie dla reaktorów z ciężką wodą. /Die Atomwirtschaft, 2, 105, /1957/.

NOWY PROCES ROZDZIELANIA Hf OD Zr. U.S. Industrial Chemicals Co. otrzymał wyłączną opcję na australijski proces oddzielenia hafnu od chlorku cyrkonu. Trudność oddzielenia tych dwóch metali jest głównym czynnikiem powodującym wysoką cenę jądrowo czystego /wolnego od Hf/ cyrkonu.

POOR ORIGINAL

- 48 -

Proces eliminujący kłopotliwe stadium ekstrakcji chemicznej jest obecnie na etapie doświadczalnym w laboratoriach badawczych USI. Jeżeli proces okaże się opłacalny to USI skorzysta ze swej opcji aby wykupić ogólno-światowe prawa patentowe. /Nucleonics, 15, /1, /R12, /1957//.

KOSZULKI Z NIOBU I WANADU. Firma Accles & Pollock Ltd należąca do grupy przemysłowej Tube Investments otrzymała zlecenie od AERE na wykonanie koszulek dla prętów paliwowych z niobu i wanadu przeznaczonych dla reaktora szybkiego w Dounreay. /Die Atomwirtschaft, 2, /3, /103, /1957//.

FABRYKA GRAFITU W WIELKIEJ BRITANII. W terminie do 1958 r. ma być zbudowana w Newburn Hough nad rzeką Tyne w Anglii wytwórnia grafitu dla techniki reaktorowej o kapitale ponad 17 mln. £. Moc produkcyjna ma wynosić 10 tys. ton grafitu rocznie. Dotychczas istnieje w Anglii tylko jedna fabryka grafitu. /Atomkernenergie, 2, /119, /1957//.

ZUŻYCIĘ ENERGII W URZĄDZENIACH DO ROZDZIELANIA IZOTOPOW. Trzy amerykańskie zakłady dyfuzyjne do wytwarzania U-235 /Oak Ridge, Paducah i Portsmouth/ zużyły w r. 1955 około 45 mln. kWh energii elektrycznej. Ilość ta przy sprawności 25 % jest równoważna 10 tonom U-235. /Atomkernenergie, 2, /159, /1957//.

WODA CIĘŻKA Z SIARKOWODORU. Ostatnio powołano do życia spółkę badawczą dla celów otrzymania deuteru z siarkowodorem i następnie przez spalanie wody ciężkiej. Spółka ta Societe d'E'tude pour Obtenation du deuterium o kapitale zakładowym 1 mil fr. frs. korzystać będzie ze złoża siarkowodoru w Lac w południowo zachodniej Francji. Wzbogacanie w deuter odbywać się będzie na zasadzie wymiany izotopowej wg metody prof. Harteck'a. /Die Atomwirtschaft, 2, /103, /1957//.

DRUGA FIRMA NRF BĘDZIE PRODUKOWAŁA CIĘŻKĄ WODĘ. Pintsch Bamag A.G. w Butzbach w Hesji rozpocznie produkcję D₂O na skalę przemysłową 100 albo nawet 200 ton rocznie. Firma będzie współpracowała z Farbwerke Höchst są w budowie lecz będą produkować tylko 6 ton rocznie. Pintsch Bamag będzie stosował tańszy proces: mianowicie ciepło-zimny proces z H₂S, powszechny w USA. /wg Nucleonics, 14, /11, /R11, /1956//.

FABRYKĘ D₂O KUPIŁA KANADA. Consolidated Mining and Smelting Co. "zakupiła od rządu USA po nieujawnionej cenie fabrykę ciężkiej wody mieszczącą się w jej zakładach nawozów chemicznych w Trail B.C. AEC, dla której "Cominco" prowadziło tę fabrykę, zamknęła ją z początkiem 1956 r. ze względu na zbyt wysokie koszty. Aczkolwiek przerwano produkcję D₂O niektóre części urządzeń zostaną

- 49 -

wykorzystane w fabryce wodoru. Obiekt ten znany jako "Project-9" został zbudowany w 1942-1943 za 2 do 3 mln. \$ jako część "Manhattan project". /Nucleonics, 14, /12, /R12, /1956//.

ZMNIJSZENIE ILOŚCI FABRYK D₂O W USA. AEC zamyka jedną z dwóch fabryk ciężkiej wody. Fabryka w Dana, Indiana ma być stopniowo likwidowana gdyż przewidywane zapotrzebowanie na D₂O wskazuje, że zakład w Savannah River, sam jest w stanie pokryć zapotrzebowanie na najbliższe kilka lat. Likwidacja będzie rozłożona na 9 miesięcy poczynając od wiosny. Dana - działająca od czerwca 1950 roku wyprodukowała pierwszy moderator D₂O dla reaktorów produkcyjnych w Savannah River. Nowsza fabryka D₂O w Savannah River została zbudowana z materiałów bardziej odpornych na korozję. Oba zakłady dla AEC prowadzi Du Pont. Zamknięcie Dana nastąpiło po sprzedaży fabryki w Trail. /Nucleonics, 15, /1, /R12, /1957//.

INDYJSKA FABRYKA D₂O. Vitro Engineering Corp. - techniczni doradcy indyjskiej rządowej fabryki D₂O w Mangal /Pendżab/ budowanej kosztem 52 mln. \$ otrzymają 2,6 mln. \$ za uruchomienie działu produkcji ciężkiej wody, opartej o proces wymiany katalitycznej, lub 1,3 mln. \$ jeśli produkcja zostanie oparta na dystalacji wodoru. Fabryka ma produkować 7,5 tony rocznie /Nucleonics, 14, /1, /R9, /1957//.

POOR ORIGINAL

- 50 -

KRONIKA

BUDŻET USA AEC NA LATA 1956 - 1958

| | 1956 | 1957 | 1958 |
|-----------------------------------|---------|------|------|
| Surowce | 281 | 406 | 599 |
| Specjalne materiały jądrowe | 553 | 603 | 594 |
| Broń jądrowa | 257 | 312 | 452 |
| Rozwój reaktorów: | | | |
| - reaktory mocy /cywilne/ | 42 | 59 | 95 |
| - reaktory dla statków handlowych | 0,06 | 3 | 3 |
| - elektrownie małej mocy | 0,9 | 3 | 5 |
| - reaktory dla okrętów wojennych | 41 | 71 | 84 |
| - reaktory dla samolotów | 50 | 90 | 90 |
| - postęp w technice reaktorowej | 37 | 55 | 70 |
| Badania fizyczne | | | |
| w tym 70% na fizykę reaktorową | 49 | 63 | 71 |
| Biologia i medycyna | 28 | 31 | 36 |
| Szkolenie i wydzwinięcie | 4 | 9 | 17 |
| W milionach \$ | 1342,96 | 1705 | 2116 |

/Atomwirtschaft, 2, 43, /1957//.

WYDATKI NA ENERGIE JADROWA W SZWAJCARII. Oblicza się, że wkłady kapitałowe w przemyśle jądrowym na głowę ludności są w Szwajcarii dziesięciokrotnie, a nawet kilkasetkrotnie niższe niż w USA, Anglii i Francji. Przewiduje się podniesienie inwestycji w ciągu najbliższych 5 lat do kwoty ponad 100 mln. franków szwajcarskich. Jako najpilniejsze zadanie przewiduje się rozszerzenie programu firmy Reaktor AG w Würenlingen i dowień reaktora do celów ogrzewniczych. Prowadzone są także prace przygotowawcze nad projektem doświadczalnej siłowni jądrowej. /Neue Zürcher Zeitung, 17.IV.57r./.

NOWY PROGRAM JADROWY W IZRAELU. Rząd izraelski opracowuje nowy program przewidujący powstanie przemysłu jądrowego. Pierwsze stadium programu spowoduje wydatkowanie 28 mln. \$. /Nucleonics, 14, /1/, R9, /1957//.

SIEDZIBA WIEDZY NARODOWEJ AGENCJI WIEDEN. Prowizoryczna siedziba Agencji mieścić się będzie w kompleksie budynków - Sanatorium Kupców Wiedeńskich. W Koblencji projektuje się wybudowanie stałej siedziby Agencji. W październiku br. na konferencję poświęconą wyborowi władz naczelnych, uchwaleniu programu działania i budżetu na rok następnny, przybędzie do Wiednia ok. 1000 delegatów z 80 państw, 500 obserwatorów dyplomatycznych i 600 dziennikarzy. /Atomkernenergie, 2, 119, 158, /1957//.

- 51 -

MEKSYKAŃSKA KOMISJA ATOMOWA. Prezydent Cortinez wyznaczył 3-osobową Komisję Energii Jądrowej, której członkami zostali Jose Maria Ortiz Tirado, prawnik i dyplomata, poprzedni przewodniczący Meksykańskiego Sądu Najwyższego i ambasador w Kolumbii i w Peru; Nabor Cerillo, rektor Meksykańskiego Uniwersytetu Narodowego, delegat do Komisji ONZ do spraw energii atomowej w 1946 i kierownik delegacji meksykańskiej w Genewie oraz Manuel Sendoral Vallarte, podsekretarz oświaty, fizyk i były profesor M.I.T. Ortiz Tirado jest prezesem, lecz sam Prezydent Cortinez będzie ex officio kierownikiem NAC przy podejmowaniu istotnych decyzji. /Nucleonics, 14, /7/, R11, /1956//.

KOMISJA ATOMOWA URUGWAJU. Państwowe Towarzystwo Elektryfikacyjne, posiadające w tym zakresie monopol w Urugwaju powołało do życia Komisję dla Spraw Energii Atomowej, która oprócz istniejącej już CNEA /Comision Nacional de Energia Nuclear/ będzie zajmowała się badaniem problematyki energetyki jądrowej. W uzasadnieniu powołania tej komisji podnosi się wagę i znaczenie badań jądrowych dla rozwoju gospodarki energetycznej. Komisja będzie posiadała własne laboratorium i będzie szkoliła specjalistów zagranicą. /Die Atomwirtschaft, 2, 137, /1957//.

KOMISJA ATOMOWA BRAZYLII. Prezydent Kubitschek mianował pięciu członków nowej brazylijskiej Comissão de Energia Nuclear pod przewodnictwem admirała Octacilio Cunha. Obserwatorzy stwierdzają, że nowa komisja reprezentuje grupę brazylijskich naukowców i dyplomatów. M. Minister Spraw Zagranicznych Otavio Augusto Dias Carneiro, absolwent MIT z przeszłością naukową i dyplomatyczną; J. Costa Ribeiro, czołowa postać w starej brazylijskiej komisji energii atomowej, która podlegała Narodowej Radzie Badawczej; João Maffei i Bernardo Geisel, również członkowie poprzedniej grupy i profesorowie fizyki i chemii oraz Francisco Humberto. /Nucleonics, 15, /1/, R9, /1957//.

AMERYKANIE PRODUJĄ STWORZENIE NATO-ATOMOWE. John Hopkins, dyrektor General Dynamics zaproponował powołanie ekonomicznej i naukowej organizacji "wolnych" narodów dla celów rozwoju atomistyki, wzorowanej na organizacji Paktu Północno Atlantyckiego. /Nucleonics, 15, /1/, R9, /1957//.

PRACA KOMISJI ENERGII JADROWEJ OEEC. Przewodniczący Komisji dla Spraw Energii Jądrowej przy OEEC, prof. L. Nicolaidis, ogłosił sprawozdanie z osiągniętych ostatnio wyników pracy komisji i badań poszczególnych grup ekspertów. Grupa do spraw chemicznej regeneracji paliwa zdecydowała na przyjęcie projektu, przewidującego budowę zakładu eksperymentalnego o mocy

POOR ORIGINAL

- 34 -

wykorzystania energii jądrowej prowadzą oba państwa wzajemną wymianę doświadczeń z dziedziny kontrolowanych reakcji termojądrowych. Dziesięciu brytyjskich badaczy z tej dziedziny bierze udział w obradach naukowych w Berkeley /Kalifornia/. /Atomkernenergie, 2, 119, /1957//.

BADANIA TERMOJADROWE W ANGLII. weszły w nową fazę: kontrakty na wykonanie części programu zostały zawarte z kilkoma firmami i uniwersytetami, które pracować będą w oparciu o AEA. Jest to nowy program udziału przemysłu i uniwersytetów w pracach nad syntezą lekkich jąder. /Nucleonics, 15/1/, R9, /1957//.

INSTYTUT MAXA PLANCKA O SYNTYZIE JADER. Instytut Fizyki im. Maxa Plancka w Getyndze oświadczył, że: "Zagranicą, a zwłaszcza w USA, ZSRR i Anglii rozpoczęto już dawno prace teoretyczne i doświadczalne nad zjawiskiem fuzji, tzn. łączenia się jąder ciężkiego wodoru. Od pewnego czasu przeprowadza się prace teoretyczne z tego samego zakresu w Instytucie Fizyki im. Maxa Plancka w Getyndze. Prace te rozpoczął prof. dr von Weizsäcker, później w szerszej skali i na nieco odmiennym drodze podjęli je prof. dr Biermann i dr A. Schlüter. Na podstawie wniosków z prac teoretycznych prowadzi się równoległe badania doświadczalne, które można będzie jednak wykonać na większą skalę dopiero po przeprowadzeniu się Instytutu do Monachium. Należy jednak podkreślić, że jest to dopiero pierwsze stadium rozwoju, który może jeszcze długo potrwać. Nie należy się spodziewać, że już wnet ujrzymy w laboratorium prototyp takiego reaktora fuzyjnego. Mimo, że we wszystkich przodujących krajach stale rósł optymizm odnośnie ostatecznego rozwiązania tej kwestii naukowej, a w ostatnim zwłaszcza czasie wzrosła odpowiednio liczba prób i wysiłków, złożony charakter problemu sprawia, że mało kto waży się wydać pewną prognozę o odstępnie czasu, w jakim uda się przejść etap poszukiwań. W tej chwili jest zwłaszcza rzeczą trudną powiedzieć coś autorytatywnego o stopniu zaawansowania prac w Instytucie Maxa Plancka w porównaniu z analogicznymi pracami w innych krajach". /Atomkernenergie, 2, 156, /1957//.

NAGRODA POKOJU DLA NILLSA BOHRA. Niels Bohr otrzymał przyznaną po raz pierwszy nagrodę "Atomy w służbie pokoju" w wysokości 75000 dolarów, ufundowaną przez firmę Ford z inicjatywy prezydenta Eisenhowera za najwybitniejsze osiągnięcia w dziedzinie pokojowego zastosowania energii jądrowej. Spośród 75 kandydatów z 23 krajów wybrano jednomyślnie Bohra jako pierwszego, który zasługuje na tę nagrodę. /Atomkernenergie, 2, 159, /1957//.

- 55 -

ODKRYCIE ANTINEUTRONU. Jak wiadomo w lipcu-sierpniu 1955r. na Uniwersytecie of California wykryto antyproton - pierwszą cząstkę z wykrytych ciężkich antycząstek, wykryto na tymże Uniwersytecie drugą ciężką antycząstkę-antyneutronu. Antyneutron otrzymano w procesie wymiany ładunku między neutronem i antyprotonem. /Atomnaja Energia, 2, 89, /1957//.

AKCELERATOR NA 30 BeV. Amerykańska Komisja Energii Atomowej AEC zatwierdziła w styczniu 1954r. budowę w Brookhaven nowego synchrotronu z silnym ogniskowaniem /Alternating Gradient Synchrotron - synchrotron z przemiennym gradientem/, który będzie przyspieszał protony do energii 30 miliardów eV. Budowa jest w toku, synchrotron ma być uruchomiony w 1960 r. Dzięki zastosowaniu silnych fokalizujących i defokalizujących naprzemian pól magnetycznych, magnes w kształcie pierścienia o długości pół mili waży zaledwie 3500 ton. Początkowo protony są przyspieszane w akceleratorze liniowym długości 33 mtr. do energii 50 MeV i dopiero wtedy wstrzykiwane do synchrotronu. Protony robią 300000 obrotów i za każdym obrotem zyskują energię 100000 eV przy przejściu przez 12 przyspieszających Zmiennych potencjałów o częstotliwości radiowej. Koszt akceleratora 26 mln. \$.

TRUDNOSCI CERN-u. Przy budowie synchrotronu protonowego, wznoszonego przez CERN w okolicach Genewy, wystąpiły trudności. Synchrotron protonowy jest konstruowany na małym wzgórzu o 4000 tonowej walcowej podstawie z betonu o średnicy 200 m. Rozmiary tej podstawy muszą zgadzać się do dziesiątej części milimetra. Dokładne badania gruntu wykazały jednak, że teren z tej strony podnosi się w regularnych odstępach 29 dr. o ok. 1 mm. Zjawisko to wywołane jest przepływem i odpływem Oceanu Atlantyckiego, które to wywołują silne zmiany skorupy ziemskiej. Poza tym zauważono nadzwyczaj słabe trzęsienie ziemi, trwające niekiedy do paru dni. Są one powodowane przez fale podwodne, jakie powstają w Atlantyku na skutek silnych sztormów. Jest rzeczą trudną tak ustawić podstawę synchrotronu protonowego, aby jej rozmiary nie były zmieniane przez silne z obu zjawisk. /Atomkernenergie, 2, 158, /1957//.

EGIPSCY ATOMISCI W MOSKWIE. Naukowcy egipscy z dziedziny atomistyki będą wnet przeszkoleni w ZSRR, aby zastąpić fachowców radzieckich, którzy obecnie pracują w Egipcie. Wg oświadczenia egipskiego ministra handlu Związek Radziecki wybuduje reaktor jądrowy w Egipcie. /Atomkernenergie, 2, 158, /1957//.

REAKTOR AMERYKAŃSKI DLA GRECJI. W ramach układu amerykańsko-greckiego o współpracy w dziedzinie energii jądrowej wybuduje firma amerykańska "AMP

POOR ORIGINAL

Atomics" reaktor w Grecji. Będzie on wzniesiony w okolicy Aten i już w r.1958 oddany do użytku. /Atomkernenergie,2,119,/1957//.

FRANCUSKI KOMISARIAT DLA SPRAW ENERGII ATOMOWEJ podaje, że zatrudnia obecnie 5300 osób, w tym 890 inżynierów. /Atomkernenergie,2,9,/1956//.

NORWESKIE FIRMY OKRETOWE planują budowę tankowca o napędzie jądrowym. /Atomwirtschaft,2,98/1957//.

PRZEDSIĘBIORSTWA PRZEMYSŁOWE BADENII-WIRTEMBERGII powołały do życia Instytut zastosowania izotopów. Kierownictwo instytutu ma objąć profesor Berthold Wildbad/ jeden z najbardziej doświadczonych techników izotopowych. Koszt wyposażenia instytutu wyniesie ok. 75 tys.ł. /Atomkernenergie,1,9,/1956//.

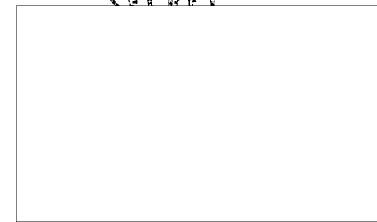
POŻAR W AEC. Największy pożar w AEC zdarzył się gdy w zakładzie dyfuzji gazowej w Paducah, Ky., przegrzał się motor pompy. Pożar dotarł do dachu. Nie był to budynek produkcyjny, zawierał tylko urządzenia pomocnicze. Nie zmniejszyla się wydajność U-235 - operacje nie zostały przerwane dzięki urzędzeniu zastępczemu. Jedna osoba doznała lekkich obrażeń. Koszt wyrządzonych szkód wynosi 2 mln.ł. /Nucleonics,14,12/,R12,/1956//.

NOWE PROGRAMY BADAWCZE W AUSTRALII. Kontrakty badawcze proponowane przez Australijską AEC obejmują: Uniwersytet w Melbourne - badania chemiczne i metalurgiczne nad materiałami koszulkowymi odpowiednimi dla paliw w reaktorach wysoko-temperaturowych; Uniwersytet w Sydney - prace chemiczno-inżynierskie nad zawiesinami i papkami materiałów o dużych gęstościach oraz nad problemami turbin gazowych i przenoszenia ciepła; Uniwersytet w Adelaide - przenoszenie ciepła od wrzących cieczy; Uniwersytet Tasmański - opracowanie dużych liczników na neutrony; nowy Południowo-walijski Uniwersytet Technologiczny - wrzący sól metaliczny, metody ekstrakcji azotanu uranylu z rud, budowa symulatora reaktorowego. /Nucleonics,14,12/,R11,/1956//.

MIĘDZYKRAJOWE NORMOWANIE W DZIEDZINIE ENERGII JĄDROWEJ. Jak donosi sekretariat generalny Międzynarodowej Organizacji Standaryzacji /ISO/ w Genewie, powstał Komitet Techniczny ISO/TC 85 "Energii Jądrowej". Dotychczas następujące państwa, należące do ISO, zgłosiły się do pracy w tym komitecie: Anglia, Austria, Belgia, Bulgaria, Chile, Dania, Francja, Hiszpania, Holandia, Izrael, Japonia, Jugosławia, NRF, Polska, Rumunia, Szwajcaria, Szwecja, USA, Włochy. /Atomkernenergie,2,158,/1957//.

SECRET

Biurow Pełnomocnika Rządu do spraw wykorzystania energii jądrowej



POSTĘPY
TECHNIKI REAKTOROWEJ

I

Dodatek do Nr. 5
Biuletynu Informacyjnego
1957

SECRET

Biurow Pełnomocnika Rządu
do spraw wykorzystania
energii jądrowej

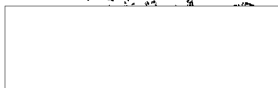


POSTĘPY
TECHNIKI REAKTOROWEJ

I

dodatek do Nr. 5
Biuletynu Informacyjnego

1957



S p i s t r e ś c i

50X1-HUM

- James A. Lane - Ocena danych ekonomicznych o energii jądrowej
- James A. Lane - O ekonomice reaktorów jądrowych
- A. Ertaud - Reaktory w Marcoule
- Rdzeń reaktora EBR uległ zniszczeniu
- R. Reid, D. Duffey, J. Vivian - Wysokotemperaturowa metoda regeneracji paliwa jądrowego
- P. Geuthier - Francuski przemysł chemiczny a energia jądrowa
- Samuel Storchheim - Produkcja i badanie rurowych elementów paliwowych
- W. E. Dennis - Metalurgia a energetyka jądrowa

50X1-HUM

OCENA DANYCH EKONOMICZNYCH O ENERGII JĄDROWEJ

James A. Lane

Progress in Nuclear Energy, Series VIII, Vol. 1, 173-184, 1956/

Zarówno z przyczyn psychologicznych jak i ekonomicznych energia jądrowa staje się ważnym czynnikiem w naszym życiu. Znaczenie objęcia prowadzenia w różnych dziedzinach technologii energii jądrowej zostało zrozumiane zarówno przez poszczególne towarzystwa jak i kraje. Jednakże w ostatniej analizie wielkość znaczenia energii jądrowej i harmonogram organizacji światowego przemysłu jądrowego uzależniono od takich czynników ekonomicznych jak /a/ zapotrzebowanie poszczególnych krajów na nowe źródła energii, /b/ koszty energii jądrowej w stosunku do energii z innych źródeł i /c/ zapotrzebowanie i dostępność paliwa jądrowego. Dane z Konferencji Genewskiej i późniejsze informacje dają podstawę dla oceny tych czynników.

Wzrost przemysłu energetycznego Stanów Zjednoczonych oceniał zespół Atomic Energy Commission, Federal Power Commission, Edison Electric Institut i innych. Oczekuje się, że w przyszłości całkowita moc będzie wzrastać od 4,5% do 6,5% rocznie w następnym 25-leciu, przy czym mniejsze liczby odnoszą się do okresu wcześniejszego. Planowane całkowite moce obliczone na podstawie tych danych i odpowiadające im moce z elektrowni jądrowych przedstawiono w Tabelicy I. Z danych tych widać, że w 1980 roku elektrownie jądrowe będą produkować więcej energii niż obecnie w USA wytwarza się jej w elektrowniach węglowych.

Tabelica I. Plan projektowanego wzrostu energetyki USA. Moc zainstalowana /miliony kW/

| Rok | Moc całkowita | Z elektrowni wodnych | Z elektrowni jądrowych |
|------|---------------|----------------------|------------------------|
| 1955 | 102 | 20 | 0 |
| 1960 | 112-160 | 20 | 0-2 |
| 1965 | 140-220 | 20 | 5-10 |
| 1970 | 180-300 | 25 | 10-30 |
| 1975 | 240-420 | 33 | 30-80 |
| 1980 | 300-500 | 43 | 45-170 |

Dane w Tabelicy I oparte są w mniejszym lub większym stopniu na ekstrapolacji danych z obecnego doświadczenia tempa wzrostu. Cokolwiek inne oszacowania podano na Konferencji Genewskiej, starało się w nich ocenić zapotrzebowanie rynku na nowe moce energetyczne wyrażone w koszcie mocy na zaciskach. Dane zebrano w Tabelicy II, która zawiera wyliczone moce i nakłady inwestycyjne na nowe siłownie. Jakk widać koszty mocy z nowych siłowni

mają być zamieszane do 4 mill/kWh lub niżej, co uważa się za przesłanki przydatne dla rozwoju.

Tabelica II. Zapotrzebowanie rynku na nowe moce energetyczne /1955 - 1975/

| Koszty wytwarzania mocy mill/kWh | $\% \text{ h} \times 10^9$ | Moc nowych mocy przy obciążeniu 60%/ | Łączne nakłady inwestycyjne, mld dolarów |
|----------------------------------|----------------------------|--------------------------------------|--|
| 10 | 9 | 1700 | 0,3 |
| 8 | 26 | 6800 | 1,2 |
| 7 | 118 | 22000 | 3,8 |
| 6 | 340 | 65000 | 11,0 |
| 5 | 580 | 110000 | 19,0 |
| 4 | 740 | 140000 | 25,0 |
| 3 | 855 | 165000 | 28,0 |
| 2 | 874 | 166000 | 29,0 |

Przewidywany wzrost energii światowej od 1955 do 2000 podobnie jak w USA ma wskaźnik wzrostu zmieniający się od 4,7% rocznie do 6% rocznie. W związku z tym światowa moc elektryczna oceniona na około 340 milionów kW w 1955 powinna wzrosnąć do 1100 i 2000 milionów kW w roku 1980. Jednakże w tym samym okresie oczekuje się, że światowe zapotrzebowanie energii wzrośnie tylko trzykrotnie, zaś zapotrzebowanie na paliwa konwencjonalne nawet trochę mniej, w związku ze zwiększeniem sprawności procesów przemiany. Brak jest danych o wzroście światowej energetyki jądrowej, ale ponieważ pobudzi ekonomiczne w tym kierunku w innych krajach są większe niż w USA, więc można się spodziewać, że odpowiednio większy procent nowych mocy będzie tam pochodzenia jądrowego. Zapatrując się optymistycznie na tempo wzrostu możliwym jest, że w 1980 roku na świecie moc elektrowni jądrowych wynosić będzie więcej niż 700 milionów kW.

Koszty energii ze źródeł konwencjonalnych zmieniają się w szerokich granicach w zależności od wielkości siłowni i jej położenia. Zestawienie kosztów siłowni w USA i orientacyjne koszty energii, przedstawiono w Tabelicy III.

W wypadku elektrowni węglowej wielkość kosztów energii utrzymuje się w granicach od 5,4 mill/kWh do 6,9 mill/kWh w zależności od wielkości elektrowni i ceny paliwa. Natomiast dla siłowni spaliniowych koszt energii leży w granicach od 12 do 12,5 mill/kWh dla mocy od 1 do 15 MW. Koszty mocy z elektrowni wodnych zależą w dużej mierze od kosztów tam i uzbiorzenia placu. Jednak z grubsza biorąc koszty te będą tego rzędu co dla elektrowni węglowych. Dlatego, aby konkurować z energią ze źródeł konwencjonalnych w USA elektrownie jądrowe dużej mocy mają produkować energię po 4,5-7 mill/kWh koszt energii z małych siłowni jądrowych ma

być mniejszy niż 12 mil/kWh aby móc konkurować z silnikami spalinowymi.

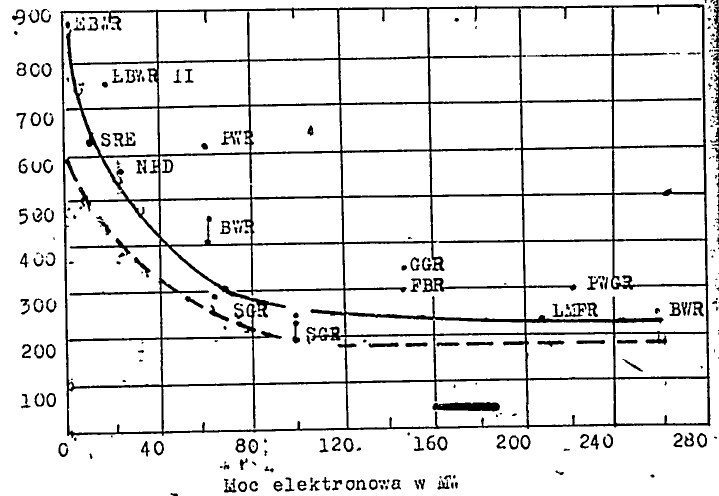
Tablica III. Koszty energii ze źródeł konwencjonalnych

| | | dol/kWh | mill/kWh |
|-----------------------|------------------------------|---------|----------|
| Elektrownie węglowe | 400-600 MW | 135 | 2,8 |
| | 100-200 MW | 150 | 3,2 |
| | 10-50 MW | 165 | 3,5 |
| | kocioł rezerwowy | 7 | 0,15 |
| | koszt paliwa 6,8 dol/t | | 2,4+3,2 |
| Elektrownie spalinowe | 1 MW | 160 | 3,4 |
| | 10 MW | 140 | 3,0 |
| | 15 MW | 135 | 2,9 |
| | Koszt paliwa 14 cent/gallon | | 9,0 |
| Elektrownie wodne | turbogenerator 200 MW | 115 | 2,5 |
| | " " 100 MW | 120 | 2,6 |
| | " " 50 MW | 125 | 2,7 |
| | " " 10 MW | 170 | 3,6 |
| | tama + uzbrojenie placu itd. | 100-200 | 2,1+4,3 |

Założenie: stopień amortyzacji 15%
współczynnik obciążenia 80%
sprawność cieplna 34%

Duża ilość przedstawionych na Konferencji Genewskiej danych pozwala ocenić koszty energii z reaktorów różnych typów i wielkości. Chociaż dane te nie są chyba bardziej dokładne od informacji dostępnych poprzednio z nieujawnionych materiałów, dane genewskie zawierają bardziej powiązany zbiór wiadomości odnośnie obecnego stanu ekonomiki energii jądrowej. Ponadto, pewne dane, jak na przykład koszt uranu niezawzrogaconego, były ujawnione po raz pierwszy. Koszty inwestycyjne elektrowni jądrowych omawianych w Genewie przedstawia Tablica IV, są one podobne do publikowanych poprzednio. Jak i w większości wypadków posiadanych informacji o kosztach reaktorów jądrowych, liczby w Tablicy IV oparte są bardziej na założeniach niż doświadczeniach istniejących już konstrukcji. Prawdopodobnie najbardziej realnymi są dane odnoszące się do małych prototypów elektrowni jądrowych, które obecnie się buduje. Koszty tych małych elektrowni leżą w granicach od 600 ± 1000 dol/kWh mocy zainstalowanej, co nie jest zupełnie na konkurencyjnym poziomie. Nawet podane koszty elektrowni dużej mocy utrzymujące się w granicach 240 ± 450 dol/kWh są 1,2 ± 2 razy większe od stawianych przez warunki konkurencyjności.

Chociaż większość badań ekonomicznych odnosi się do dużych jednostek, ciekawym jest również zagadnienie małych elektrowni jądrowych do produkcji energii w miejscach oddalonych lub w małych krajach. Jeśli koszty małych prototypów reaktorów i koszty projektowanych urządzeń dużej mocy przedstawić w zależności



o d macy można otrzymać wykres przybliżonych kosztów siłowni jądrowych /rys.1/. Krzywa przerywana przedstawia, ocenianą tak przez wielu autorów, możliwość zmniejszenia kosztów dzięki udoskonaleniu obecnej technologii. Poszczególne reaktory zostały na wykresie oznaczone swoimi symbolami, które były objaśnione w Tabelicy IV. Jak widać z wykresu dla jednostek o mocy rzędu 20 MW elektrycznych lub mniejszych, koszty inwestycyjne mogą osiągnąć 400-600 dol/kW - elektryczny. Odpowiadająca tym kosztom amortyzacja równa się 9 - 13 mil/kWh przy współczynniku obciążenia 80%, zaś 12 - 17 mil/kWh przy 60%. Trzeba znacznie zredukować koszty inwestycyjne zanim takie elektrownie zaczną konkurować z konwencjonalnymi elektrowniami małej mocy.

Tabelica IV. Koszty inwestycyjne elektrowni jądrowych

| Typ reaktora | Moc elekt- ryczna, MW | Koszt dol/kW |
|---|--------------------------|-----------------|
| Doświadczalny reaktor wrzący /EBWR/ | 4,5 | 890 |
| Reaktor wrzący z D ₂ O /BWR/ | 250 | 250 |
| Reaktor wrzący z D ₂ O /BWR/ | 62 | 450 |
| 90% D ₂ O - 10% H ₂ O /BWR/ | 62 | 450 |
| H ₂ O - BWR/cyrkulacja naturalna/ | 63 | 400 |
| H ₂ O - BWR/cyrkulacja wymuszona/ | 61 | 425 |
| Prędkie reaktory rozmnażające/FBR/ | 150 | 300 |
| EBR II | 7,5 | 740 |
| Wodny jednorodny /TBR/ | 100 | 200-250 |
| H ₂ R II | 2 | 1050 |
| Reaktor sodowo-grafitowy /SGR/ | 75 | 300 |
| Reaktor sodowo-grafitowy/paliwo- tor/ | 100 | 265 |
| SRE | 7,5 | 630 |
| Chłodzony gazem z moderatorem grafitowym /GGR/ | 150 | 350 |
| Chłodzony wodą z moderatorem grafitowym /PWGR/ | 223 | 290 |
| FWR /D ₂ O, uran naturalny/ | 20 | 375-550 |
| Z paliwem obiegowym w ciekłym metal /LMFR/ | 210 | 240 |

Jednym z punktów kosztów elektrowni jądrowej, niespotykanym w wypadku elektrowni konwencjonalnej są inwestycje w paliwo jądrowe i materiały rozmnażające potrzebne w reaktorze i w urządzeniach przetwórczych. Informacje z referatów genewskich podano w Tabelicy V. Dla uzupełnienia włączono i inne specjalne materiały reaktorowe.

Tabelica V. Wyposażenie reaktora

| Typ reaktora | Moc MW | Paliwo, modera- tor | Ilość kg | Koszt dol/kW | t/MW | Z- bi- lenie U nat. t/MW |
|--|-----------|---------------------------|-------------|-----------------|--------|--------------------------------------|
| Wrzący | | | | | | |
| a/moderator D ₂ O | 250 | U nat. | 39500 | 17 | 0,17 | 0,17 |
| b/moderator D ₂ O | 62 | D ₂ O | 99000 | 17 | 0,48 | |
| | | 0,92% U-235 | 9800 | 22-28 | 0,17 | 0,24 |
| | | D ₂ O | 37600 | 38 | 0,66 | |
| c/90% D ₂ O + 10% H ₂ O | 62 | 0,85% U-235 | 9800 | 21-24 | 0,17 | 0,22 |
| d/cyrkulacja na- turalna H ₂ O | 63 | D ₂ O | 31500 | 32 | 0,56 | |
| | | 1,10% U-235 | 66000 | 175-244 | 1,15 | 2,0 |
| e/cyrkulacja wy- muszona H ₂ O | 61 | 1,15% U-235 | 33000 | 95-135 | 0,57 | 1,0 |
| Woda pod ciśnie- niem - grafit | 223 | 0,92% U-235 | 41000 | 16-18 | 0,20 | 0,28 |
| Woda pod ciśnie- niem - grafit | 5 | 5% U-235 | 550 | 75-130 | 0,12 | 1,15 |
| Sód-grafit | 75 | 1,80% U-235 | 24600 | 60-90 | 0,36 | 1,15 |
| Sód-grafit | 100 | 90% U-235 | 360 | 54-108 | 0,004 | 0,80 |
| Chłodzenie ga- zowe - grafit | 150 | Tor | 10000 | 2 | 0,11 | |
| | | U lekko wzbogacony | 250000 | 93 | 1,8 | 2,0 |
| Prędkie rozmna- żające | 150 | Pu-239 | 500 | 60-110 | 0,0037 | 0,90 |
| Wodny jednorod- ny | 100 | U-233 | 90 | 13-27 | 0,0010 | 0,20 |
| | | Tor | 15000 | 3 | 0,165 | |
| | | D ₂ O | 26000 | 16 | 0,280 | |
| Z paliwem obie- gowym w ciekłym metal | 210 | U-233 | 177 | 13-26 | 0,0009 | 0,18 |
| | | Tor | 21000 | 2 | 0,11 | |
| | | Bizmut | 190000 | 10 | 1,0 | |
| Woda pod ciś- nieniem | 60 | 90% U-235 | 52 | 13-26 | 0,0009 | |
| | | U nat. | 11000 | 11 | 0,20 | 0,39 |

Koszty zmieniają się od 25 dol/kW mocy do 110 dol/kW pomijając reaktory wrzące ze zwykłą wodą, które posiadają bardzo złe wskaźniki z powodu niskiej mocy właściwej. Tam gdzie podane są dwie cyfry odnoszą się one do kosztu wzbogacenia U-235 po 30 dol/gram i kosztów uranu naturalnego po 40 dol/kg. Przy rocznym stopniu

POOR ORIGINAL

- 9 -

amortyzacji 4% odnośne koszty energii wahają się od 0,14 do 0,60 mill/kWh. Natomiast przy stopniu amortyzacji 12% koszty wyposażenia paliwowego wynoszą 0,4 + 1,9 mill/kWh stając się bardzo poważnym składnikiem kosztów energii.

Koszty inwestycyjne na urządzenie potrzebne do zaopatrzenia reaktora w paliwo i inne specjalne materiały, a także na urządzenia do ich przeróbki stanowią poważną sumę w każdym wypadku siłowni dużej mocy. Dwa ciekawe artykuły jeden angielski, drugi amerykański oświetlają ten aspekt ekonomiki energii jądrowej. Ponieważ takie informacje zostały opublikowane po raz pierwszy warto się nad niektórymi zastanowić. Zestawienie omawianych kosztów inwestycyjnych podanych przez Davis'a zawiera Tablica VI. Jak widać najpoważniejszymi pozycjami są: zakład odzienia izotopów dostarczający wzbogacony materiał paliwowy, zakład ciężkiej wody i zakład przeróbki chemicznej. Opierając się na podanych liczbach same te zakłady dodają do kosztów energii od 2 do 4 mill/kWh.

Tablica VI. Koszty inwestycyjne urządzeń pomocniczych elektrowni jądrowej

| Składowa | koszt dol/kW mocy |
|---------------------------------------|----------------------|
| Badanie, wydobycie, koncentracja rudy | 1 |
| Czyszczenia, redukcja | 1-3 |
| Zakład wzbogacenia izotopowego | 14-80 |
| Obróbka elementów paliwowych /zimna/ | 5 |
| Obróbka elementów paliwowych /gorąca/ | 15 |
| Produkcja ciężkiej wody | 30-50 |
| Produkcja cyrkonu | 1-2 |
| Obudowa reaktora i obiegu pierwotnego | 10-20 |
| Przeróbka paliwa | 30-60 |

Jednakże dane Davis'a mogą być przestarzałe zaś przy głębszym wypaleniu i bardziej efektywnym odprowadzeniu ciepła te urządzenia mogą obsługiwać reaktor o mocy trzy razy większej od przyjętego do tego oszacowania. Wówczas koszty inwestycyjne byłyby trzy razy mniejsze. Niezależnie od tego, czy koszty tych jednostek pomocniczych będą wyższe lub niższe, faktem jest, że urządzenie, szczególnie urządzenie do dyfuzji i ciężkiej wody, są zbyt duże aby w pierwszej fazie były ekonomicznymi. Na przykład aby koszty inwestycyjne wynosiły 200 dolarów za moc produkcyjną "funt ciężkiej wody rocznie" zakład powinien mieć moc produkcyjną od 25 do 50 ton rocznie, co daje koszt zakładu około 10-20 milionów dolarów. Zakład taki mógłby w przeciągu 10 lat zaopatrzyć w ciężką wodę siłownię łącznej mocy zainstalowanej 500000 - 1000000 kW elektrycznych. Tak wielkie wydatki inwestycyjne na te zakłady mogą poważnie

- 10 -

powstrzymać małe kraje planujące obecnie budowę przemysłu jądrowego; USA mogą odebrać tu wielką przysługę przez wykorzystanie swoich istniejących już zakładów dla celów pomocy światowej rozwojowi energii jądrowej w jego początkowym okresie.

Wysokość kosztów energii wynikająca z sumy inwestowanych w siłownię jądrową, wyposażenie jej w paliwo i materiały specjalne, a także w urządzenia towarzyszące, jest uzależniona od ilości kilowatogodziny energii produkowanej w ciągu roku na megawat instalowany i wysokości stopnia amortyzacji. Ponieważ możliwe jest zaprojektowanie siłowni jądrowych mających albo wysokie koszty inwestycyjne i niskie koszty paliwa lub na odwrót, wybór współczynnika obciążenia i wysokości stopnia amortyzacji ma wielkie znaczenie przy wyborze najtańszego typu i konstrukcji reaktora. Informacje podane przez Prentice'a o współczynniku obciążenia okresu eksploatacji konwencjonalnych siłowni wskazują, że nowe jednostki pracują na maksymalnej mocy przez pierwszych 7-8 lat, ale po 20 latach pracy ich współczynnik obciążenia jest mniejszy niż 10%. Ponieważ każdy użytkowy system energetyczny posiada więcej jednostek nowych niż starych, to nawet wtedy gdy średnie obciążenie systemu wynosi 60%, średnie obciążenie w okresie eksploatacji pojedynczych jednostek wynosi tylko 43%.

Analiza przeprowadzona przez Prentice'a odnośnie systemów obejmujących siłownię jądrowe i konwencjonalne wykazała, że współczynnik obciążenia okresu eksploatacji dla siłowni jądrowej wynosi tylko 50%. Należy zauważyć dwie cechy charakterystyczne siłowni jądrowych, które mogą zmienić na lepsze wywoły wspomnianej analizy odnośnie współczynnika obciążenia okresu eksploatacji. Pierwsza z nich jest to, że za każdym następnym załadunkiem paliwa, do jego wyrobu i przeróbki mogą być wprowadzone nowe ulepszenia co dać może w rezultacie stałe zmniejszenie kosztów paliwa. W pewnym momencie może nastąpić taka obniżka kosztów paliwa, że siłownia jądrowa nigdy nie będzie, w takim sensie jak siłownia konwencjonalne, przestarzałymi /tj. mało sprawnymi/. Druga szczególna cecha siłowni jądrowych również wynika ze zmniejszenia kosztów paliwa. W siłowniach których koszty paliwa są 1 mill/kWh lub mniejsze, możliwe jest sprzedawać moc przy obciążeniach nieszczytowych po cenach znacznie niższych, zwiększając ogólny dochód.

Taka siłownia miałaby nie tylko wysoki własny współczynnik obciążenia, ale również zwiększałby się średni współczynnik obciążenia systemu przez wzrost zapotrzebowania na tanią energię nieszczytową. Z tych względów całkowite obciążenie okresu eksploatacji może być raczej określone przez niezawodność i długowieczność reaktora i urządzeń pomocniczych niż wiek siłowni

POOR ORIGINAL

- 11 -

i zapotrzebowania energii. Wysokość stopnia amortyzacji sum początkowo zainwestowanych zależy od systemu finansowania obiektu. Davis przytacza szereg przykładów stopnia amortyzacji podanych w Tabelicy VII. Chociaż w większości amerykańskich rozważań ekonomicznych przyjmuje się 14% amortyzacja, w oddzielnych wypadkach można stosować również niższy stopień amortyzacji. W wypadku niskich kosztów rocznych związanych z zainwestowanymi sumami, osiągnięcie wysokiego współczynnika obciążenia nie jest tak ważne.

Tabelica VII. Przykłady stopni amortyzacji obiektów /w procentach od zainwestowanego kapitału/

| | Prywat- nych | Użytecz- ności publicz- nej | Finansowa- nych przez państwo |
|-------------------------------------|-----------------|--------------------------------------|-------------------------------------|
| Finansowanie indy- dualne % | 40 | 5 | 0 |
| Finansowanie akcyjne % | 60 | 95 | 0 |
| Zwrot kapitałów ind. % | 9 | 9 | 0 |
| Okres eksploatacji obektu, lata | 25 | 25 | 25 |
| Czysty zysk % z kapitałów ind. % | 3,6 | 0,45 | 0 |
| z kapitałów akcyjnych | 2,1 | 3,32 | 2,25 |
| Podatek dochodowy | 5,1 | 3,38 | 2,25 |
| Uzupełnienia | 2,0 | 2,0 | 0 |
| Podatek dochodowy | 0,2 | 0,2 | 0 |
| | 4,2 | 0,5 | 0 |
| Straty kapitału /deprecjacja/ | 12,1 | 6,5 | 2,25 |
| Ogólny stopień amorty- zacji % | 1,9 | 2,5 | 3,0 |
| | 14,0 | 9,0 | 5,25 |

Cykl paliwa - sprawę oceny kosztów paliwa dla wielu siłowni jądrowych komplikuje stale fakt, że nikt nie wie jak głęboko wypalenie uranu w elementach paliwowych można osiągnąć zanim trzeba je wymienić, a następnie wycofać lub poddać przeróbce w celu odzyskania nie wypalonych materiałów rozszczepialnych i tych, które powstały w trakcie pracy. Potrzeba wymiany elementów paliwowych może być wywołana albo zużyciem z powodu uszkodzeń od promieniowania, albo niedostateczną ilością pozostałego materiału rozszczepialnego aby utrzymać reaktywność. O znaczeniu tego zagadnienia mówi fakt, że pięć referatów Konferencji Genewskiej omawiało cykle paliwa, zaś niektóre z nich w szczególności problem otrzymania głębokiego wypalenia w reaktorach niejednorodnych. Co się tyczy sprawy uszkodzeń elementów

- 12 -

paliwowych od promieniowania, to są przyczyny aby przypuszczać, że wypalenie rzędu 2% od wszystkich atomów w stopie paliwowym dla wielu elementów jest granicą, powyżej której te uszkodzenia są już niebezpieczne. Ponieważ to odpowiada wypaleniu 15000 MWd/t dla czystego uranu zaś liczbie większej dla stopów uranowych, prawdopodobnym jest, że dla reaktorów o małym wzbogaceniu paliwa zasobniczym ograniczeniem wypalenia będzie posiadany zapas reaktywności. Natomiast w wypadku paliwa wzbogaconego, jak również w reaktorach prędkich uszkodzenia od promieniowania będą określać wypalenie w czasie cyklu paliwa. Co się tyczy zmian reaktywności i długości wypalenia to istnieją duże rozbieżności w różnych pracach co do okresu eksploatacji paliwa. Na przykład jeśli początkowa wartość współczynnika przemiany, który określony jest jako ilość atomów Pu-239 powstających przy rozpadzie atomu U-235 wynosi 0,9, co świadczy o dużej oszczędności neutronów w systemie, Spingrad podaje, że wypalenie uranu naturalnego w czasie cyklu wynosi 4500-7500 MWd/T w zależności od metod rozładowania i rozmieszczenia paliwa w reaktorze. Przy wzbogaceniu 1,4% można osiągnąć dwa razy większe wypalenie jeżeli przyjmie taki sam współczynnik przemiany. Natomiast Levis uważa, że możliwe jest wypalenie nawet 10000 MWd/T dla naturalnego uranu nawet przy początkowej wartości współczynnika przemiany 0,8. Oczywiście jest, że potrzeba znacznie więcej danych doświadczalnych aby odpowiedzieć na pytanie o głębokości wypalenia elementów paliwowych. Wydaje się, że główna trudność leży w ocenie długotrwałego zatrucia produktami dzielenia oraz własności rezonansowych izotopów plutonu.

KOSZTY PALIWA. Koszty paliwa w każdej siłowni jądrowej /nie licząc wyposażenia w paliwo/ składają się z szeregu punktów, zależących od ilości materiału potrzebnego do wyprodukowania jednostki mocy lub po prostu od cyklu paliwa. Są one wyszczególnione w Tabelicy VIII. Tabelica ta informuje o względnej wysokości różnych kosztów paliwa dla głębokości wypalenia 10000 MWd/T. Warto podkreślić, że dla reaktorów pracujących na paliwie słabo wzbogaconym koszt zużycia paliwa jest znacznie większy od kosztów wyprodukowania paliwa i jego przeróbki. Koszty zużycia paliwa dla wszystkich wzbogaceń i głębokości wypalenia można ocenić na podstawie rys.8 z referatu genewskiego R-2/476. Podane tam wartości otrzymano z kosztów paliwa wysoko wzbogaconego U-235 po 15-30 dol./gram i przy założeniu, że zakład dyfuzji usua resztki przy najbardziej ekonomicznej koncentracji.

- Czynnikiem, który ma ogromny wpływ na koszty paliwa w reaktorach na uran naturalny lub lekko wzbogacony jest możliwość sprzedaży wyprodukowanego w czasie pracy reaktora plutonu. Sprzedaż plutonu po 15 dol./gram może zmniejszyć koszty zużycia paliwa na 1-2 mill/kWh

POOR ORIGINAL

- 13 -

odpowiednio dla uranu naturalnego i 2% U-235.

Tablica VIII. Składowe koszty paliwa

| | dol/kg | mill/kWh x/ |
|-----------------------------|---------|-------------|
| Zużycie U-nat | 40 | 0,60 |
| Zużycie 1% U-235 | 75-90 | 1,14-1,47 |
| Zużycie 2% U-235 | 200-340 | 2,12-3,74 |
| Przeróbka chemiczna | 4 | 0,06 |
| Wyrób elementów paliwowych | 16-60 | 0,24-0,29 |
| Regeneracja zużytego paliwa | 13 | 0,20 |

x/ - dla 10000 MWd/T = napromieniowanie/cykl.

CAŁKOWITE KOSZTY ENERGII JĄDROWEJ. Ogólnie biorąc koszty energii z siłowni jądrowych dużej mocy ocenia się w materiałach konferencji Genewskiej w granicach 5-9 mill/kWh, to jest tak jak przewidywano poprzednio. W Anglii np. oceniają, że koszt energii z reaktora w Calder Hall wyniesie 9 mill/kWh nie licząc zysku za wyprodukowany pluton, przy założeniu stopnia amortyzacji 9% od nakładów na reaktor i 6% od nakładów na pozostałe urządzenia. Przy stopniu amortyzacji 15% jaki stosuje się zazwyczaj w USA, koszt brutto energii w Calder Hall wyniósłby około 13 mill/kWh. Stąd widać, że bezpośrednio porównywanie podanych kosztów energii bez bliższego zbadania przyjętych założeń nie ma sensu.

W dalszym ciągu nie można nic powiedzieć o informacjach ekonomicznych z ZSRR przede wszystkim dlatego, że w radzieckich referatach nic nie podano na temat zniżenia kosztów energii. Mówi się natomiast o możliwości wytwarzania energii w elektrowni dużej mocy tego samego typu co istniejąca już 5000 kW siłownia, produkująca energię po 10-20 kop/kWh. Według oficjalnego kursu przeliczeń byłoby to po 25-50 mill/kWh, ale zgounie z Wayne'm na podstawie rzeczywistej siły nabywczej amerykańskiej koszt ten będzie mniej więcej około 10-20 mill/kWh. Według naszych kalkulacji jest to dużo, możliwe, że przyczyną jest tu zbyt duża ilość użytej w reaktorze stali nierdzewnej, co powoduje nieekonomiczne zużycie paliwa. Przepuszczenie to potwierdza fakt, że trzeba było użyć uranu o 2,5% wzbogaceniu, co prowadzi do stosunkowo wysokich kosztów paliwa.

Orientacyjne koszty podawane w materiałach amerykańskich również oparte są o pewne wielkości założone, jak współczynnik obciążenia i stopień amortyzacji. Najwyższe koszty energii podano dla Prototypu Wrzającego Reaktora energetycznego mocy 5000 kW. Koszty energii z tego samego reaktora dochodzą do około 33 mill/kWh. Jako przeciwny krańcowy wypadek można przyjąć koszty energii równe 4-5 mill/kWh dla elektrowni dużej mocy pracującej w sprzyjających warunkach. Takie warunki dla różnych typów siłowni zebrano w Tablicy IX. Możliwość spełnienia tych warunków i osiągnięcie takich kosztów energii

- 14 -

zależy od znalezienia łącznego rozwiązania dla zagadnień głębokiego wypalenia i zniżenia kosztów przeróbki, lub chociażby dla każdego z nich z osobna. Trzeba także mieć na uwadze to, że jednym z warunków aby energia była tania jest wysoki współczynnik obciążenia.

Tablica IX. Warunki pracy i koszty reaktora, przy których koszt energii wyniesie 4-5 mill/kWh

| Typ reaktora | Koszty kW mocy zainstalowanej dol/kWh | Paliwo | MWD/T |
|------------------------------------|---------------------------------------|--|--|
| Z ciężką wodą pod ciśnieniem | 200 | U nat. chłodzenie i moderator D ₂ O | 5000+6000 |
| Z moderatorem i chłodzeniem wodnym | 200 | 1% U-235 | 10000 |
| Prędko rozmnażający x/ | 270 | Rdzeń: 10% Pu 90% U-238 Płaszcz: 1% Pu 99% U-238 | Wypalenie 20% Pu w rdzeniu/cykl /współczynnik przemiany 1,6/ |
| Wodny jednorodny x/ | 200 | Rdzeń: 3gU-233/litr D ₂ O Płaszcz: 1000g Th 3gU-233/litr D ₂ O | 75% wypalanie U-235 w czasie cyklu /współczynnik przemiany 1,15/ |
| Sodowo-grafitowy /6-7 mill/kWh | 240 | 2% U-235 | 10000 |

Dane wyjściowe: 40 dol/kg U nat; zysk z otrzymanego materiału rozszczepialnego 15-30 dol/gram; współczynnik obciążenia 90%; roczny stopień amortyzacji siłowni 15% zaś wyposażenia paliwem 4%.

x/ Koszt przygotowania paliwa 1 dol/gram.

Dotąd przyjmowano jego wielkość między 60% i 100%. Wydaje się oczywistym, że jeżeli będzie można zbudować siłownię jądrową, która będzie mogła pracować niezawodnie i będzie mieć tanie paliwo, to w ogóle zniknie potrzeba zatrzymywania jej. Współczynnik obciążenia stanie się wówczas współczynnikiem "możliwości" i liczba 90% lub wyżej nie będzie wyglądać nierealnie. Zasadniczymi problemami jest zniżenie kosztów paliwa,

POOR ORIGINAL

- 15 -

zwiększenie niezawodności oraz przedłużenie okresu eksploatacji siłowni.

Najważniejsze dane o zasobach paliw jądrowych pochodzą z Genewy. Johnson reprezentując bardzo optymistyczny pogląd stwierdził: "ocenia się, że zasoby uranu w krajach Zachodu wynoszą jeden lub dwa miliony ton uranu. Jest to uran, który można wyprodukować średnio po 10 dol/funt U_2O_5 w stanie wysokiej koncentracji". Johnson stwierdza również, że złoża o niskiej zawartości, z których uran może być otrzymywany po 10-30 dol/funt zawierają kilka dodatkowych milionów ton uranu. Mniej jest wiadomości o zasobach toru, ale przyjmuje się ogólnie, że całkowita ilość ekonomicznie dostępnych złóż toru jest około dziesięć razy mniejsza od ilości uranu. Jednakże zapotrzebowanie na tor może być odpowiednio mniejsze ponieważ wyposażenie materiałowe nawet w torowych reaktorach rozmnażających będzie pochodzić z uranu.

Dostępne zapasy paliw jądrowych można porównać z zapotrzebowaniem, opierając się na danych z Konferencji Genewskiej o wyposażeniu reaktorów i wypełnieniu. W większości typów reaktorów, jak to widać z Tabelicy V, wyposażenie w paliwo wynosi od 0,2 do 1,0 tony uranu naturalnego lub jego równowartości na megawat mocy zainstalowanej. Te liczby w połączeniu z planami światowej energetyki jądrowej wskazują, że wyposażenie reaktorów na świecie może wynieść w roku 1980 100000-700000 ton materiałów rozszczepialnych. Odpowiednie zapotrzebowanie paliwa do wymiany wypalonego, przyjmując wypalenie 20000 MWd/T, może osiągnąć 35000 ton rocznie do roku 1980. Zapotrzebowanie to jest znacznie mniejsze od zbadanych dotąd zasobów.

- 16 -

O EKONOMICZNE REAKTORÓW JĄDROWYCH

James A. Lane

Progress in Nuclear Energie, Series VIII, Vol. 1, 349-363, /1956/.

Zagadnienie oceny kosztu paliwa, a stąd i kosztu energii z elektrowni jądrowych komplikuje się przez to, że wpływa na nie szereg zależnych od siebie czynników takich jak stopień wzbogacenia, bilans neutronów, wypalenie na cykl, produkcja materiału rozszczepialnego w równym stopniu jak i koszty materiału, obróbki i ilości odzyskanego materiału rozszczepialnego, z paliwa wypalonego. Ponieważ czynniki te zależą od wyboru i postaci wsadu paliwa, rozmiarów reaktora i jego warunków pracy, więc też koszt wsadu będzie różny dla każdego typu i konstrukcji reaktora. Oprócz tego, koszt paliwa dla danego reaktora może zmienić się z czasem /przy każdym następnym zażądaniu/ ponieważ można zmienić wzbogacenie i konstrukcję elementów. Postęp w dziedzinie technologii elementów paliwowych prowadzący do zmniejszenia kosztu paliwa można stosować na ogół do wszystkich reaktorów posiadających podobne, lub porównywalne warunki chłodzenia.

Stąd też nie można rozpatrywać danych o koszcie paliwa dla jakiegokolwiek reaktora jako charakterystycznych dla tego typu reaktorów. Badania poprzednie wykazały, że na ekonomikę energii jądrowej ma znacznie większy wpływ przyjęty system eksploatacji niż wybór układu jądrowego. Z powodu złożonego i zmiennego charakteru kosztów paliwa, bezpośrednie porównywanie kosztów energii z określonych reaktorów nie może służyć jako podstawę do wyboru typu i konstrukcji reaktora bez pełnego zrozumienia podstawowych danych ekonomicznych wchodzących w skład kosztów. Stąd też nabiera właściwego znaczenia wpływ postępu technologicznego i zmian kosztów jednostkowych na przyszłe koszty związane z danym typem reaktora.

W latach 1952, 1953 grupa pracowników Atomic Energy Commission i zespoły specjalistów z przemysłu przeprowadziły studia różnych typów reaktorów aby określić jaką kombinacją paliwa, moderatora, chłodziwa okaże się najbardziej obiecującą jeśli chodzi o ekonomiczne wytwarzanie energii. Na podstawie tych prac zostało wybrane pięć typów reaktorów /z wodą pod ciśnieniem, wodno-wrzący, sodowo-grafitowy, wodny jednorodny i prąd powielający/ do intensywnego opracowywania. AEC rozpoczęło konstruowanie prototypów reaktorów. Podczas gdy prace nad tymi pięcioma typami trwają, w ciągu ostatnich pięciu lat lista typów reaktorów po których można czegoś oczekiwać znacznie się powiększyła. Częściowo jest to spowodowane postępem techniki, ale przede wszystkim wywołane jest tym, że co raz to nowe grupy zaczynają

POOR ORIGINAL

- 17 -

się interesować tymi problemami i wkraczając w dziedzinę energii jądrowej szukają odmiennej podejścia do problemu. Dlatego jeśli włączyć reaktory małej mocy, łączna liczba opracowywanych obecnie typów wyszczególnionych w Tabeli I wyniesie dwanaście.

Następujące dane przyjęto do oceny kosztów energii z różnych typów elektrowni jądrowych, /za wyjątkiem wypadków omówionych oddzielnie/:

Materiały reaktorowe:

| | |
|------------------------|---------------------------------|
| Uran naturalny | 40 dol/kg |
| Tor | 43 dol/kg |
| Uran wysoko wzbogacony | 15-30 dol/gram U ²³⁵ |
| D ₂ O | 61 dol/kg |

Stopnie amortyzacji:

| | |
|--|---------------|
| Reaktor i turbiny | - 15% rocznie |
| D ₂ O i pozostałe niedopracowane elementy | - 12% rocznie |
| Paliwo jądrowe | - 4% rocznie |

Współczynnik obciążenia: 80%

Cały szereg reaktorów małej mocy rzędu 10-50 MW ciepłych zaprojektowano stosując płytkowe elementy paliwowe typu MTR, z uranu posiadającego wysokie wzbogacenie U-235 w postaci stopów lub dyspersji w aluminium, stali nierdzewnej lub cyrkonie. Do wymienionego typu należą między innymi. Reaktor Termiczny dla Łodzi Podwodnej /STR/, Wojskowy Przenośny Reaktor Energetyczny /APFR/, Doświadczalny Reaktor Energetyczny Uniwersytetu Florydzkiego i Wrzący Reaktor Doświadczalny /Borax III/.

Jak widać z Tabelicy II koszty paliwa stanowią tu poważną część kosztów energii, co spowodowane jest wysokim wzbogaceniem paliwa dla reaktorów tego typu. W Tabelicy tej podano koszty dla dwóch konstrukcji: pierwotnej i udoskonalonej. Bardzo ważne są takie czynniki jak wypalenie za cykl i zawartość U-235 w elemencie paliwowym. Na przykład jeśli wypalenie za cykl w reaktorze Borax III byłoby zwiększone do 40% przez zwiększenie zawartości U-235 ze 136 g do 200 g na element, to koszty wykonania i przeróbki zmniejszyłyby się o 7,6 mill/kWh przy zwiększeniu nakładów inwestycyjnych o 0,2 - 0,4 mill/kWh to jest możnaby zaoszczędzić więcej niż 7 mill/kWh. Koszty całkowite energii w tym wypadku układałyby się w granicach 16,9 - 21,3 mill/kWh przy pracy na pełną moc. Co się tyczy danych APFR to koszty inwestycyjne podane są łącznie z kosztem paliwa, grupa ORNL projektująca APFR oceniła całkowity koszt energii z tego reaktora na 52 mill/kWh.

Należy dodać, że chociaż w rzeczywistości APFR produkuje i ciepło i energię to jednak przytoczone dane odnoszą się do równoważnej siłowni produkującej tylko energię elektryczną. Przytoczono także koszty odnoszące się do konstrukcji udoskonalonej, wskazujące, że dla tego typu reaktora możliwe jest poważne zmniejszenie kosztów.

x/ mill - tu 0,001 dolara

- 18 -

Tabela I. Typy reaktorów energetycznych

| Oznaczenie reaktora | Projektant |
|---|--------------------------------|
| M o d e r a t o r - H₂O | |
| Termiczny dla Łodzi podwodnej /STR/ | ANL, Westinghouse |
| Wojskowy przenośny energetyczny /APFR/ | ORNL, ALCO |
| Z wodą pod ciśnieniem /PWR/ | Westinghouse, Jankee Atomic |
| Z wodą pod ciśnieniem przetwarzający Th-U | Babcock and Wilcox |
| Wodny wrzący /EBWR, itd/ | ANL, AEP, GE. |
| Wodny wrzący z podwójnym cyklem | General Electric |
| Z paliwem U-235 jednorodny /HRE/ | ORNL |
| M o d e r a t o r - D₂O | |
| Chłodzony H ₂ O /NRX/ | Kanada |
| Chłodzony D ₂ O | Canadian General Electric itd. |
| Chłodzony CO ₂ | ZSRR |
| Chłodzony sodem | NDA |
| Wodny jednorodny /HRT itd/ | ORNL, Westinghouse |
| M o d e r a t o r - grafit | |
| Chłodzony powietrzem /G-1/ | Francja |
| Chłodzony CO ₂ /Calder Hall, G-2/ | Anglia, Francja |
| Chłodzony H ₂ O | G.E./Hanford/, ZSRR |
| Chłodzony sodem /SRE, SGR/ | MAA Atomic International |
| Chłodzony bismutem | Florida Power Group |
| Z paliwem obiegowym w ciekłym metalu /LFMR/ | BNL, Babcock and Wilcox |
| Z gazową turbiną w zamkniętym cyklu x/ | Ford Instrument |
| M o d e r a t o r organiczny | |
| Chłodzony dyfenzylem /ONRE/ | NAA |
| M o d e r a t o r berylowy | |
| Epitermiczny dla łodzi podwodnej /SIR/ | G.E. /KAFL/ |
| B e z m o d e r a t o r a. | |
| Frądki energetyczne rozmazające /EB R-II itd/ | ANL, APDA, Anglia |

x/ rozważa się wybór moderatora.

POOR ORIGINAL

- 19 -

Tablica II. Dane ekonomiczne reaktorów małej mocy z moderatorem wodnym.

| Oznaczenie reaktorów typ reaktora | Borax III wodny wrzący | Przenośny Wojskowy Energetyczny /APPR/ Wodny pod ciśnieniem |
|--------------------------------------|---------------------------|--|
| Moc cieplna MW | 10 | 15 ^{2/} |
| Moc elektryczna MW | 2 | 3,5 |
| Koszt miliony dolarów | 0,55 | 0,55 |
| Koszt dol/KW | 275 | 157 |
| Koszty inwestycyjne mill/kWh | 5,9 | 3,4 |
| Wypalanie w ciągu cyklu % | 17 | >31 |
| Koszty paliwa mill/kWh: | | |
| wyposażenie w U-235 ^{1/4/} | 0,8-1,5 | 0,4-0,8 |
| wypalanie U-235 ^{1/} | 3,9-7,7 | 3,9-7,7 |
| przeróbka | 4,7 | 4,7 |
| Koszty ruchu mill/kWh | 8,6 | 5,7 |
| Całkowity koszt energii mill/kWh | 30,1-34-6 | 24,3-28,5 ~ 52 |

- 1/ po 15-30 dol/gram
2/ dla konstrukcji udoskonalonych
3/ stopień amortyzacji 10%
4/ zmagazynowane elementy paliwowe.

Koszty te jednak nie zawierają kosztu wyposażenia w paliwo. Również roczne roczne koszty eksploatacji i konserwacji w wysokości 21000 dol nie uwzględniają stanu pełnego zatrudnienia. Te dwa czynniki mogą spowodować wzrost kosztów energii do około 5 mill/kWh.

- 20 -

Do reaktorów dużej mocy z wodą pod ciśnieniem należą: reaktor firmy Westinghouse - Duquesne, reaktor The Jankee Atomic Electric Company, oraz reaktor przetwarzający U+Th Consolidated Edison Company. Dane dotyczące tych reaktorów podano w Tablicy III. Koszty energii z PWR Westinghouse'a nie zostały opublikowane szczegółowo i ocenia się je na 52 mill/kWh dla pierwszego rdzenia, zaś na 15 mill/kWh dla trzeciego rdzenia po pięciu latach pracy. Liczba 52 mill składa się z kosztów amortyzacji po 15 mill/kWh, ruchu po 3 mill/kWh oraz wyrobę i przeróbki paliwa po 39 mill/kWh z czego trzeba odjąć 5 mill/kWh uzyskiwane z odzyskanego nie wypalonego paliwa. Przypuszcza się, że współczynnik obciążenia będzie wzrastać od 10% do 80% w okresie pierwszych pięciu lat pracy.

Tablica III. Dane ekonomiczne reaktorów z wodą pod ciśnieniem.

| Firma | Westinghouse Duquesne | Jankee Atomic Electric | Consolidated Edison etal. |
|-------------------------------|--------------------------|---------------------------|------------------------------|
| Całkowita moc cieplna MW | 236 | 480 | 500 |
| Moc elektryczna MW | 100 ^{1/} | 134 | 250 ^{2/} |
| Sprawność elektryczna netto % | 25 | 28 | 28 |
| Koszty inwestycyjne mil. dol. | | | |
| Reaktor | 27,7 | 17,4 | |
| Turbiny, generatory itd. | 10,0 | 16,0 | 55 |
| Wypalanie reaktora -kg | | | |
| Paliwo uranowe | 52 | 28.800 | 275 |
| Wzbogacenie | 90 | 2,7 % | 90 |
| Materiał rodny | 10.800 U-nat. | - | 8.100 Th |
| Moc właściwa KW ciepła/kg | 22 | 17 | 60 |
| Głębokość wypalenia MWd/T | 6500 | | |
| Koszt dol/KW | 375-630 | 246 | 230 |

Reaktory wrzące - w Referacie Genewskim 435 przygotowanym przez pracowników Aragonne National Laboratory, omówiono konstrukcje a także wskaźniki jądrowe i ekonomiczne szeregu reaktorów wrzących dużej mocy. W referacie tym pokazano wpływ wielkości obiektów na koszty energii z

- 1/ Łącznie z zapasem 40 MW dla dalszego rozwoju
2/ Łącznie z 110-MW mocy z przegrzewu konwencjonalnego

POOR ORIGINAL

- 21 -

reaktora wrzącego z ciężką wodą, a także przeprowadzono porównanie tych kosztów z danymi dla reaktorów z rdzeniem z 90% D₂O + 10% H₂O, oraz z danymi dwóch reaktorów wrzących ze zwykłą wodą z cyrkulacją wymuszoną i naturalną. Podane wyniki wskazują, że zmniejszenie rozmiarów i zastosowanie H₂O zamiast D₂O, co znacznie zwiększa wymagane wzbogacenie paliwa i zmniejsza początkowy współczynnik przemiany, prowadzi do znacznego wzrostu kosztów energii. Wynika to niezbicie z Tabelicy IV w której zebrano koszty energii dla tych reaktorów. Właściwości reaktorów wrzących, szczególnie z ciężką wodą, czynią je najbardziej odpowiednimi dla siłowni o mocy rzędu 1000 wyżej MW ciepła. Reaktory wrzące z ciężką wodą dla tego poziomu mocy mają zbiorniki o średnicy 3,65 m i pracują na uranie naturalnym. Przy mniejszych średnicach zbiornika potrzebne jest paliwo o większym wzbogaceniu co powoduje wzrost kosztów energii. Na przykład reaktor o mocy 250 MW mający średnicę zbiornika 2,5 m wymaga paliwa z 0,32% wzbogacenia. Wyższe wzbogacenie powoduje w porównaniu do wypadku z uranem naturalnym wzrost kosztów mocy o 1,3 - 2,0 mil/kWh. Również koszty amortyzacji oraz eksploatacji i konserwacji są dla reaktora o mocy 250 MW stosunkowo wyższe w porównaniu z reaktorem 1000 MW i w związku z tym koszty energii wzrastają o dalszych 4,9 mil/kWh. Całkowite koszty energii z siłowni mniejszych wynoszą od 13,9 do 14,6 mil/kWh w porównaniu do 7,7 mil/kWh dla dużych siłowni.

Zastosowanie H₂O zamiast D₂O jako chłodziwa i moderatora w reaktorze takiej samej wielkości wpływa ujemnie na właściwości reaktora. Po pierwsze - potrzebne jest wyższe wzbogacenie. Po drugie - współczynnik przemiany / tj gromy plutonu powstałe przy spalaniu grama U-235 / zniża się. Po trzecie - zwiększa się ilość uranu w wyposażeniu reaktora. To wszystko jest częściowo zrekompensowane przez niższe koszty inwestycyjne siłowni, ale ostateczny wynik jest taki, że całkowity koszt energii wzrasta o 0,8 - 2,2 mil/kWh jeżeli zastosować H₂O. Widac to z Tabelicy IV. Łatwo zauważyć, że zasadniczy wzrost kosztu energii pochodzi stąd, że w wypadku H₂O w porównaniu do reaktora z D₂O wzrasta potrzebna ilość paliwa uranowego w wyposażeniu reaktora. Wzrasta również koszt wypalenia uranu w związku z wysokim wzbogaceniem, zaś ilość wysoko wzbogaconego uranu który trzeba dodać aby przedłużyć cykl paliwa do 10.000 MWD/T. Wzrasta z powodu niskiego współczynnika przemiany.

Dane reaktorów wrzących małej mocy /20-40 MW/ ciepła/ podają referaty z Konferencji Genewskiej P495, P497 i P851. Reaktor opisany w referacie Nr P497 - /EBWR/ ma jako moderator H₂O zaś paliwo składa się z elementów z uranu wysoko-wzbogaconego i uranu naturalnego. Cena proponowana przez firmę została ustalona za reaktor bez rdzenia na 3.200.000 dol. Koszt rdzenia ocenia się na

- 22 -

800.000 dol. z których około 340.000 kosztuje samo wykonanie paliwa. Stopień amortyzacji przyjęto dla rdzenia reaktora w wysokości 15% rocznie z 4% roczną opłatą dzierżawą od kosztów uranu naturalnego i wzbogaconego. W tabelicy V podano wskaźniki ekonomiczne wspomnianego reaktora oraz innych większej mocy.

Tabelica IV. Koszty energii z reaktorów wrzących dużej mocy

| Reaktor | D ₂ O | D ₂ O | 90% D ₂ O 10% H ₂ O | H ₂ O naturalna cyrkulacja | H ₂ O wymuszona cyrkulacja |
|-------------------------------|------------------|------------------|--|---|---|
| Moc cieplna MW | 1000 | 250 | 250 | 250 | 250 |
| Koszty inwestycyjne mil/kWh | | | | | |
| urządzeń siłowni | 4,2 | 7,7 | 7,7 | 6,8 | 7,2 |
| pierwszego wsadu paliwa | 0,3 | 0,4+0,5 | 0,3+0,4 | 3,1+4,2 | 1,6+2,3 |
| D ₂ O | 0,5 | 0,7 | 0,6 | - | - |
| Koszty eksploatacyjne mil/kWh | | | | | |
| uposażenia i konserwacja | 0,9 | 2,3 | 2,3 | 2,3 | 2,3 |
| wypalenia paliwa | 1,6 | 2,2-2,7 | 2,0+2,3 | 2,6+3,6 | 2,8+3,9 |
| wysoko wzbogacony U-235 | - | 0,3-0,4 | 1,3+1,8 | 0,6+0,8 | 0,8-1,1 |
| straty D ₂ O | 0,2 | 0,3 | 0,2 | - | - |
| Koszty amortyzacji mil/kWh | 5,0 | 8,8-8,9 | 8,6-8,7 | 9,9+11,0 | 8,8+9,5 |
| Koszty eksploatacji mil/kWh | 2,7 | 5,1-5,7 | 5,8-6,6 | 5,5-6,7 | 5,9+7,3 |
| Koszty całkowite mil/kWh | 7,7 | 13,9-14,6 | 14,4+15,3 | 15,4+17,7 | 14,7+16 |

x/ stopień amortyzacji 12%
współczynnik obciążenia 80%

POOR ORIGINAL

- 23 -

Typ ten obejmuje reaktory chłodzone dwutlenkiem węgla /Calder Hall - W.Bryt., Civil Stage I, G-2 - Francja/, chłodzone H₂O /G.E. Hanford, ZSRR/, chłodzone sodem /Sodium Reactor Experiment i SGR/, oraz reaktor z paliwem metalicznym w ciekłym metalu /LMFR/. Dane tych reaktorów znajdują się w Tabelicy VI. Stosunkowo niskie koszty energii w przypadku reaktora Calder Hall pochodzą stąd, że zastosowano niski stopień amortyzacji nakładów inwestycyjnych, wyjaśnia się tym, że siłownie tą eksploatuje British Electric Authority.

Ekonomiczne wskaźniki tych reaktorów podano w Tabelicy VII. Z reaktorów jednorodnych rozpatruje się trzy typy: a/ z wodnym roztworem /UO₂SO₄ i D₂O/ wysoko wzbogaconego uranu, b/ dwustrefowy mnożący z rdzeniem z tworzywa w D₂O i piaskiem z "papką" ze skoncentrowanego uranu - D₂O, oraz c/ jednostrzefowy ze słabo wzbogaconym uranem w postaci "pasty" UO₂+ThO₂ w D₂O. Reaktor z paliwem w postaci wodnego roztworu U-235 z konstrukcyjnego punktu widzenia jest najłatwiejszy do zrealizowania ponieważ nie ma w nim do czynienia z zagrożeniami korozji i ognia i posługiwania się "pastą".

Reaktory mnożące dwustrefowe i jednostrzefowe pozwalają osiągnąć niski koszt energii ale trzeba przezwyciężyć wiele trudnych problemów konstrukcyjnych. Z Tabelicy VII wynika, że koszt energii z reaktora spalającego roztwór U-235 jest wysoki, z powodu kosztu U-235, ale jest znacznie niższy niż z reaktorów z wysokowzbogaconym paliwem metalicznym przedstawionych w Tabelicy II. Możliwym jest również życie w reaktorach jednorodnych H₂O zamiast D₂O, ale wówczas wzrosnie koszt energii o 0,2 mill/kWh. Podane koszty energii dla reaktora prędkiego mnożącego są co najmniej wyższe niż dla mnożących termicznych, nawet jeśli przyjąć, że stopień amortyzacji 10% podany w tym wypadku jest realny.

Zgodnie z propozycją amerykańskiej Atomic Energy Commission siedem grup przedłożyło plany próbnych reaktorów energetycznych małej mocy. Każdy plan zawiera różny typ reaktorów. Charakterystyki tych reaktorów i ich opublikowane dane ekonomiczne przedstawiono w Tabelicy VIII. W kwietniu 1956 roku dwa plany zostały zaakceptowane przez AEC jako podstawa do umowy. Były to plany Elk River i Wolterine Electric. Pozostałe plany są w dalszym ciągu rozpatrywane przez AEC.

Oznaczenia reaktorów i instytucji projektujących.

| | |
|---------------|---|
| APPR | Army Package Power Reactor /woda pod ciśnieniem/ |
| Calder Hall | U.K. Dual Purpose Reactor /grafit-CO ₂ / |
| EBR-1, EBR-11 | Experimental Breeder Reactors /prędko/ |
| EBWR | Experimental Boiling Water Reactor |
| G-1, G-2 | France Power Reactors /powietrze-grafit, CO ₂ -grafit/ |

- 24 -

| | |
|----------------------------|--|
| HRE | Homogeneous Reactor Experiment /UO ₂ SO ₄ -H ₂ O/ |
| HRT | Homogeneous Reactor Test /UO ₂ SO ₄ -D ₂ O/ |
| LMFR | Liquid Metal Fueled Reactor /U+Bi/ |
| OMRE | Organic Moderated Reactor Experiment /wefenyl/ |
| PWR | Pressurized Water Reactor |
| SGR | Sodium Graphite Reactor |
| SIR Mark A, Mark B | Submarine Intermediate Reactor |
| SRE | Sodium Reactor Experiment /sód-grafit/ |
| STR Mark I, Mark II | Submarine Thermal Reactor /woda pod ciśnieniem/ |
| ALCO Products | /American Locomotive Co/ |
| AMF Atomics | /American Machine and Foundry Co/ |
| ANL | /Argonne National Laboratory/ |
| APDA | /New Power Reactor Development Co.-Detroit Edison et al./ |
| B and W | /Babcock and Wilcox Co./ |
| BNL | /Brookhaven National Laboratory/ |
| Ford Instrument Co. | |
| GE | /General Electric Co/ |
| GE /Hanford/ | /General Electric Co., Hanford, Washington/ |
| MAA Atomics International | /North American Aviation Co./ |
| NDA | /Nuclear Development Corp. of America/ |
| ORNL | /Oak Ridge National Laboratory/ |
| WAFD | /Westinghouse Atomic Power Laboratory/ |
| Westinghouse | /Westinghouse Electric Co./ |
| Yankee Atomic Electric Co. | |

POOR ORIGINAL

7

| Nazwa reakcja Typ | H ₂ O | H ₂ O |
|-----------------------------------|--|--|
| | cyrkulacja wymuszona | cyrkulacja wymuszona |
| 1 | 8 | 9 |
| Projektant | ANL | ANL |
| Całkowita moc cieplna | 20 | 40 |
| Moc elektryczna | 4,5 | 9,0 |
| Sprawność całkowita si | - | - |
| <u>Koszty inwestycyjne</u> | | |
| a/ reaktor | 530 | 280 |
| b/ turbogenerator | 180 | 180 |
| c/ materiały reaktora | 280-345 | 140-170 |
| Wyposażenie w paliwo | 19 | 19 |
| Wzbogacenie paliwa | 90 | 90 |
| Wyposażenie w materiał | 4500 | 4500 |
| Wyposażenie w materiał | - | - |
| <u>Stożnie amortyzacji /%</u> | | |
| a/ reaktora | 15 | 15 |
| b/ pozostałych urządzeń | 15 | 15 |
| c/ wyposażenia w paliwo | 4 paliwo | 4 paliwo |
| d/ wyposażenia w D ₂ O | 15 wykonanie | 15 wykonanie |
| <u>Koszty amortyzacji</u> | | |
| a/ reaktora | 14,6 | 6,9 |
| b/ pozostałych urządzeń | 4,5 | 4,5 |
| c/ wyposażenia w paliwo | 0,6-0,9 | 0,3-0,5 |
| d/ wyposażenia w D ₂ O | - | - |
| <u>Dane o kosztach paliwa</u> | | |
| Wypalenie | 10.000 | 10.000 |
| Początkowy współczynnik | 0,70 | 0,70 |
| Koszt produkcji | 45 /U nat/ 6700/U wzbog/ 4200/U wzbog/ | 45 /U nat/ 6700/U wzbog/ 4200/U wzbog/ |
| Koszty przeróbki | 85 | 40 |
| Koszt uranu | 40 | - |
| Zysk z plutonu | - | - |
| Koszt paliwa | 4,5-5,7 | 4,5+5,7 |
| Całkowity koszt paliwa | 0 | 0 |
| Zysk z plutonu | 0 | 0 |
| Koszt paliwa netto | 0 | 0 |
| Całkowity koszt energii | 6,8 | 6,8 |

| Nazwa reakcja Typ | H ₂ O | H ₂ O |
|-----------------------------------|--|--|
| | cyrkulacja wymuszona | cyrkulacja wymuszona |
| 1 | 8 | 9 |
| Projektant | ANL | ANL |
| Całkowita moc cieplna | 20 | 40 |
| Moc elektryczna | 4,5 | 9,0 |
| Sprawność całkowita si | - | - |
| <u>Koszty inwestycyjne</u> | | |
| a/ reaktor | 530 | 280 |
| b/ turbogenerator | 180 | 180 |
| c/ materiały reaktora | 280-345 | 140-170 |
| Wyposażenie w paliwo | 19 | 19 |
| Wzbogacenie paliwa | 90 | 90 |
| Wyposażenie w materiał | 4500 | 4500 |
| Wyposażenie w materiał | - | - |
| <u>Stożnie amortyzacji /%</u> | | |
| a/ reaktora | 15 | 15 |
| b/ pozostałych urządzeń | 15 | 15 |
| c/ wyposażenia w paliwo | 4 paliwo | 4 paliwo |
| d/ wyposażenia w D ₂ O | 15 wykonanie | 15 wykonanie |
| <u>Koszty amortyzacji</u> | | |
| a/ reaktora | 14,6 | 6,9 |
| b/ pozostałych urządzeń | 4,5 | 4,5 |
| c/ wyposażenia w paliwo | 0,6-0,9 | 0,3-0,5 |
| d/ wyposażenia w D ₂ O | - | - |
| <u>Dane o kosztach paliwa</u> | | |
| Wypalenie | 10.000 | 10.000 |
| Początkowy współczynnik | 0,70 | 0,70 |
| Koszt produkcji | 45 /U nat/ 6700/U wzbog/ 4200/U wzbog/ | 45 /U nat/ 6700/U wzbog/ 4200/U wzbog/ |
| Koszty przeróbki | 85 | 40 |
| Koszt uranu | 40 | - |
| Zysk z plutonu | - | - |
| Koszt paliwa | 4,5-5,7 | 4,5+5,7 |
| Całkowity koszt paliwa | 0 | 0 |
| Zysk z plutonu | 0 | 0 |
| Koszt paliwa netto | 0 | 0 |
| Całkowity koszt energii | 6,8 | 6,8 |

POOR ORIGINAL

1. V. Dane ekonomiczne reaktorów wodnych

| Typ reaktora | D ₂ O | H ₂ O | H ₂ O | H ₂ O | H ₂ O | H ₂ O | H ₂ O |
|---------------------------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
| | cyrkulacja naturalna | cyrkulacja wymuszona | cyrkulacja naturalna | cyrkulacja wymuszona | cyrkulacja naturalna | cyrkulacja wymuszona | cyrkulacja wymuszona |
| | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 |
| Moc cieplna | 1000 | 250 | 250 | 250 | 250 | 250 | 250 |
| Moc elektryczna | 248 | 62 | 62 | 62 | 62 | 62 | 62 |
| Całkowita sprawność siłowni | 24,8 | 24,8 | 24,8 | 25 | 24,8 | 24,8 | 24,8 |
| Wyposażenie w paliwo | 250 | 450 | 450 | 400 | 425 | 720 | 800 |
| Wzbożenie paliwa | 43 | 68,66 | 51,56 | 175-244 | 20-220 | 200-200 | 120-200 |
| Wyposażenie w D ₂ O | 109.000 | 77.000 | 77.000 | 66.000 | 75.000 | 10.000 | 10.000 |
| Stopnie amortyzacji /przyjęte/ | 12 | 12 | 12 | 12 | 12 | 12 | 12 |
| Koszty inwestycyjne: | | | | | | | |
| a/ Reaktor | 10.000 | 10.000 | 10.000 | 10.000 | 10.000 | 10.000 | 10.000 |
| b/ Pozostałe wyposażenie energetyczne | 0,50 | 0,57 | 0,77 | 0,84 | 0,84 | 0,70 | 0,70 |
| c/ Materiały reaktorowe | 66 | 64 | 64 | 64 | 64 | 64 | 64 |
| d/ Wyposażenie w paliwo | 40 | 75-110 | 64-84 | 109-170 | 120-200 | 25 /N nat/ | 25 /N nat/ |
| Wyposażenie w D ₂ O | 10.000 | 77.000 | 77.000 | 66.000 | 75.000 | 10.000 | 10.000 |
| Koszty paliwa: | | | | | | | |
| Wypalenie na cykl | 10.000 | 10.000 | 10.000 | 10.000 | 10.000 | 10.000 | 10.000 |
| Wypalenie netto | 0,50 | 0,57 | 0,77 | 0,84 | 0,84 | 0,70 | 0,70 |
| Koszty eksploatacyjne | 40 | 75-110 | 64-84 | 109-170 | 120-200 | 25 /N nat/ | 25 /N nat/ |
| Całkowity koszt energii netto | 11,6 | 2,5-3,1 | 3,3-4,1 | 3,2-4,4 | 3,2-4,4 | 4,5-5,7 | 4,5-5,7 |

Tablica VII. Ekonomiczne dane reaktorów wodnych

| Typ reaktora | Jednostki | Wodny jednorodny spalający U-235 |
|--|-----------|----------------------------------|
| Projektant | MW | ORNL |
| Całkowita moc cieplna | MW | 480 |
| Moc elektryczna | MW | 125 |
| Całkowita sprawność siłowni | % | 26 |
| Koszty inwestycyjne: | | |
| a/ Reaktor | mil.dol. | 6-10 |
| b/ Pozostałe wyposażenie energetyczne | mil.dol. | 15 |
| c/ Materiały reaktorowe | mil.dol. | |
| Wyposażenie w paliwo | kg | 35,50 |
| Wzbożenie paliwa | % | 90 |
| Wyposażenie w materiał rodny | kg | |
| Wyposażenie w D ₂ O | kg | 50000 |
| Stopnie amortyzacji /przyjęte/ | | |
| a/ Reaktor | % | 15 |
| b/ Pozostałe wyposażenie energetyczne | % | 15 |
| c/ Wyposażenie w paliwo | % | 4 |
| d/ Wyposażenie w D ₂ O | % | 9 |
| Koszty amortyzacji: | | |
| a/ Reaktor | mil./kWh | 1,0-1,7 |
| b/ Pozostałe wyposażenie energetyczne | mil./kWh | 2,6 |
| c/ Wyposażenie w paliwo | mil./kWh | 3,02+0,07 |
| d/ Wyposażenie w D ₂ O | mil./kWh | 0,3 |
| Koszty paliwa: | | |
| Wypalenie na cykl | % | - |
| Wypalenie netto | % | - |
| Wypalenie netto | dol/gram | - |
| Zysk z wyprodukowanych materiałów rozszczepialn. | dol/gram | - |
| Koszty paliwa | mil./kWh | 3,1-6,2 |
| Zysk z wyprodukowanych mat.rozszczepialnych | mil./kWh | - |
| Koszt paliwa netto | mil./kWh | 3,1-6,2 |
| Koszty eksploatacyjne | mil./kWh | 1,0 |
| Całkowity koszt energii netto | mil./kWh | 8,0-11,9 |

POOR ORIGINAL

Właściwości i parametry reaktorów wodnych

| Typ reaktora | D ₂ O - cyklonacja | H ₂ O - cyklonacja | 50% D ₂ O - cyklonacja | H ₂ O - naturalna | H ₂ O - cyrkulacja | H ₂ O - cyrkulacja | H ₂ O - cyrkulacja |
|--|-------------------------------|-------------------------------|-----------------------------------|------------------------------|-------------------------------|-------------------------------|-------------------------------|
| | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 |
| Moc cieplna [MW] | 1600 | 250 | 250 | 250 | 250 | 250 | 250 |
| Moc elektryczna [MW] | 248 | 62 | 62 | 62 | 62 | 62 | 62 |
| Całkowita sprawność siłowni [%] | 24,8 | 24,8 | 24,8 | 25 | 25 | 25 | 25 |
| Koszt paliwa [cent/kWh] | 250 | 150 | 150 | 100 | 100 | 100 | 100 |
| Koszt energii [cent/kWh] | 4,2 | 7,7 | 7,7 | 6,8 | 7,1 | 7,1 | 7,1 |
| Koszt paliwa netto [cent/kWh] | 0,3 | 0,440,5 | 0,3-0,4 | 3,1-4,2 | 1,6-2,3 | 0,1-0,3 | 0,3-0,5 |
| Koszt energii netto [cent/kWh] | 0,7 | 1,0 | 0,8 | - | - | - | - |
| Całkowity koszt energii netto [cent/kWh] | 10,028 | 10,028 | 10,028 | 10,028 | 10,028 | 10,028 | 10,028 |
| Wypalenie na cykl [%] | 0,90 | 0,87 | 0,77 | 0,84 | 0,84 | 0,79 | 0,79 |
| Wypalenie netto [%] | 64 | 64 | 64 | 64 | 64 | 64 | 64 |
| Wypalenie brutto [%] | 40 | 73-110 | 64-84 | 37-170 | 110-100 | 67000 wahaż/ 40000 wahaż/ 40 | 67000 wahaż/ 40000 wahaż/ 40 |
| Wypalenie netto [cent/kWh] | 1,6 | 2,5-3,1 | 3,3-4,1 | 3,2-4,1 | 3,2-4,1 | 4,5-5,7 | 4,5-5,7 |
| Wypalenie brutto [cent/kWh] | 7,7 | 13,5-14,6 | 14,4-15,3 | 15,4-17,1 | 14,7-14,8 | 16,7-14,2 | 20,4-21,8 |

Tablica VII. Ekonomiczne dane reaktorów wodnych je

| Typ reaktora | Jednostki | Wodny jedno-rodny spalający U-235 |
|--|-----------|-----------------------------------|
| Projektant | | ORNL |
| Całkowita moc cieplna | MW | 480 |
| Moc elektryczna | MW | 125 |
| Całkowita sprawność siłowni | % | 26 |
| Koszty inwestycyjne: | | |
| a/ Reaktor | mil.dol. | 6-10 |
| b/ Pozostałe wyposażenie energetyczne | mil.dol. | 15 |
| c/ Materiały reaktorowe | mil.dol. | - |
| Wyposażenie w paliwo | kg | 35,50 |
| Wzbożczenie paliwa | % | 90 |
| Wyposażenie w materiał rodny | kg | - |
| Wyposażenie w D ₂ O | kg | 50000 |
| Stopnie amortyzacji /przyjęte/ | | |
| a/ Reaktor | % | 15 |
| b/ Pozostałe wyposażenie energetyczne | % | 15 |
| c/ Wyposażenie w paliwo | % | 4 |
| d/ Wyposażenie w D ₂ O | % | 9 |
| Koszty amortyzacji: | | |
| a/ Reaktor | mill/kWh | 1,0-1,7 |
| b/ Pozostałe wyposażenie energetyczne | mill/kWh | 2,6 |
| c/ Wyposażenie w paliwo | mill/kWh | 3,02+0,07 |
| d/ Wyposażenie w D ₂ O | mill/kWh | 0,3 |
| Koszty paliwa: | | |
| Wypalenie na cykl | % | - |
| Wypalenie netto | % | - |
| Wypalenie brutto | % | - |
| Wypalenie netto [cent/kWh] | dol/gram | - |
| Wypalenie brutto [cent/kWh] | dol/gram | - |
| Zysk z wyprodukowanych mat. rozszczepialn. | mill/kWh | 3,1-6,2 |
| Koszt paliwa netto | mill/kWh | - |
| Koszt paliwa brutto | mill/kWh | 3,1-6,2 |
| Koszt eksploatacyjny | mill/kWh | 1,0 |
| Całkowity koszt energii netto | mill/kWh | 8,0-11,9 |

POOR ORIGINAL

Dane reaktorów wodnych jednorodnych i prędkich rozmnatających

| Jednostki | Wodny jedno- rodny spala- jący U-235 | Wodny jedno- rodny rozmnata- jący dwu- stronowy | Wodny jedno- rodny rozmnatający jednostronowy | Prędko roz- mnatający | Prędko roz- mnatający |
|-----------|--|--|---|--------------------------|--------------------------|
| MW | ORHAL 480 | ORHAL 440 | ORHAL 480 | ANL 500 | Detroit Edison 300 |
| MW | 125 | 100 | 125 | 150 | 100 |
| % | 26 | 23 | 26 | 30 | 33 |
| mil.dol. | 6-10 | 20-25 | 6-10 | 45 | 36 |
| mil.dol. | 15 | 15 | 15 | 15 | 9 |
| mil.dol. | 3,2-4,6 | 8,5-12 | 7,5-15 | 2100 | 2100 |
| kg | 90 | 90 | 320 | 500 | 20 |
| % | 35,50 | 90 | 90 | Pu-239 | 20 |
| kg | 15000 | 14000 | 14000 | - | - |
| kg | 50000 | 26000 | 50000 | - | - |
| % | 15 | 15 | 15 | 10 | 10 |
| % | 15 | 15 | 15 | 10 | 10 |
| % | 4 | 4 | 4 | 5 | 5 |
| % | 9 | 9 | 9 | 9 | 9 |
| mil/kWh | 1,0-1,7 | 4,5-5,3 | 1,0-1,7 | 4,3 | 4,3 |
| mil/kWh | 2,6 | 2,6 | 2,6 | 0,36-0,72 | 0,36-0,72 |
| mil/kWh | 0,02+0,07 | 0,1-0,2 | 0,25-0,5 | - | - |
| mil/kWh | 0,3 | 0,2 | 0,3 | - | - |
| % | - | 0,1 | 0,01 | 10 | 10 |
| dol/gram | - | 0,1 | 0,01 | 0,5 | 0,5 |
| dol/gram | - | 15-30 | 15-30 | 15-30 | 15-30 |
| mil/kWh | 3,1-6,2 | 1,3 | 1,2 | 4,2 | 4,2 |
| mil/kWh | - | 0,37-0,75 | 0,04-0,08 | 1,1-2,1 | 1,1-2,1 |
| mil/kWh | 3,1-6,2 | 0,9-0,5 | 1,1-1,15 | 2,1-3,2 | 2,1-3,2 |
| mil/kWh | 1,0 | 1,0 | 1,0 | 1,0 | 1,0 |
| mil/kWh | 8,0-11,9 | 6,5-7,3 | 6,3-7,2 | 8,1-8,6 | 8,1-8,6 |

Tablica VI. Dane ekonomiczne reaktorów z modernizacją

| Nazwa reaktora | Jednostki | Calder Hall | UK Civil Stage I | Woda pod ciśn. grafit | Woda pod ciśn. grafit |
|---------------------------------------|-----------|---|---------------------------|----------------------------|----------------------------|
| | | Chłodzony CO ₂ | Chłodzony CO ₂ | Chłodzony H ₂ O | Chłodzony H ₂ O |
| Reaktor | | Risley | Risley | G.E./Hanford | NA |
| Całkowita moc cieplna | MW | 200 | 350 | 800 | 24 |
| Moc elektryczna | MW | 70/2 reakt./ | 150/2 reakt./ | 223 | 77 |
| Całkowita sprawność siłowni | % | 18 | 21,5 | 27,9 | 31 |
| Koszty inwestycyjne: | | | | | |
| Reaktor | dol/kW | 357 | 140 | 290 | 18 |
| Współczynniki urządzenia energetyczne | dol/kW | 350 | 210 | 290 | 12 |
| Współczynniki reaktorowe | dol/kW | 157 | 90 | 60-90% | 54 |
| Współczynniki w paliwo | kg | 100.000 | 125000-200000 | 41.000 | 24 |
| Współczynniki paliwa | % | U nat. | U nat. | 0,92 | 1, |
| Współczynniki specjalne | kg | - | - | - | - |
| Współczynniki specjalne | % | - | - | - | - |
| Współczynniki specjalne | % | 9 | 9 | 15 | 15 |
| Współczynniki specjalne | % | 6 | 6 | 15 | 15 |
| Współczynniki specjalne | % | 4 | 4 | 4 | 4 |
| Współczynniki specjalne | mil/kWh | 4,6 | 1,8 | 6,2 | 3, |
| Współczynniki specjalne | mil/kWh | 2,6 | 1,8 | 0,1 | 0, |
| Współczynniki specjalne | mil/kWh | 0,9 | 0,5 | - | 2, |
| Współczynniki specjalne | mil/kWh | - | - | - | - |
| Współczynniki specjalne | mil/kWh | 1,5 | 0,7 | - | 2, |
| Współczynniki specjalne | MWD/t | nie podane po- niewał reaktora ma dwa przeznaczenia | 3000 | 10000 | 0, |
| Współczynniki specjalne | dol/kg | 6 | 6 | 6 | 6 |
| Współczynniki specjalne | dol/kg | 5,6 | 14-28 | 14-28 | 14-28 |
| Współczynniki specjalne | dol/kg | 14-28 | 14-28 | 14-28 | 14-28 |
| Współczynniki specjalne | mil/kWh | 3,9 | 3,9 | 3,9 | 3,9 |
| Współczynniki specjalne | mil/kWh | 2,0-4,0 | 2,0-4,0 | 2,0-4,0 | 2,0-4,0 |
| Współczynniki specjalne | mil/kWh | 1,9 do 0,1 | 1,9 do 0,1 | 1,9 do 0,1 | 1,9 do 0,1 |
| Współczynniki specjalne | mil/kWh | 4,7-6,7 | 4,7-6,7 | 4,7-6,7 | 4,7-6,7 |
| Współczynniki specjalne | mil/kWh | 9,6 | 9,6 | 9,6 | 9,6 |

Kosztów tych nie wliczono w podane koszty inwestycyjne.

POOR ORIGINAL

Dane ekonomiczne reaktorów z moderatorem grafitowym

| Hall | UK Civil Stage I | Woda pod ciśn. grafit | SGR - Uran | SGR - Te-235 | SGR - ulepszone | LHFR |
|----------------------|---------------------------|----------------------------|--------------|--------------|-----------------|--------------------------------------|
| Wyk. CO ₂ | Chłodzony CO ₂ | Chłodzony H ₂ O | Chłodzony Na | Chłodzony Na | Chłodzony Na | Z paliwa obiegowego w ciekłym metalu |
| Risley 350 | 6.E./Manford/ 800 | NAA 243 | NAA 250 | NAA 400 | NAA 400 | 235 |
| 150/2 reakt./ 21,5 | 223 27,9 | 77 31,6 | 100 | 125 31,6 | 125 31,6 | 38,2 |
| 140 | 290 | 180 | 145 | 100 | 100 | 235 |
| 210 | 60-90% | 120 | 120 | 100 | 100 | 23-45 |
| 90 | 41.000 | 24.600 | 54-108% | 54-108% | 54-108% | 90 |
| 125000-200000 | 0,92 | 1,8 | 360 | 360 | 360 | wysokowzobog.U-235 |
| U nat. | - | - | 10.000 | 10.000 | 10.000 | 21.000 |
| - | - | - | - | - | - | 190.000/Bt/ |
| 9 | 15 | 15 | 15 | 15 | 15 | 16 |
| 6 | 15 | 15 | 15 | 15 | 15 | 16 |
| 4 | 4 | 4 | 4 | 4 | 4 | 4 |
| 1,8 | 6,2 | 3,9 | 3,1 | 2,1 | 2,1 | 5,5 |
| 1,8 | 0,1 | 2,6 | 2,6 | 2,1 | 2,1 | 0,2-0,3 |
| 0,5 | - | 0,3-0,5 | 0,3-0,6 | 0,3-0,6 | 0,3-0,6 | 0,7 |
| 0,7 | - | 2,0 | 1,5 | 1,0 | 1,0 | - |
| 1000 | 10000 | - | - | - | - | 1,0 |
| 0,78-0,80 | - | 0,72 | 0,9 | 1,0 | 1,0 | - |
| 6 | - | - | - | - | - | - |
| 5,6 | - | - | - | - | - | - |
| 14-28 | - | - | - | - | - | - |
| 3,9 | - | 2,0-3,2 | 1,5-2,5 | 1,0-2,0 | 1,0-2,0 | 1,4 |
| 2,0-4,0 | - | - | - | - | - | - |
| 1,9 do 0,1 | - | - | - | - | - | - |
| 4,7-6,7 | 7,0 | 10,8-12,2 | 8,8-9,1 | 6,3-7,6 | 6,3-7,6 | 7,8 |

inwencyjno.

Tablica VIII. Program próbnych reaktorów małej mocy

| | Chugach Electric association | Wolverine Electric Cooperative | University Florida |
|---|--|--------------------------------|-----------------------|
| Lokalizacja | Anchorage Alaska | Hersey Michigan | Geinesvill Florida |
| Typ reaktora | Chłodzony sodem z moderatorem ciężkowodnym | Wodny jednorodny | Z wodą pod ciśnieniem |
| Moc cieplna | 40000 kW | 31000 kW ^{5/} | 10000 kW |
| Wytwarzana moc elektryczna brutto | 10000 kW | 10000 kW | 2000 kW |
| Wielkość władu paliwa | 10000 kg U | 12 kg U | nie podan |
| Procent wzbogacenia U-235 | ok. 2% | pełne wzbogacenie | 30 + 40 % |
| Moderator | ciężka woda | siarczan uranu w wodzie | H ₂ O |
| Chłodzivo | ciężki sól | - | H ₂ O |
| Temperatura reaktora | 510°C | 300°C | 232°C |
| Ciąnienie w reaktorze | atmosferyczna | 141 kg/cm ² | 84 kg/cm ² |
| Parametry pary | 60 kg/cm ² ; 454°C | 42 ata; 253°C ^{2/} | 14 kg/cm ² |
| Szacunkowy koszt reaktora ^{6/} | 5500000 dol. ^{1/} | 2486000 dol. | 1400000 |
| Szacunkowy koszt turbogenerators | 1850000 dol. | 1088000 dol. | 200000 |
| Całkowity szacunkowy koszt | 7350000 dol. | 3574000 dol. | 1600000 |
| Koszt za kW | 735 dol. | 357 dol. | 800 |
| Przypuszczalny termin wykonania | 1961 | 1959 | 1959 |

1/ Nie włączono kosztów projektowania
 2/ Para z wymiennika idzie do przegrzewacza ogrzewanego gazem, F
 3/ Nie włączono kosztów budowlanych
 4/ Podlega zmianie
 5/ Włączony przegrzew równy 15.300 kW ciepła
 6/ Maksymalna temperatura pary na wylociu z reaktora lub wlocie
 7/ Średnia temperatura w reaktorze
 8/ Nie włączono badań i ulepszeń.

POOR ORIGINAL

bn/ch reaktorów małej mocy - Proponowane wskaźniki

| Wolverine Electric Cooperative | University of Florida | Rural Cooperative Power Assn | City of Piqua Ohio | City of Orlando Florida | City of Holyoke Mass |
|---|-----------------------------------|---|--|---------------------------------|-------------------------------------|
| Harsey Michigan | Gainesville Florida | Orlando Florida | Elkriver Minnesota | Piqua Ohio | Holyoke Massachusetts |
| rodny jedno-rodny | Z wodą pod ciśnieniem | Z paliwem obiegowym w ciekłym metalu płaszcz Th, Bi | Urzący | Z moderatorem organicznym | Chłodzony gazem w obiegu zamkniętym |
| 31000 kW ^{5/} 10000 kW 12 kg U | 10000 kW 2000 kW nie podano | 25000+40000 kW 60 kg U-235, 7700 kg Th | 58000 kW 22000 kW 12 kg wzbog. 10000kg nat. | 45000 kW 12500 kW 6300 kg | 44000 kW 15000 kW 70 kg |
| pełne wzbogacenie | 30 + 40 % | pełne wzbogacenie | | 3% | 5% |
| ścianach uranu w ciężkiej wodzie | H ₂ O | grafit | H ₂ O | węglowodór | grafit |
| | H ₂ O | rodzów U-235 w ciekłym bismucie | H ₂ O | węglowodór | azot |
| 100°C | 232°C | Nie podano | 278°C | 325°C | 700°C ^{6/} |
| 41 kg/cm ² | 84 kg/cm ² | Nie podano | 63 kg/cm ² | 2,1 kg/cm ² | 36,3 ata. |
| 2 ata; 253°C ^{2/} | 14 kg/cm ² ; 207°C | 88 kg/cm ² ; 483°C | 42 kg/cm ² ; 440°C | 29 kg/cm ² ; 291°C | Nie podano |
| 36000 dol. | 140000 dol. | 12500000 dol. | 3760000 dol. | 3340000 dol. | 2400000-dol. |
| 388000 dol. | 200000 dol. ^{3/} | 8000000 dol. | 2425000 dol. | 1960000 dol. | 4028000 dol. |
| 574000 dol. | 1600000 dol. ^{4/} | 20500000 dol. | 6185000 dol. | 5300000 dol. | 6428000 dol. |
| 357 dol. | 800 dol. | 512+820 dol. | 281 dol. | 424 dol. | 429 dol. |
| 1959 | 1959 | 1960 | 1960 | 1960 | 1960 |

ogrzewanego gazem, gdzie podgrzewa się przy 40 ata do 440°C

reaktora lub wlocie w turbinę

REAKTORY W MARCOULE

A. Ertaud

Atomics, 8, 52-59, /1957/

Przed przystąpieniem do zwięzłego opisu budowanych obecnie w Marcoule reaktorów G2 i G3 koniecznym jest wspomnieć o głównych powodach, dla których Francuski Komisarjat Energii Atomowej wybrał ten typ rozwiązania. Wybór polityki w dziedzinie atomowej jest sprawą trudną. Francja uniknęła rozproszenia swoich wysiłków dzięki temu, że nie rozpoczęła równocześnie rozdzielania izotopów, produkcji na wielką skalę ciężkiej wody i produkcji plutonu w reaktorach grafitowych lecz skoncentrowała swe prace na tym ostatnim problemie. Po uzyskaniu doświadczenia w chłodzeniu reaktorów gazem pod ciśnieniem w ośrodku Saclay koło Paryża, KEA wybudował na południu Francji w Marcoule reaktor G1 na uran naturalny z moderatorem grafitowym. Reaktor ten o mocy cieplnej 40 MW chłodzony jest powietrzem pod ciśnieniem atmosferycznym.

Reaktory G2 i G3 stanowią dwie identyczne sąsiadujące ze sobą jednostki i powstały w wyniku doświadczeń uzyskanych na reaktorze P2 w Saclay chłodzonym gazem pod ciśnieniem i na reaktorze G1 w Marcoule na uran naturalny i grafit. Zebrane doświadczenia wykazały, że można zbudować reaktor produkujący zarówno poważne ilości plutonu jak i dużą ilość energii elektrycznej po korzystnej cenie, stosując jako paliwo uran naturalny, grafit jako moderator, a gaz pod ciśnieniem jako chłodziwo.

Anglicy, którzy nie mieli doświadczenia z chłodziwem w postaci gazu pod ciśnieniem ale wybudowali i eksploatację reaktorów grafitowych chłodzonych powietrzem pod ciśnieniem atmosferycznym stosując podobną politykę.

Wydaje się, że gdyby KEA miał zamiar jedynie produkować pluton, drogą bardziej typową byłaby droga przyjęta w US bazująca na budowie reaktorów na uran naturalny chłodzonych zwykłą wodą /typu stosowanego w Hanford/. Wiadomo jednak, że ten typ reaktorów trzeba lokalizować w dużej odległości od obszarów zamieszkałych i znalezienie odpowiedniego terenu we Francji na terenie metropolii jest trudne, jeżeli nie niemożliwe. W przeciwieństwie do tego, reaktor chłodzony gazem pod ciśnieniem można ulokować w pobliżu terenów gęsto zaludnionych. Jako chłodziwo będzie w reaktorach G2 i G3 użyty dwutlenek węgla pod ciśnieniem. Wybór CO₂ jako chłodziwa jest kompromisem między różnymi i częstami przeciwnymi wymaganiami. Uchronienie się od straty neutronów jest jednym z głównych problemów, szczególnie w reaktorze na uran naturalny. Straty neutronów na skutek

POOR ORIGINAL

- 34 -

ich pochłonięcia przez chłodziwo, muszą być utrzymane na najniższym możliwym poziomie, a gaz musi być odporny na złożone promieniowanie, któremu jest poddany.

Co więcej chłodziwo nie może wykazywać powinowactwa chemicznego do metalu koszulek, prętów paliwowych i moderatora. Jednym z najlepszych chłodziw jest hel, bardzo trwały z punktu widzenia chemicznego, posiadający wysokie ciepło właściwe i znikomo mały przekrój czynny na pochłanianie neutronów termicznych. Niestety helu nie produkuje się we Francji w wystarczającej ilości. Azot nie może być przedmiotem zainteresowania, gdyż jego przekrój czynny jest raczej wysoki i prócz tego jest kiepskim środkiem chłodzącym. Wodór mógłby być interesujący jako chłodziwo, mógłby on działać również jako moderator i w konsekwencji zmniejszyć konieczną ilość grafitu w reaktorze. Dla danego gazu stosunek mocy używanej na pompowanie do odbioru ciepła jest proporcjonalny do kwadratu odbioru ciepła. Zamiana CO_2 na wodór zwiększyłaby oczywiście odbiór ciepła w stosunku 2:3. Niestety wodór jest gazem niebezpiecznym, który może dyfundować przez gorące materiały i reagować z uranem. Dwutlenek węgla jest gazem bardzo tani, ma niski przekrój czynny, jest wystarczająco odporny na działanie promieniowania, nie reaguje z grafitem ani z materiałem koszulek w pewnych granicach temperatury i z tych powodów wybrano go do chłodzenia G2 i G3.

Jednym z najtrudniejszych problemów w konstrukcji reaktorów chłodzonych gazem pod ciśnieniem jest budowa zbiornika. Dla zwiększenia mocy cieplnej reaktora pożądane jest by zbiornik był jak największy, jednak konstrukcja bardzo wielkich zbiorników nasuwa niesłychanie trudne problemy. W konkluzji tych ogólnych rozważań można powiedzieć, że reaktor na uran naturalny z moderatorem grafitowym, chłodzony CO_2 pod ciśnieniem, posiada tę przewagę, że dla jego konstrukcji potrzebne są materiały produkowane we Francji na skalę przemysłową i o zupełnie dobrych właściwościach jądrowych.

Obecne projekty reaktorów G2 i G3 są wynikiem studiów prowadzonych łącznie przez KEA, "Electricité de France", szereg innych przedsiębiorstw, a mianowicie: "Société des Forges et aciéries du Cremsot", "Société Retaim", "Compagnie des Chantiers de la Loire", "Société Alsthom" i "Société Alsacienne de Constructions Mécaniques".

Podstawowe dane konstrukcyjne reaktorów G2 i G3 są następujące:

- paliwo około 100 ton naturalnego uranu
- moderator grafit reaktorowy /gęstość 1,7/
- maksymalna moc cieplna 150 do 200 MW
- strumień w środku reaktora $2,5 \times 10^{13}$ neutr./ cm^2 /sek.
- chłodziwo CO_2 pod ciśnieniem 15 kg/cm^2
- układ kanałów - poziomy
- wymiar siatki kwadratowej 200 mm
- ochrona termiczna-ekran żeliwny
- ochrona biologiczna - beton.

- 35 -

Paliwo ma postać krótkich prętów uranowych średnicy 23 mm, długości 300 mm. Uran zawiera całą ilość aluminium dla stabilizacji i uniknięcia nadmiernych odkształceń pod wpływem promieniowania i cyklicznych zmian termicznych. Pręty mają koszulki ze stopu cyrkonowo-magnezowego, posiadającego lepsze właściwości w stanie gorącym od magnezu. Koszulki zaopatrzone są w wystarczającą ilość żeberka zapewniających prawidłową wymianę ciepła, koszulki mają grubości 1,5 mm, a żeberka są podłużne.

Dla uniknięcia przegrzania uranu powyżej temperatury zmiany fazowej ograniczono jego temperaturę w najwyższym miejscu do 550°C. Dla uzyskania najwyższej sprawności termodynamicznej przy dalszej dystrybucji strumienia neutronów, koniecznym było ustalenie drugiej granicy temperatury, a mianowicie temperatury koszulek. Nie może ona przekraczać 400°C, celem uniknięcia mechanicznych odkształceń. Ten ostatni warunek narzuca warunki chłodzenia w strerze słabego strumienia neutronów na obwodzie reaktora. Elementy paliwowe produkuje "Société Alsacienne de Constructions Mécaniques" z surowców dostarczonych przez KEA. Przy ich produkcji zachowuje się największą ostrożność, aby uniknąć zanieczyszczenia wewnętrznych części koszulek uranem. Bez tej "chirurgicznej" czystości nie mogłoby wykryć ucieczki promieniotwórczych substancji przez nieszczelność dostatecznie szybko zanik nastąpią poważne konsekwencje. Kontaminacja zewnętrznych powierzchni koszulki jednego pręta nie może przekroczyć 3 mikrogramów. Z tego powodu sprawdza się na drodze pomiarów fluorometrycznych zawartość uranu w roztworach służących do chemicznego oczyszczania elementów paliwowych.

Należy zaznaczyć, że pręty odlewa się pod próżnią z taką dokładnością, że pręty wymagają jedynie nieznacznej wykończenia przed koszulkowaniem. Pręty uranowe łączą się z koszulkami na drodze mechanicznej zapewniając dobry styk na całej długości. Ponieważ magnez w stosowanych temperaturach ulega pełzaniu elementów paliwowe ulegają naprężeniom znacznie mniejszym aniżeli układ wyłącznie elastyczny. Przy końcu określonego okresu pracy i w stanie stacjonarnym, elementy są prawie wolne od naprężeń. Praktycznie te naprężenia będą się pojawiały na nowo, ponieważ w reaktorach G2 i G3 zaprojektowano wymianę paliwa podczas ruchu reaktora. Można powiedzieć, że z wyjątkiem błędów lub wypadków wymagających zatrzymania reaktora, nie będą występowały nagłe zmiany temperatury elementów wewnątrz reaktora. Przypadków poważniejszych zmian temperatury można się obawiać podczas wymiany paliwa, lecz możliwość wykonania tej operacji podczas ruchu reaktora umożliwia podobne usuwanie elementów z kanałów i ich wsuwanie. W czasie tych operacji nie mogą zachodzić zmiany temperatury nowych elementów. Przed użyciem elementów, koszulki magnezowo-cyrkonowe poddaje się sukcesywnemu chemicznemu oczyszczeniu. Prowadzi się staranną kontrolę produkcji.

POOR ORIGINAL

- 36 -

Pręty uranowe umieszcza się w 1200 poziomych kanałach o średnicy 70 mm. Kanały te tworzą siatkę kwadratową o boku 200 mm. Reaktor zbudowany jest z bloków grafitu reaktorowego o przekroju 200 x 200 i różnej długości, które układają się poziomo. Układ poziomy przyjęto po długiej dyskusji. Uważa się, że układ poziomy jest mniej korzystny, jednak wybrano go gdyż powoduje on mniejsze trudności metalurgiczne w konstrukcji elementów paliwowych i w podtrzymywaniu paliwa. Grafit reaktorowy produkcji "Société Pechneu" ma przekrój czynny na pochłonięcie neutronów termicznych 4 milibarny, jest więc produktem bardzo czystym, całkowicie nadającym się do tego typu reaktorów. Gęstość grafitu wynosi 1,7. Bloki grafitowe muszą być odpowiednio obrobione, by umożliwić cyrkulację sprężonego CO₂, wprowadzenie prętów sterujących i zabezpieczających, przyrządów pomiarowych i umocowanie elementów paliwowych. Grafit układa się w taki sposób by uniknąć w granicach możliwości nieszczelności poprzecznych. Oznacza to tolerancję obróbki mechanicznej poniżej 1 mm. Wymiary rdzenia reaktora są następujące: długość 8,45 m, średnica 7,8 m. Zewnętrzny reflektor ma grubość 1 m. Na skutek szczególnego rozwiązania wymiany paliwa kanały są wypełnione aż do końca. Wynika z tego brak strefy reflektorowej po tylnej stronie reaktora. Spodziewana reaktywność takiego reaktora wynosi 3500 x 10⁻⁵.

Wielkość tę obliczono po uwzględnieniu efektów temperaturowych w zatruciu samarem i ksenonem. Ten znaczny nadmiar reaktywności ma na celu umożliwienie ubocznej produkcji uranu 233 z naświetlonego toru lub użycie lekkiego zubożonego uranu, albo też pozwala na pewne spłaszczenie reaktora i związany z tym wzrost ilości odbieranej energii przy zachowaniu bez zmiany granic temperatury koszulek i rdzenia. Te zmiany będą oczywiście możliwe tylko po pewnym czasie eksploatacji reaktora.

Rdzeń grafitowy reaktora musi być doskonale stateczny. Cały układ otoczony jest konstrukcją z elastycznymi wiązaniami pozwalającymi na przemieszczenie przy ograniczonym przeciwdziałaniu. Konieczne jest liczenie się nie tylko z dylatacją, która może być nierównomiernie rozłożona, ale również ze zmianami zachodzącymi w granicach pod wpływem prądów neutronów /efekt Wignera/. Z tego szczególnego punktu widzenia reaktory G2 i G3 znajdują się w lepszej sytuacji niż reaktory zimniejsze, gdyż wiadomo, że skutki oddziaływania promieniowania na grafit są mniejsze gdy temperatura grafitu jest wyższa. Pomiar dylatometryczne pozwolą na dokładną kontrolę różnych przemieszczeń bloków grafitowych. Temperaturę grafitu będzie się mierzyć stale przy pomocy termopary połączonej z główną tablicą rozdzielczą.

Chłodzenie zapewnią dwutlenek węgla krążący w zamkniętym obiegu pod ciśnieniem około 15 kg/cm².

- 37 -

aby uniknąć wszelkich możliwych następstw musi on być utrzymany w stanie całkowicie suchym. Przewidziano urządzenia dla stałej kontroli pary w krążącym gazie i zawartości CO₂ w parze.

Jak już wspomniano ustalono dwie temperatury graniczne /400°C dla koszulek i 550°C w centrum prętów uranowych/. Dla odprowadzenia ciepła w sposób możliwie najlepszy zdecydowano podzielić reaktor na strefy lecz przy zwiększonym przepływie przypadającym na jeden kanał. Powierzchnia czołowa rdzenia, przez którą gaz wchodzi została podzielona na dwie strefy o różnych temperaturach wejściowych. Środkowa strefa jest kołem o promieniu równym 0,6 promienia aktywnego walca, podczas gdy strefa peryferyczna pokrywa powierzchnię położoną dalej od centrum.

Każdą strefę zasila oddzielna turbo-dmuchawa w sposób następujący:

Strefa środkowa: Ciśnienie CO₂ 15 kg/cm²

Temp. na dopływie 80°C

Przepływ 520 kg/sek w przybliżeniu

przy 200 kW mocy

Strefa obwodowa: Ciśnienie CO₂ 15 kg/cm²

Temp. na dopływie 150°C

Przepływ 469 kg/sek w przybliżeniu

przy 200 kW mocy

Powierzchnia wyjściowa rdzenia reaktora uzieli się również na dwie strefy centralną i obwodową oddzielone kołem o promieniu nowym 8/10 promienia aktywnego rdzenia.

Charakterystyki na odpływie są następujące:

Strefa środkowa: Temp. rdzenia CO₂ 305°C

Przepływ CO₂ 821 kg/sek.

Strefa obwodowa: Temp. rdzenia CO₂ 354°C

Przepływ CO₂ 469 kg/sek.

U wylotu każdego kanału gaz przepływa przez urządzenia dławiące pozwalające na możliwie najlepsze uregulowanie indywidualnego przepływu przez każdy kanał. Urządzenie to można uruchomić z zewnątrz po stronie załadowanej w czasie ruchu reaktora. W urządzeniach służących do wymiany ciepła ciśnienie pary jest zawsze niższe od ciśnienia CO₂, tak, że w przypadku nieszczelności CO₂ dostaje się do obiegu pary lecz para nie wchodzi do obiegu CO₂. Odpływające z reaktora gazy przechodzą przez wymiennik ciepła następnie przez dmuchawy. Urządzenie zabezpieczające umieszczone pomiędzy wymiennikami a dmuchawami wypuszcza część CO₂ do atmosfery w przypadku nadmiernego wzrostu ciśnienia.

Każdy z czterech pionowych zamienników ciepła

obejmuje:

podgrzewacz

odparowalnik średniego ciśnienia

podgrzewacz średniego ciśnienia

odparowalnik wysokiego ciśnienia

podgrzewacz wysokiego ciśnienia

POOR ORIGINAL

- 30 -

Charakterystykę pary na odpływie z wymienników dla czterech równoległych gałęzi jest następująca:

Para wysokiego ciśnienia: Ciśnienie 10,7 kg/cm²
 Przepływ 48 kg/sek
 Temperatura 334°C

Para średniego ciśnienia: Ciśnienie 2,2 kg/cm²
 Przepływ 19,09 kg/sek
 Temperatura 171°C

Łożyska: Woda przepływ 48,6 kg/sek
 Wypływ 45,4 kg/sek
 Temperatura dopływu 115,5°C
 Temperatura na odpływie 81°C

Para przepływ 3,2 kg/sek
 Ciśnienie 0,5 kg/sek.

Główny obwód CO₂ chłodzi obszar aktywny. Dwie dmuchawy CO₂ napędzane są przez turbiny parowe "Rateam" z reaktorami. Zbiórki posiadają faktycznie trzy dmuchawy, dwie pracujące i jedną rezerwową. Maksymalne zapotrzebowanie mocy na każdą z nich wynosi 3850 kW.

Dla zapobieżenia cofnięciu się CO₂ do urządzenia tłoczącego w przypadku pęknięcia wyposażono każdą jednostkę w zawory zwrotne.

Oprócz głównego obiegu CO₂ zainstalowano wtórny obwód dla odbioru ciepła wytworzonego przez promieniowanie nazewnątrz walca grafitowego. Ciśnienie w tym obwodzie wynosi również 15 kg/cm². Chłodzi on żelazne ściany zamykające reaktor /ochrona termiczna/. Gaz pochodzi z najmniejszego wyjścia obwodu głównego. Przepływ jest tak nastawiony by w żadnym punkcie temperatura betonu nie przekraczała 50°C. Zapewniono też chłodzenie prętów sterujących i prętów bezpieczeństwa.

W tarczy obwód ma następującą charakterystykę:

Przepływ na dopływie 540 kg/sek.
 na odpływie 500 kg/sek.
 Temperatura na dopływie 250°C
 na odpływie 50°C

Przepływ CO₂ zapewniają tzw. "wtórne" dmuchawy o napędzie elektrycznym. Przewidziano 3 dmuchawy: jedną pracującą, jedną zapasową i jedną na wypadek nagłej konieczności. Każda dmuchawa daje maksymalny przepływ 500 kg/sek.

CO₂ konieczny dla pracy reaktora magazynuje się w oddziale wspólnym dla G2 i G3. Każdy reaktor zawiera około 80 ton CO₂, a skład jest przewidziany na 90 ton. CO₂ przechowuje się w stanie skroplonym w trzech pojemnikach pod ciśnieniem 20 kg/cm² i utrzymuje w temp. - 20°C przy pomocy specjalnego urządzenia chłodniczego.

CO₂ przed użyciem w reaktorze rozpala się w wyparce wyposażonej w zbiornik zasilający. Dla każdego reaktora przewidziano jedną wyparkę przy całkowitej zdolności odparowania 2 tony na godzinę.

Gazowy CO₂ z wyparki przepływa do zbiorników. Na dwa reaktory przypada 6 zbiorników, co pozwala na magazynowanie 11 ton gazowego CO₂ pod ciśnieniem 22 kg/cm².

- 39 -

CO₂ musi być oczywiście dostatecznie czysty. Nie może on zawierać takich zanieczyszczeń, które mogłyby reagować z materiałami reaktora lub stać się radioaktywnymi o stopniu niebezpiecznym. Handlowy CO₂ jest całkiem czysty; głównym zanieczyszczeniem jest argon 40 dający pod wpływem neutronów termicznych argon 41. CO₂ musi zawierać argonu mniej niż kilka części na milion, co jest możliwe bez konieczności stosowania specjalnego przerobu.

Innych aktywnych izotopów, które mogłyby być niebezpieczne nie należy się obawiać. Krótco żyjący azot-17 i węgiel-14, który może powstawać ze śladów azotu nie odgrywają roli. Innym zanieczyszczeniem, które może być niebezpieczne jest tlen. Może on reagować z grafitem w gorącej strefie reaktora jednak zawartość tlenu w handlowym CO₂ jest dopuszczalna.

Należy unikać oczywiście wilgoci, jak też pyłu i oleju. Dlatego do głównego obwodu podłączono stały obwód oczyszczający. Urządzenie oczyszczające składa się z urządzenia filtrującego z papierem filtracyjnym, usuwającego olej na węglu aktywowanym i osuszającego z tlenkiem glinu.

Przepływ oczyszczonego w ten sposób CO₂ wynosi 1 kg/sek. Dla zawartości pary w CO₂ przyjęto w sposób arbitralny pewne granice, których utrzymanie jest konieczne dla uniknięcia kondensacji. Kondensacja pary mogłaby pociągnąć za sobą poważną korozję stali, a szczególnie magnezu.

Cały blok reaktorowy, ochrona termiczna i część urządzeń do wprowadzenia paliwa zamknięto w szczelnym odpornym na ciśnienie zbiorniku, przez który przechodzi duża ilość otworów. Celem uniknięcia poszerzenia powierzchni przedniej i tylnej reaktora, przestudiowano konstrukcje specjalnych urządzeń pozwalających na wyjmowanie elementów z reaktora bez przebijania otworów w dnie zbiornika. Nie mniej jednak zbiornik od którego wy maga się szczelności i odporności na ciśnienie posiada wiele otworów /wloty i wyloty dla gazu, rury dla wprowadzenia paliwa, urządzenia do usuwania paliwa, otwory dla prętów sterujących i awaryjnych oraz dla komór jonizacyjnych/.

Istnieje szereg metod wykonania takiego zbiornika jednak w każdym przypadku problem jest bardzo trudny. Aby objąć blok reaktorowy i wsporniki dla grafitu, zbiornik musi posiadać średnicę około 14 m i długość wewnętrzną około 16 m. Gdy się analizuje funkcje zbiornika osłaniającego, stwierdza się, że są one trojakiemu rodzajowi: szczelność, odporność na ciśnienie i ochrona przed promieniowaniem. Jako pierwsze rozwiązanie spełniające szczelności i odporności na ciśnienie mogłoby zastosować mocny i szczelny zbiornik stalowy. Zbiornik ten mogłoby otoczyć murem betonowym spełniającym swoją zwykłą funkcję ochrony przed promieniowaniem bez specjalnych funkcji mechanicznych.

POOR ORIGINAL

- 40 -

Z budową cylindrycznego zbiornika stalowego o średnicy wewnętrznej 14 m. i długości 16 m. wiązną się jednak bardzo trudne problemy wykonawcze szczególnie w zakresie spawania i wyżarzania. Z tego powodu wydawało się godnym uwagi przestudiowanie niektórych innych rozwiązań, w których odporność na ciśnienie i ochrona przed promieniowaniem mogłaby być związana ze sobą, a gazoszczelność zabezpieczona oddzielnie. To doprowadziło do pomysłu użycia odpowiednio zbrojonego betonu jako materiału odpornego na ciśnienie i zabezpieczającego równocześnie właściwą ochroną biologiczną.

Z uwagi na wymagane wymiary i ciśnienia wydawało się trudnym zastosowanie zwykłego żelbetonu i wybrano jako rozwiązanie zbiornik ze strunobetonu. Jak w każdej wstępnie sprężonej konstrukcji mechaniczną wytrzymałość zapewniają napięte struny. Wydaje się, że ze wszystkich zwykłych materiałów beton dzięki odpowiedniemu wstępnemu ściężeniu zapewnia przy budowie dużych zbiorników ciśnieniowych maksimum technicznych możliwości i przy prawdopodobnie maksymalnych kontrolach i przy tym samym bezpieczeństwie. Umożliwia on również łatwe uzyskanie dostatecznych wymiarów i ciśnień nie dających się osiągnąć swym sposobem.

Z drugiej strony przy wytrzymałości równej tej jaką można uzyskać na innej drodze (na przykład zbiornik z blach stalowych/ strunobeton zapewnia większe bezpieczeństwo gdyż można wyeliminować całkowicie ryzyko kruchości i uniemożliwić pęknięcie zbiornika przed osiągnięciem maksymalnego odkształcenia betonu i stali. Wymaga to siły o 50 do 100 ton większej niż konieczna dla spowodowania pęknięcia zbiornika spawanego lub nitowanego, o tej samej a nawet wyższej wytrzymałości, który nigdy nie posiada doskonale równomiernej wytrzymałości i ma miejsca słabsze ulegające pęknięciom zanim nastąpi poważniejsze odkształcenie pozostałej części metalu.

Rozpowszechnienie strunobetonu we Francji skłoniło KEA do przystosowania tego sposobu, który już jest zwykle stosowany do budowy zbiorników wodnych i rurociągów narażonych na naprężenia.

Co wyżej w G2 temperatura betonu zawsze jest dostatecznie niska /poniżej 100°C/, a wiadomo, że cement portlandzki znosi przez czas nieograniczony temperatury przynajmniej 300°C.

Głównym problemem był wybór stopnia sprężenia. Wysoki stopień sprężenia może być niebezpieczny gdyż zbiornik może być rozwalony zanim ukażą się pęknięcia wystarczająco poważne by obliczyć ciśnienie. Z tego powodu wybrano umiarkowany stopień sprężenia dający pewność, że zbiornik wpierw zacznie wibrować się i pęknie zanim ulegnie rozsądzeniu. Zbiornik ze strunobetonu jest wytworzony w kształcie pionowego walca o grubości ścian ok. 7 m. z dwoma dnami przytwierdzonymi xxxxxxxx xxxxx:xxxxxxxxxxxxxxxxx do osi walca. Dna są wykonane

- 41 -

ze sprężonego betonu i mają kształt odwróconych kopuł. Ich konstrukcję można do pewnego stopnia porównać z konstrukcją nowoczesnych zapór. Mimo wszelkich środków ostrożności nie można uzyskać całkowicie gazoszczelnego betonu nawet przy znacznej grubości. Z tego powodu zapewniono szczelność z pomocą względnie cienkiej blachy stalowej, umieszczonej przy ścianie wewnętrznej zbiornika.

Dla zapewnienia doskonałej szczelności konieczna jest w czasie konstrukcji duża ostrożność z uwagi na różnicę rozszerzalności betonu i stali, jak już wspomniano, grubość zbiornika betonowego wynosi około 7 m. Wybrane ciśnienie i moc reaktora są takie, że grubość ścian wymagana ze względów wytrzymałościowych przekracza grubość potrzebną dla zapewnienia dobrej ochrony biologicznej. Ponieważ ciśnienie robocze ustalono na 15 kg/cm² koniecznym było zaopatrzenie się w zawory bezpieczeństwa, które sprawdza się na ciśnienie 20 kg/cm². Próby wytrzymałościowe wykonuje się na ciśnienie 60 kg/cm². Biorąc pod uwagę dużą ilość spawów wykonuje się, gdy tylko to jest możliwe, próby na poszczególnych częściach.

Na okres budowy zapewniono dostatecznie duże otwory dla wprowadzenia materiałów potrzebnych dla wewnętrznej konstrukcji /wsporniki grafitu, przewody itp/. Otwory te zostaną następnie uszczelnione i przygotowano specjalnie urządzenia dla przywrócenia sprężenia betonu w tym oszarze.

Urządzenia dla wymiany paliwa zaprojektowano w sposób pozwalający na równoczesne wprowadzenie i usuwanie elementów w czasie pracy reaktora.

Urządzenie dla wprowadzania paliwa znajduje się na ruchomych pomoście urządzenia na wprost kanału, który ma być zaopatrzywany. Urządzenie posiada rurę łączącą je szczelnie z kanałem. Po jej przyłączeniu urządzenie odmykające zwalnia zatyczkę, która normalnie zamyka kanał. Zatyczka /długości ok. 6 m/ znajduje się w tej chwili w gazoszczelnej osłonie i może być na tyle cofnięta do tyłu by pozwolić obrotowemu bębnowi ulokować pręt paliwowy o długości 70 cm na wprost zatyczki. Następnie zatyczka porusza się, do przodu wsuwa element paliwowy w kierunku środka reaktora. Zatyczkę cofa się ponownie, co pozwala na umieszczenie następnego elementu itd.

Przy wprowadzeniu elementów stosuje się zespół elementów połowy kanału. Po wprowadzeniu w osłonie osłony zatyczki prętów paliwowych w ilości koniecznej dla wyłączenia w rdzeniu grafitowym połowy kanału, przesuwane są zatyczki, do przodu przesuwając równocześnie w ten sposób wszystkie pręty paliwowe jakże uprzednio leżały w osłonie grafitowej. Gdy w kanale znajdują się wszystkie nowe elementy, równa im liczba elementów nieświetlnych zostaje wyrzucona z drugiego końca kanału. Ta operacja

POOR ORIGINAL

- 44 -

- 1/ pomiar podstawowych parametrów /temperatury, strumienia neutronów, przepływy i ciśnienie gazu/;
- 2/ sterowanie reaktorem odpowiednio do wyników powyższych pomiarów /zwiększenie mocy, regulowanie, zwykłe lub szybkie wyłączenie/;
- 3/ dawanie sygnału alarmowego i alarmu uprzedzającego lub uruchomienie automatycznego urządzenia zatrzymującego reaktor natychmiast gdy jeden z parametrów osiągnie uprzednio ustaloną wielkość.

Główne pomiary wykonywane są następująco. Pomiary strumienia neutronów wykonuje się za pomocą komór jonizacyjnych pokrytych węglikiem boru, niewrażliwych na promieniowanie gamma /współczynnik kompensacji około 10^{-3} /. Pomiary mocy wykonuje się przy pomocy dwu obwodów, jednego rozruchowego dla pomiarów od kilku watów do kilku megawatów i drugiego dla pomiarów mocy aż do jej maksymalnych wartości. Każdy z obwodów /rozruchowy i mocy/ obejmuje cztery komory jonizacyjne z wzmacniaczami wstępnymi, wzmacniaczami i urządzeniami rejestrującymi. Jedyną różnicą między obwodami polega na umieszczeniu komór.

Układy rozruchowe są tak zaprojektowane, że gdy moc osiąga kilkaset kilowatów komory jonizacyjne automatycznie się cofają, a osłona z węgliku boru również automatycznie przesuwa się przed nie. W ten sposób unika się aktywacji komór przy dużej mocy.

Ponieważ przy rozruchu reaktora lub po jego zatrzymaniu moc wytwarzana przez samorzutne rozszczepienia byłaby za mała by mogła być wyznaczona przewidziano w reaktorze źródło neutronowe zapewniające moc około 2 watów przy zatrzymanym reaktorze i opuszczonych prętach pochłaniających neutrony. Obliczenia reaktywności uzyskuje się w sposób ciągły z wartości dostarczanych przez obwody rozruchowy i mocy.

Temperaturę CO_2 mierzy się u wylotu każdego kanału przy pomocy termopar miedź-konstanta i rejestruje. Wykonuje się zwykle pomiary termodynamiczne konieczne dla stwierdzenia stanu obwodów różnych chłodziw, a mianowicie pomiary ciśnienia i ich spadków, przepływów i temperatur.

Przygotowano pewną ilość prętów uranowych do pomiaru i rejestracji ich temperatury oraz wpływu jej na system paliwowy. Zaopatrzone są w urządzenia do wykrywania pękniętych elementów paliwowych na drodze okresowego pobierania próbek pewnej ilości CO_2 z wylotu każdego kanału. Wszystkie urządzenia sterujące i kontrolne konieczne dla dozoru i kierowania pracą reaktora i urządzeń pomocniczych jak też turbogeneratorów i ich wyposażenia pomocniczego skupiono w jednym pokoju na wspólnej tablicy.

Urządzenia monitorowe i zabezpieczające obejmują 51 prętów zawierających węgiel boru. Pręty są wydrążone i mają średnicę zewnętrzną 40 mm, a wewnętrzną 28 mm. Ich użyteczna długość wynosi 4,7 m. Czas upływający od momentu wyłączenia prądu w urządzeniu przytrzymującym je w pozycji zwieszanej do momentu ich spadku

- 45 -

do pozycji i w powyżej wspomnianego położenia wycofać się samoczynnie. Monitorowe urządzenie jest automatyczne przy wykorzystaniu ostatek z 51 prętów.

Reaktor jest tak zaprojektowany, że w każdej chwili odbiera się maksimum mocy z reaktora niezależnie od stopnia jego wykorzystania w urządzeniach rozruchowych i mocy, reaktor bowiem chociaż spełnia dwa zadania, przede wszystkim służy produkcji plutonu. Nawet w przypadku całkowitego zatrzymania siłowni reaktor pracuje na pełnej mocy, a ciepło odbiera się w różnych urządzeniach chłodzących.

W pomieszczeniach, w których przebiega obsługa umieszczonych w ustalonych miejscach detektory promieniowania gamma i neutronów. Ponadto niektóre pomieszczenia zaopatrzone w aparaty dla pobierania próbek powietrza ze stałym oznaczeniem aktywności pyłów. Wskazują one na konieczność z uwagi na stosowany system usuwania paliwa z reaktora.

Energia elektryczną wytwarzają dwa turbogeneratory po 40 MW zasilane parą wytworzoną przez oba reaktory.

Przepływ pary do skraplacza wynosi 57,55 kg/sek, a przepływ wody do kondensatorów wynosi 15,5 m³/godz.

W przypadku zatrzymania głównych jednostek system ekspansyjny przegrzewaczy zapewnia skroplenie pary bez zmniejszenia warunków pracy reaktorów. W przypadku długotrwałego postoju głównych jednostek można skraplać parę w pomocniczym rozprężalniku nieprzegrzewającym.

Główne generatory mają nominalną moc 45 MVA i napięcie na końcówkach 10,5 kV /prędkość 3000 obr/min/.

Reaktory G2 i G3 w porównaniu z reaktorami grafitowymi chłodzonymi wodą, mają dwie nowe cechy:

Po pierwsze użyto strunobetonu dla konstrukcji zbiornika ciśnieniowego obejmującego aktywną część reaktora.

Po drugie zastosowano system wymiary paliwa w czasie pracy reaktora.

POOR ORIGINAL

- 46 -

WZNIK REAKTORA LBR I CIEPŁO ZŁOŻENIU

29 listopada 1955r. w stacji badania reaktorów AEC koło Arco w Idaho, pierwszy na świecie prądki reaktor powielający LBR I, przechodził ostatnią serię planowanych doświadczeń. Zadaniem tych trudnych testów był pomiar współczynników temperatury przejścia dokonywany przez mierzenie zmian reaktywności reaktora podczas wzrostu temperatury elementów paliwowych. Reaktor został doprowadzony na krótko do okresu dodatniego przy czym pozwolono na wzrost temperatury elementów paliwowych do 500-600°C. Celem uzyskania wartości współczynnika temperaturowego samego paliwa, zamknięto przepływ ciekłego chłodziwa NaK - przez co urządzenie nie pracowało właściwie jako reaktor, lecz raczej jako zestaw krytyczny. /Zbiornik rdzenia był wypełniony stopem sodowo-potasowym lecz chłodziwo było w stanie statycznym/.

W toku ostatniego doświadczenia podczas szeregu testów o znacznych spiętrzeniach mocy, prowadzący eksperyment pracownik naukowy, obserwując specjalne szybko-sprawne rejestratory natężenia strumienia neutronów i temperatury zauważył, że grozi rozbieganie się reaktora i wydał współpracującemu z nim technikowi ustne polecenie natychmiastowego wyłączenia. Ten nie zrozumiał rozkazu i nacisnął wyłącznik silnika uruchamiającego normalne pręty sterownicze. Pracownik naukowy rzucił się sam do tablicy i przycisnął wyłącznik zwalnający pręty bezpieczeństwa. Ten krótki, najwyżej dwusekundowy okres czasu wystarczył na przekroczenie poziomu mocy, przy którym zostały stopione elementy paliwowe i część uranu przeszła w stop ze stalowym rdzeniem.

Usunięcie stopionego rdzenia z reaktora było wysoce uciążliwe i pochłonęło dużo czasu, ponieważ trzeba było przeprowadzać to zaalnie, w atmosferze azotu, pod specjalnie skonstruowaną "trumną". Rdzeń ten był drugim rdzeniem używanym w reaktorze LBR I. Obecnie przystąpiono do projektowania i budowy trzeciego rdzenia, przy czym należy spostrzegać się porównanie uruchomienia reaktora jesienią na Na elementach reflektora oraz na powierzchni stopionej masy powstały białawe inkrustacje, które są tlenkami sodu i potasu pochodzącymi z chłodziwa NaK. Z tym zjawiskiem łączy się pewna ciekawa okoliczność, która wymaga jednak sprawdzenia. Rdzeń uległ znacznemu zmniejszeniu gęstości wskutek wrzenia i parowania stopu NaK wskutek czego stał się mniej reaktywny z jądrowego punktu widzenia. Obecnie należy jednak ustalić, czy zjawisko to zaszło na moment przed stopieniem się elementów, czy też w chwili po tym. Jeśli przyjęć pierwszą alternatywę, oznaczałoby to, że zjawisko okazało się dodatkowy czynnik bezpieczeństwa. /Nucleonics, 15/1, 84, /1957//.

- 47 -

WYSOKOTEMPERATUROWA METODA ROZPUSTWIANIA PALIWA JĄDROWEGO
R. Teala, D. Duriey, J. Vivian
/Nucleonics, 14/2/, 22-25, /1956//

Amerykańskie zakłady wydzielenia oczyszczonego plutonu i uranu z naświetlonego uranu stosują przerób roztworów wodnych. Paliwo rozpuszcza się w kwasie azotowym i ekstrahuje selektywnie pluton i uran rozpuszczalnikami organicznymi jak keton metyloizobutylowy lub fosforanem trójbutylowym rozcieńczonym węglowodorami. Przypuszczalnie ten sposób można zastosować do przerobu jakiegokolwiek napromieniowanego uranu, chociaż nie wydziela się plutonu z naświetlonego uranu ²³⁵, np. w zakładzie przerobu paliwa w Idaho, podobny proces opracowano dla oddzielenia uranu ²³³, protaktynu ²³³ i toru z napromieniowanego toru. Stosowano też dla odzyskania plutonu metody strącenia przy użyciu BiPO₄ i LaF₃ jako nośników. Tego typu procesy dają nadzwyczaj dokładne odkażenie /istnieją wzmianki o współczynnikach rozdziału pierwiastków promieniotwórczych 10⁷/ konieczne dla bezpośredniego innego przerobu odzyskiwanych produktów na elementy paliwowe bez stosowania osłon.

Na stosowane urządzenia i na koszty przerobu wpływa szereg wymagań jak: zdatne operacje za osłonami, konstrukcje faktycznie nie wymagające remontów, nie dopuszczenie do nagromadzenia masy krytycznej, zupełne odkażenie, wyeliminowanie ucieczki pierwiastków promieniotwórczych, wysoki uzysk wymagany na skutek wysokiej ceny materiałów, koszty przerobu są znacznie wyższe niż koszty konwencjonalnych operacji w przemysle chemicznym. Na przykład koszty inwestycyjne zakładu przetwarzającego dziennie zaledwie pół tony naturalnego lub słabo wzbogaconego uranu oceniono na 6 mln. \$.

Spodziewane jest ulepszenie metod przerobu roztworów wodnych, jednak obniżka kosztów może być ograniczona przez słabą rozpuszczalność w wodzie i rozpuszczalnikach organicznych, która pośrednio decyduje o wymiarach fabryki. Prócz tego intensywne promieniowanie rozkłada niektóre stosowane surowce pomocnicze np. wodę rozkłada na wodór i tlen, co stwarza niebezpieczeństwo wybuchu. Oznacza to, że niebezpieczeństwo skutków promieniowania może wykluczyć albo przynajmniej skomplikować przerób na drodze mokrej świeżo napromieniowanego materiału.

Potrzeby regeneracji paliw reaktorowych mogą postawić istniejące metody przerobu wobec niecodziennych wymagań. Jako metody alternatywne zaproponowano pewne procesy niewodne. Jednym z nich jest proces wysokotemperaturowy, jak ekstrakcja stopionymi metalami lub solami i szlakowanie analogiczne do metod stosowanych z powodzeniem w przemyśle metalurgicznym.

POOR ORIGINAL

- 48

Poniższa dyskusja przedstawia niektóre z problemów inżynierskich nasuwających się przy stosowaniu metod wysokotemperaturowych. Opisano przykład takiego systemu separacji. Przerób zużytego paliwa i materiału rodnego uważa się zwykle za konieczną część kompleksu reaktora jądrowego. Podejście takie może być słuszne w przypadku reaktorów przemysłowych, jeżeli koszty przerobu są niższe od wartości odzyskiwanych materiałów. Obecnie panuje przekonanie, że wartość plutonu, uranu 233, 235 i 238 oraz toru będzie dostatecznie wysoka żeby uzasadnić ich odzyskiwanie. Niektórzy przypuszczają, że ostateczne produkty rozszczepienia będą miały znaczną wartość i będą brane bardziej pod uwagę przy ustalaniu metod przerobu.

Świeże paliwo i materiał rodny z wydobytych i przerobionych rud uranowych i torowych /alternatywne źródło utrzymywania reaktora w ruchu/ wpływać będą na zagadnienie przerobu paliwa ale wpływ ten trudno ocenić. Bez względu na to czy będzie stosowany przerób dla uzyskania cennych pierwiastków, czy nie, pewien rodzaj obróbki napromieniowanego paliwa może być uzasadniony zmniejszeniem nakładów na usuwanie odpadów promieniotwórczych.

Przerobiony ładunek może się dla danego reaktora wahać w szerokich granicach i związany jest z czasem napromieniowania. Ustalić go można w drodze szeregu rozważań uwzględniając elementy takie jak: strata reaktywności na skutek akumulacji produktów rozszczepienia i zużycia paliwa, mechaniczne uszkodzenia układu paliwa lub materiału rodnego /przykładem jest odkształcanie elementów paliwowych, korozja koszulek i niepożądane osady z układu chłodniczego/, optimum produkcji nowych pierwiastków np.: plutonu lub uranu 233 ponieważ ograniczone napromieniowanie zapobiega nadmiernej stracie produktu na skutek albo pochłaniania neutronów albo rozpadu promieniotwórczego.

Przerabiana ilość paliwa może być bardzo mała jak w przypadku reaktorów o głębokim wypaleniu na naturalny lub słabo wzbogacony uran, które mogą zużywać przed przerobem 1% całkowitej ilości uranu /ilość odpowiadająca 10000 MW dni/tonę napromieniowanego paliwa/. Przykładowo, gdyby reaktor mocy 500 MW z ciężką wodą jako moderatorem, chłodzony wodą, na uran naturalny /60 ton/, pracował przy takim wypaleniu, czas napromieniowania wynosiłby z grubsza 1200 dni. Cały wsad paliwa wymagałby przerobu jedynie co 3 do 4 lata. Oczywiście mała ilość przerabianego materiału może prowadzić do kosztów przerobu stanowiących względnie nieznaczną część całkowitych kosztów kompleksu reaktora nawet gdy koszt przerobu liczony na jednostkę ciężaru jest duży. Jednakowoż osiągnięta tym sposobem obniżka kosztów przerobu musi być większa niż dodatkowe koszty innych operacji np. elementy paliwowe wytrzymujące drugi okres eksploatacji mogą być kosztowniejsze.

- 49 -

Drugą skrajnością jest duży przerobiony ładunek mimo krótkiego czasu napromieniowania. Taka sytuacja może powstać przy niektórych proponowanych reaktorach jak np. reaktor na ciekłym paliwie metalicznym w Brookhaven z integralnie związanym układem do ciągłego przerobu paliwa. Również zwiększenie większego przerobu mogą wymagać reaktory z przewidzianym płaszczem z rodnego materiału, z którego oddziela się materiał rozszczepialny i wprowadza do rdzenia. Wykorzystanie promieniowania krótko żyjących produktów rozszczepienia wymaga również dużego przerobu.

Procesy wysokotemperaturowe są atrakcyjne gdyż: materiały przerabia się w postaci metalicznej, co prowadzi do małych objętości i mniejszych ilości faz chemicznego przerobu dla przywrócenia produktów formy użytecznej, jaką jest czysto postać metaliczna. Stosowane odczynniki są pierwiastkami lub związkami nieorganicznymi względnie trwałymi na działanie promieniowania, odpady promieniotwórcze odzyskuje się dla użytku lub magazynowania w formie bardziej zwartej.

Przerob pyrometalurgiczny jest być może granicą jeśli chodzi o zwartość aparatury i jedynym praktycznym sposobem traktowania faszio napromieniowanych materiałów. Niepociągającą cechą tego przerobu stanowi trudność zliczenia się w praktyce do wysokich współczynników dezkontaminacji uzyskiwanych w układach wodnych. W przypadku gwy nie uzyskuje się wysokiej dezkontaminacji, możliwy jest zdalny przerób uzyskiwanych produktów lub wykorzystanie pomocnicze techniki przerobu w roztworach wodnych. Trudne problemy inżynierskie mogą wystąpić przy adaptacji techniki konwencjonalnej metalurgii /np. oszczędnie i transport stopionych materiałów/ do operacji z radioaktywnymi materiałami.

Lokalizacja zakładu wysokotemperaturowego przerobu paliwa napotyka na mniejsze ograniczenia niż inne typy zakładów dzięki względnej niebezpieczności ciekłych odpadów promieniotwórczych. Ponieważ optymalna wielkość takiego zakładu może być mniejsza niż zakładów stosujących metody mokre być może poszczególne reaktory będą mogły mieć własne dające się łatwo nagiąć do wymagań i niezależne od innych użytkowników urządzenia do przerobu paliwa. Takie indywidualne zakłady przerobu paliwa mogą być integralną częścią budynku reaktora i korzystać z jego urządzeń, a więc i dzielić z nim koszty.

Wyposażenie i całkowite rozmiary zakładu powinny okazać się względnie małe. Na przykład średni wsad pochodzący z reaktora wypalającego 1% wyniósłby ok. 45 kg uranu metalicznego dziennie, zajmującego objętość tylko ok. 2 l. Nawet gdyby wypalenie było ułamkiem procentu przerabiana objętość byłaby sprawą litrów a nie tysięcy litrów, jak przy przerobie rozcieńczonych wodnych roztworów. W oparciu o to stwierdzenie ocenia się, że aparaty będą miały średnice najwyżej 0,3 do 0,6 m

POOR ORIGINAL

- 50 -

i wysokość 0,6 - 1,2 m przy pokaźnej zdolności produkcyjnej. Odpowiednią przestrzeń dla takich urządzeń powinna zapewnić komora z osłoną promieniowania o bloku 6 lub 9 m i wysokości 3 do 4,5 m.

Zakład może być wyposażony w osłoniętą komorę o przekroju kołowym lub wielokątnym z centralnym wałem obracającym z zewnątrz przez gazoszczelne uruchomienia. Włókno podtrzymywane promienisto obrotowe ramię podparte przez szyny umieszczone na ścianie. Ramię stanowiłoby oparcie dla manipulatorów mogących wykonywać ruchy pionowe i w kierunku promienia. Dla zmniejszenia skażeń nowe i w kierunku promienia. Dla zmniejszenia skażeń i ułatwienia odkażenia zastosowano wyłożenie ścian komory cienką blachą kwasoodporną /możliwe, że typu 347 dla uproszczenia spawania/. Nie wydaje się by problemy były bardzo różne od wynikających z urządzeń zakładów stosujących przerób mokry.

Najlepsze zapewne będą osłony ze zwykłego betonu, chociaż w specjalnych urządzeniach betony o wyższej gęstości mogą być korzystniejsze. Szacunkowo możliwa przyjąć, że energia promieniowania średniej dziennej ilości przerobionego paliwa /45 kg/ ze wspomnianego wyżej reaktora wynosi około 25 kW. Gdy założymy gęstość średniej energii promieniowania gamma wynosi 2 meV, a źródło jest punktowe, wymagana grubość ścian komory ze zwykłego betonu obniżająca promieniowanie do dawki dopuszczalnej wynosi 3 metry.

Wydają się konieczne remonty zdalnie sterowane. Nowe urządzenia, w tym przypadku niezbyt wielkie, instaluje się zdalnie, a skażone urządzenia dla oczyszczenia usuwa się również zdalnie do oddzielonej osłoniętej przestrzeni, używać się będzie również zdalnie sterowanych urządzeń dla wprowadzenia i usuwania przerobionego materiału, produktów i materiałów pomocniczych. Zastosowanie bezpośrednich remontów, przy których zainstalowane urządzenia i ich otoczenie odkażają się przed przystąpieniem do pracy łącznej wydaje się przy tym typie procesów bardzo trudne.

Stosowany będzie napęd elektryczny. Ruchy mechaniczne w obrębie komory zapewnią silniki elektryczne, jakkolwiek alternatywę stanowią urządzenia hydrauliczne lub wały wychodzące przez uszczelnienia na zewnątrz.

Ogrzewanie elektryczne może być indywidualne lub oporowe. Ruchome cewki indukcyjne mogłyby dawać rozwiązanie "elastyczne" pozwalające na ogrzewanie różnych części tych samych lub innych pojemników przy minimalnej ilości cewek. Ogrzewanie indukcyjne wymaga nieważliwych i chłodzonych wsporników. Przy założeniu, że moc wysokiej częstotliwości potrzebna dla stopienia w godzinę 0,45 kg metalu wynosi 1 kW, moc układu silnik-generator wypada kilkaset kW. Oznacza to wywiązanie w komorze dużych ilości ciepła i konieczność chłodzenia. Chłodzivo w wymiennikach ciepła, cewkach indukcyjnych lub cieczy w systemie hydraulicznym powinny być

- 51 -

obojętne w stosunku do przerobionych materiałów. W rachubę wchodzi węglowodory np. nafta DOW-Therm. Przy ogrzewaniu parowym na elementy grzejne może być używany molibden. Ciepło wywiązujące się na skutek promieniowania produktów rozszczepienia w elementach świeżo usuniętych z reaktorów może okazać się wystarczającym dla spowodowania ich stopnienia i powinno być uwzględnione przy projektowaniu.

Przy operacjach z wchodzącymi w rachubę ciekłymi metalami i parami konieczna jest atmosfera obojętnej lub próżnia. Wydaje się, że nieco trudniej jest stworzyć i utrzymać próżnię niż atmosferę helową. Kanały wyjściowe lub tunele będą wymagały odpowiednich śluz gazowych pozwalających na zmianę atmosfery powietrza na hel. Przewidzieć trzeba system oczyszczania dla przerobu małego nadmiaru gazu wywiązującego się w komorze. Nadawać się mogą skrubery i nisko temperaturowe adsorbery z węglem drzewnym.

Wymagane są nowe metody pobierania próbek i analizy w obrębie komory. Istnieje możliwość zastosowania urządzenia powielającego neutrony, w którym pojemnik z materiałem rozszczepialnym /możliwe, że z pewną ilością moderatora/ i właściwie umieszczone źródło neutronowe dadzą zwiększenie ilości neutronów w stopniu zależnym od zawartości materiału rozszczepialnego. Tego rodzaju analiza materiału rozszczepialnego lub reaktywności może bardziej interesować kierującego pracą reaktora niż bezwzględna analiza izotopowa. Doświadczenie nabyte przy układach krytycznych i doświadczenia wykluczające wskazują, że tego rodzaju aparatura analityczna jest wykonalna.

Jako przykład urządzeń koniecznych dla wysokotemperaturowego rozdzielania omówione zostanie urządzenie dla ekstrakcji plutonu z napromieniowanego naturalnego lub lekko wzbogaconego uranu, przy użyciu stopionego srebra. Wybór rozpuszczalnika oparto na informacji, że szereg stopionych metali np. cer i srebro spełnia w takich układach rolę rozpuszczalników plutonu.

W proponowanym układzie paliwo topi się w ekstraktorze i dodaje srebra dla ekstrakcji plutonu. Srebro przepływa do drugiego aparatu, w którym oddziela się go od plutonu przez odparowanie. Pary srebra zwraca się i skrapla w ekstraktorze dla ponownego użycia, pluton spuszcza się do pojemnika. Przerobiony uran /rafinat/ usunięty z ekstraktora można uwolnić od rozpuszczalnika przez odparowanie jeżeli rozpuszczalność jest wyraźna, a rozdzielowi sprzyja różnica temperatur wrzenia.

Przepływ cieczy regulują specjalne zawory. Można używać rur grafitowych w kształcie litery U otoczonych cewkami indukcyjnymi wysokiej częstotliwości chłodzonymi cieczą. Prąd przewodzony przez cewkę ogrzewa grafit, topi zawarty wewnątrz materiał i otwiera zawór. Sterowanie ogrzewaniem i chłodzeniem może pozwolić na

POOR ORIGINAL

różny częściowy przepust i w ten sposób umożliwi sterowanie przepływem. Prace doświadczalne nad płynnością metali wskazują na wykonalność takich zaworów. Ogrzewaki U-rowsze z odpowiednim słupem cieczy zapewnić mogą w razie potrzeby uszczelnienie dla par.

Mechaniczny transport materiałów ogranicza się do przenoszenia ciał stałych /materiał wyjściowy, produkt i uzupełniający rozpuszczalnik/. Ruch cieczy w procesie jest grawitacyjny, regulowany ilością skroplonych par. W ten sposób zastąpiono pewne mechaniczne urządzenia np. dla podnoszenia i spuszczenia ciekłych materiałów dopływu ciepła, upraszczając przez to zagadnienie konstrukcyjne.

Opisany ekstraktor pracujący okresowo i jednostopniowo jest prosto naczyniem z mieszaniem indukcyjnym, lub na skutek różnicy ciężarów właściwych albo zaopatrzone w mieszadło. Sprawniejsza ekstrakcja ciągła wymagałaby bardziej skomplikowanej aparatury. Przyuszczalnie ciągłą wielostopniową ekstrakcję można by zrealizować w wielostopniowym mieszalniku-odstojniku lub kolumnie ekstrakcyjnej analogicznej do używanych przy ekstrakcji rozpuszczalnikami roztworów wodnych, lecz wykonanej z właściwych żaroodpornych materiałów. Do takiego urządzenia można wprowadzać uran w sposób ciągły w stanie stopniowym.

Stosowane jednostkowe operacje i ich kombinacje są dokładnie te same co szeroko stosowane w konwencjonalnej inżynierii chemicznej w zwykłej temperaturze i przy przerobie takich materiałów jak woda i rozpuszczalniki organiczne.

Zastosowanie opisanego urządzenia zależy od dostępności rozpuszczalnika nie mieszającego się z przerobionym materiałem, temperaturze wrzenia wyższej od temperatury topnienia tego materiału, lecz znacznie niższej od temperatury wrzenia składnika przechodzącego do ekstraktu. Zastosowanie ciśnienia pozwoliłoby na obejście pierwszego ograniczenia temperatury wrzenia, lecz nie jest to rozcieńczanie atrakcyjne z punktu widzenia problemu materiałów konstrukcyjnych. Rozpuszczalnik może być lżejszy lub cięższy od przerobionego materiału, jednak niniejszy opis odnosi się do rozpuszczalnika lżejszego gdyż mało materiałów ma wyższy ciężar właściwy od uranu /powyżej 18/. Jeżeliby czynnikiem ekstrahującym była stopiona sól np. chlorowec ziem alkalicznych i gdyby był ekstrahowany pluton w postaci związku z chlorowcem, byłoby możliwym zredukowanie go do metalu przez dodatek wystarczającej ilości stopionego metalu ziem alkalicznych do oddzielnej fazy stopionych soli w aparacie służącym do odzyskiwania rozpuszczalnika.

Najtrudniejszy wydaje się wybór materiałów konstrukcyjnych zadowolająco odpornych na działanie wysokiej temperatury, czynników korozyjnych i naprężeń termicznych. Temperatury prasy mieściłyby się w granicach

- 53

wyznaczonych przez temperatury topnienia materiału przerobionego i rozpuszczalnika i temperatury wrzenia rozpuszczalnika. Temperatury wrzenia srebra, uranu, plutonu i toru wynoszą: 960, 1133, 632 i 1690°C - odpowiednio temperatury wrzenia - 2212, 3900, 3235 i powyżej 3000. Niektóre rodzaje paliw reaktorowych mają temperatury topnienia znacznie różniące się, być może znacznie niższe.

Grafit jest jednym z najlepszych materiałów wytrzymałych wysokie temperatury i nadaje się do ogrzewania indukcyjnego, lecz tworzenie się węglików może nie dopuścić do jego zastosowania. Istnieje możliwość zastosowania trudno topliwych metali Mo, Cb, Ta jak również trudno topliwych tlenków MgO, BeO, ZrO₂. Tworzywa niemetaliczne ulegają prawdopodobnie łatwiej uszkodzeniom pod wpływem naprężeń mechanicznych i cieplnych. Obniżenie temperatury wrzenia rozpuszczalnika przez obniżenie ciśnienia dałoby większą swobodę wyboru materiałów konstrukcyjnych, lecz przy dodatkowych kosztach aparatury próżniowej.

Wydaje się, że nie ma podstawowych przeszkód nie pozwalających na praktyczne zastosowanie procesów wysoko-temperaturowych, jednakowoż wymaga to poważnych prac rozwojowych. Czy jakieś procesy wysokotemperaturowe mogą współzawodniczyć z procesami prowadzonymi w roztworach wodnych można prawdopodobnie ustalić tylko na drodze badania w skali produkcji doświadczalnej lub przemysłowej.

Pierwotnymi celami reaktorów i związanych z nimi zakładów była albo produkcja plutonu, czy też mocy dla celów uzyskowych /np. łódzie podwodne/ albo badania i postęp. Obecnie stosowane procesy przerobu paliw na drodze mokrej nie wystarczają do tych celów. Czysto przemysłowe reaktory z zakładami z nimi związanymi utrzymuje się ze sprzedaży energii i pewnych wartości pochodzących z promieniowania. Mogą one wymagać albo zmian w procesach, albo nowych metod.

POOR ORIGINAL

- 54 -

FRANCUSKI PRZEMYSŁ CHEMICZNY A ENERGIA JĄDROWA

P. Gauthier
Energie nucleaire, 1956

Obfitość w Europie, a specjalnie we Francji, surowców atomowych powoduje, że kraj ten wchodzi w okres szczególnie obiecujący: przewidujący dość szybki spadek ceny za energię jądrową. Francja posiada przemysł chemiczny produkujący uran i materiały pomocnicze. Praktycznie wszystkie francuskie firmy przemysłowe biorą aktywny udział w wykorzystaniu przemysłowym energii atomowej, jak to wynika z przytoczonego poniżej przeglądu.

Bwzględniając fakt, że bogate rudy uranowe są rzadko spotykane, trzeba było dla zwiększenia produkcji uranu nastawić się na przerób ubogich rud tak pierwotnych bardzo rozproszonych w terenie jak i niektórych osadowych.

Uran znajduje się w rudzie albo w postaci tlenku w rodzaju smołki uranowej, albo w postaci związków jak np. podwójny fosforan wapniowo-uranilowy. Ekstrakcję uranu można prowadzić między innymi następującymi sposobami.

Wytrącanie uranu w postaci nierozpuszczalnego osadu. Ponieważ związki uranu czterowartościowego są nierozpuszczalne w rozcieńczonych kwasach, można strącić z roztworu po trawieniu rudy fosforan, który przerabia się następnie na uranian sodu. Firmie "Société Potasse et Engrais Chimiques", która w działającej od lutego 1953 fabryce Le Bouchet konstruowała pierwszy oddział przemysłowy, powierzono uruchomienie ekstrakcji chemicznej uranu z rud ubogich. Zamierzony cel osiągnięto i uruchomiono w 1955 r. zakład w Guengon, uzupełniony w tym samym roku instalacją do produkcji uranianu sodu. Po opracowaniu metody przerobu torianitu, pozwalającej na równoczesne otrzymywanie uranianu sodu i bardzo czystego azotanu toru, powierzono tej samej firmie budowę zakładu przemysłowego.

Firma ta buduje również sieć zbiorczą dla ścieków radioaktywnych w ośrodku badań jądrowych w Saclay i stację przerobu chemicznego tych odpadów, instalację dla magazynowania produktów o średniej i bardzo wysokiej aktywności, łącznie z laboratorium badawczym i kontrolnym.

Selektywna ekstrakcja uranu przy zastosowaniu wymieniaczy jonowych. Uran w postaci kompleksów anionowych, zawarty w roztworach uzyskiwanych przez trawienie rud kwasem siarkowym można zadsorbować na anionitach. Oczyszcza się go następnie na drodze elucji, roztwór zadaje amoniakiem lub sodą, i strąca uranian sodowy. Opracowanie metody i konstrukcję fabryki w Andel powierzono firmie Kuhlmann, która utworzyła łącznie z KEA "Société Industrielle de l'Ouest z fabryką

- 55 -

w Ecarpière. Uruchomienie jej powinno nastąpić w pierwszym kwartale 1957 r. Druga fabryka, której konstrukcja została powierzona również firmie Kuhlmann, położona w Besines koło Limoges, będzie przerabiała rudy z oddziału Crouzille KEA. Przewiduje się, że rozruch jej nastąpi o rok później niż zakładu Ecarpière.

KEA zlecił firmie Kuhlmann również prace badawcze w zakresie zagadnień tak chemicznych jak i metalurgicznych. Firma ta prowadzi też prace na własny rachunek mając na widoku ewentualne zastosowanie energii jądrowej w dziedzinach objętych jej działalnością.

Poważne firmy nie zajmujące się bezpośrednio przerobką rud uranowych dostarczają potrzebnych do tego celu odczynników i tak: "Société d'Electro Metallurgie et des Aciéries Electriques d'Ugine" produkuje H_2O_2 i HF dla otrzymywania UF_4 , który służy jako materiał wyjściowy dla otrzymywania uranu na drodze wapioterminii. Firma ta będzie mogła dostarczać również fluoru koniecznego dla produkcji UF_6 z UF_4 jeżeli zapadnie decyzja rozdziału izotopów uranu na drodze dyfuzji gazowej.

"Compagnie Pechiney" może również postawić do dyspozycji przemysłu atomowego swoje liczne produkty tak nieorganiczne jak i organiczne /kwas fluorowodorowy, tworzywa sztuczne/ jak też usługi swoich laboratoriów badawczych i swych wielu biur studiów.

W dziedzinie zaopatrzenia w surowce należy wspomnieć o służbie górniczej firmy "Compagnie Pochiney", której działalność rozciąga się na dużą część świata i która nie zniechęcała poszukiwać rud potrzebnych przemysłowi atomowemu. Rozpoznano w Afryce i częściowo w Ameryce eksploatować poważne złoża fosforanów glinowo-wapniowych, w których zawartość uranu jest wystarczająca do wydobycia, można je rozpatrywać jako poważne potencjalne źródło tego cennego pierwiastka. Zawartość centowa uranu ta sama co w fosforytach amerykańskich na Florydzie/.

Uranian sodu pochodzący z przerobu rud uranowych, rozpuszcza się w kwasie azotowym i po przejściu przez stadium oczyszczania przeprowadza w nadtlenek, a następnie w tlenek. Dwutlenek uranu przerabia się z kolei na czterofluorek, który ostatecznie redukuje się do metalu przy pomocy wapnia/lub magnezu/. Produkcję węgla i wymaganą czystości jądrowej powierzono firmie "Société Electrometallurgique du Planet". Obecnie produkcję tę powiększa się.

"Société Bozel-Méletra" studiuje zagadnienie redukcji tlenku toru pod kątem widzenia produkcji toru metalicznego w postaci proszku. Surowcem jest azotan toru dostarczany przez KEA. Azotan toru przerabia się na tlenek przez prażenie w temperaturze do 600°C. Tlenek toru redukuje się następnie wapniem metalicznym w temperaturze 900 do 1100°C daje tor metaliczny w stanie sproszkowanym. Trudności produkcyjne polegają głównie na łatwym wchodzeniu w reakcję metalu w postaci

POOR ORIGINAL

- 56 -

drobnoziarnistego proszku z większością gazów i materiałów z jakimi się styka w czasie redukcji. Przeróbki szlaki, zawierającej metal użyty jako reduktor w postaci tlenku, wymaga również licznych środków ostrożności. Należy pracować w atmosferze argonu, a wybór tworzyw z którymi przerobiony materiał może się stykać jest bardzo ograniczony. Sproszkowany tor dostarcza się KEA dla przerobu na metal lity. Spodziewane jest przejście w niedługim czasie do produkcji w skali półtechnicznej w fabryce w Petit-Quevilly.

Stosowane moderatory wylicza się spośród następujących: ciężka woda, grafit b. czysty, tlenek berylu, beryl.

Z firm francuskich studiujących zagadnienie przemysłowej produkcji ciężkiej wody należy wymienić: L'air Liquide" i L'Office National Industriel de l'Azote". Jako metoda produkcyjna wchodzi w rachubę destylacja ciekłego wodoru przy wykorzystaniu różnicy temperatury wrzenia deuteru i wodoru. Źródłem wodoru mogą być produkty rozkładu termicznego gazu ziemnego lub gaz koksowniczy. Możliwy przerabiać również wodór służący do syntezy amoniaku. Dużą trudnością jest usuwanie tlenu, którego akumulacja jest niebezpieczna /zakłócenie przewodów, wybuchy/ jednak mimo wszystko proces ten wydaje się najtańszy. Rozważa się również wykorzystanie reakcji wymiany izotopowej między wodą a siarkowodorem. Wyszukać można zarówno różnicę stężenia deuteru w siarkowodorze pozostającym w równowadze z wodą i w wodzie, jak też zmiany stałej równowagi w zależności od temperatury. W cyklu dwutemperaturowym siarkowodór przenosi deuter z wody o małej koncentracji deuteru do wody o wyższej koncentracji. Trudności wynikają z korodujących własności siarkowodoru.

"Compagnie Réchiney" uzyskała bardzo interesujące wyniki przy produkcji grafitu reaktorowego. Firma ta zaadaptowała do tego celu metodę produkcji sztucznie termicznych. W bezpośredniej współpracy z KEA badano problemy jakie nasunęły się w związku z tą produkcją /równoczesna grafityzacja i oczyszczanie, impregnacja produktu/ mając na celu uzyskanie grafitu wysokiej czystości, o dużym ciężarze właściwym i odpowiednich własnościach mechanicznych. Compagnie Réchiney dostarczyła KEA poważnych ilości grafitu reaktorowego wysokiej czystości i powiększa swoją moc produkcyjną, by podolać coraz to poważniejszemu zapotrzebowaniu. Podobnie jak w przypadku grafitu, powyższa firma była w stanie sprostać wymaganiom przemysłu atomowego przy otrzymywaniu tlenku berylu o najwyższej czystości i o specyficznych własnościach fizycznych, pozwalających na otrzymanie z niego wyrobów ceramicznych o ściślejszym wymiarach i wysokiej czystości. Badania nad otrzymywaniem materiałów konstrukcyjnych z czystego tlenku berylu prowadzono we współpracy z KEA i przewiduje się bardzo interesujące wyniki.

- 57 -

"Société d'Electro-Chimie, d'Electro-Metallurgie et des Acieries Electriques d'Ugine" współpracuje z Compagnie Française de Magnesium przy produkcji metali na koszulki. Również ta firma realizuje produkcję doświadczalną cyrkonu metodą Krolla /redukcja $ZrCl_4$ magnezem/. W zakresie materiałów konstrukcyjnych firma ta produkuje różne odmiany stali kwasoodpornej, używanej w reaktorach jądrowych, podczas gdy jej filia "Comptoir Industriel d'Etirage et de Profilage des Metaux" przerabia je na rury, pręty i różne kształtki.

Firma "Bozel-Maletra" poza produkcją toru, o czym była mowa wyżej, wyspecjalizowała się w produkcji wodorotlenku cyrkonu. Wychodząc z minerału cyrkonu pochodzenia australijskiego, zawierającego głównie krzemian cyrkonu, otrzymuje wodorotlenek cyrkonu metodą przez nią opatentowaną. Obecna instalacja w Petit-Quevilly zostanie przeniesiona do fabryki w Cuise-Lamotte /Oise/ w miejsce gdzie obecnie buduje się oddział oczyszczenia tlenku cyrkonu od hafnu. Do oddziału tego przychodzi tlenek cyrkonu w postaci pasty, zawierającej całą ilość hafnu obecnego w surowcu wyjściowym. Dla większości zastosowań KFA cyrkon musi być wolny od pierwiastków pochłaniających neutrony, a wiadomo, że najbardziej przeszkadzającymi są zawsze obecne bor, lit, kadm, niektóre ziemie rzadkie i w końcu hafn. Tego ostatniego na skutek bardzo podobnych własności chemicznych do własności cyrkonu nie można w ogóle rozdzielić w skali przemysłowej przy pomocy techniki czysto chemicznej. Trzeba uciekać się do metod takich jak krystalizacja lub destylacja frakcjonowana, chromatografia na żelu krzemionkowym, ekstrakcja przy pomocy rozpuszczalników itd. Bozel-Maletra stosuje w swoim zakładzie produkcji doświadczalnej w fabryce w Cuise Lamotte proces ekstrakcji przeciw prądowej, wybrany przez laboratorium KEA. Proces polega na użyciu rozpuszczalnika nie mieszającego się z fazą wodną zawierającą Zr i Hf w postaci azotanów. Cyrkon przechodzi wybiórczo do roztworu organicznego. Roztwór azotanów uzyskuje się przez atakowanie kwasem azotowym tlenku cyrkonu wychodzącego z oddziału przerobu rudy w postaci pasty. Azotan cyrkonu oczyszczony od hafnu odzyskuje się z rozpuszczalnika przez reekstrakcję wodą destylowaną, następnie strąca się go alkalicznie w postaci wodorotlenku cyrkonu. Osad odsącza się, myje i praży. Firmie Société Bozel-Maletra powierzono budowę i prowadzenie oddziału przemysłowego, który ma zastąpić obecny oddział produkcji doświadczalnej. Firma ta również w porozumieniu z KEA studiuje elektryczne osadzanie na uranie powłok z niektórych metali. Oprócz tego prowadzi się badania nad ochroną przeciwko korozji różnych metali, wchodzących w skład konstrukcji reaktorów przy użyciu w dużej mierze metod ochrony elektrolitycznej. Firma ta również uruchomiła produkcję cienkich folii różnych metali na drodze elektrolitycznego osadzania na podłożu, które się

POOR ORIGINAL

- 58 -

następnie rozpuszcza w sposób ciągły, co daje w końcu folię metalu czystego i o doskonałej równomierności grubości.

Firma "Compagnie Pechiney" dzięki swojemu doświadczeniu wniosła również swój poważny wkład w dziedzinę materiałów koszulkowych /aluminium, cyrkon, beryl/, jak również w dziedzinę metali rzadkich, używanych w konstrukcjach jądrowych /tytan, niob itd./. Odzież metalurgiczny tej firmy oprócz bardzo czystego aluminium, które jest jedną z jego klasycznych produkcji przestudiował i uruchomił produkcję z tym związane, nierzadko w skali ograniczonej, którą można jednak dostosować do wymagań.

Firma Tréfileries et Laminaires du Havre wnosi podwójny wkład do nowego przemysłu, na który składają się: badania metalurgiczne laboratoryjne i półprzemysłowe wykonywane głównie w centrum badań w Antony na zasadzie kontraktów, zawartych z KEA. Badania te biegną w następujących dziedzinach: materiały otrzymywane na drodze metalurgii proszkowej, produkty walcowane z cyrkonu i jego stopów, stopy aluminium odporne na działanie wody w wysokich temperaturach. Produkcja x/ w przemyśle atomowym jako wynik uprzednio przeprowadzonych badań. Można tu wymienić: produkcja z magnezu, jego stopów jak również z aluminium i jego stopów, rur i profiliów specjalnych na koszulki prętów paliwowych, specjalny przerób materiałów koszulkowych.

KEA powierzył firmie Compagnie de Saint-Gobain Chauny et Cirey budowę doświadczalnego zakładu w Châtillon przeznaczonego dla uruchomienia procesu wydzielenia plutonu z naświetlonych prętów paliwowych reaktorów w Châtillon i Saclay. Uzyskane na tej instalacji wyniki posłużyły dla opracowania projektu fabryki w Marcoule, która będzie produkowała niezbuźny dla Francji pluton. Konstrukcję tej fabryki zlecono powyższej firmie.

"Société des Usines Chimiques Rhone-Poulenc" i jego filia "Frolabo" dostarczają laboratorium KEA na ogół w małych ilościach rzadkich produktów lub o wyższych czystościach, przeznaczonych głównie dla celów badawczych. Z drugiej strony firma ta postanowiła niedawno przynieść bardziej aktywne pomoc KEA, tworząc u siebie specjalną służbę badawczą w zakresie chemii jądrowej. "Compagnie de Saint Gobain" również podjęła badania tak w dziedzinie technologii szkła jak i w dziedzinie chemii w związku z rozwojem energii atomowej. Wymienione firmy nie stanowią całości firm zajmujących się energią jądrową.

Na powyższych przykładach widać powiązanie między nowym źródłem energii, a francuskim przemysłem chemicznym.

x/ przemysłowa materiałowa metalicznych dla specjalnych zastosowań

- 59 -

PRODUKCJA I BADANIE RUROWYCH ELEMENTÓW PALIWOWYCH

Samuel Starckheim

Nucleonics, 15, /1/, 85-91, /1957/.

Nuclear Division of Glenn L. Martin Co. Baltimore, Maryland planuje budowę heterogenicznego, przewodzącego reaktora energetycznego. W związku z tym opracowuje dla niego cienkościenną rurę elementu paliwowe o wymiarach: każdy z nich posiada długość 64 cm, z której 57,5 cm stanowi strefę aktywną, zewnętrzna średnica sekcji aktywnej wynosi 0,9 cm, średnica środkowego otworu równa się 0,8 cm ścianki koszulki posiadają grubość 0,1 mm, co daje 0,7 mm grubości części rdzennej; odcinki końcowe posiadają zewnętrzną średnicę 1,2 cm. Produkcja elementów tego typu jest jednak dość złożona i rozpracowanie jej nastręczało szereg problemów. Teoretyczne obliczenia wykazują, że zastosowanie elementów rurowych zamiast płytowych w obecnie czynnych reaktorach typu MTR przyniosłoby ok 50% zysk wytwarzanego ciepła. Dla opracowania technologii produkcji oraz badania takich elementów paliwowych konieczne było podjęcie intensywnych prac badawczych.

Planuje się wytwarzanie elementów rurowych ze stali nierdzewnej o rdzeniu zawierającym 20-30% wagowych wysoce wzbogaconego UO_2 . Opracowuje się równolegle produkcję elementów o prawie takiej samej geometrii, w których stal nierdzewną zastąpiono przez aluminium. Grubość ścianki tych elementów, tj. paliwa oraz wewnętrznej i zewnętrznej koszulki, wynosi zaledwie 0,75mm.

Zasadniczym problemem jest uzyskanie właściwego rozłożenia cząstek UO_2 w rdzeniu elementu rurowego. Oto przykłady: Jeżeli przy sporządzaniu matrycy cząstki stali nierdzewnej o granulacji 200+325 oczek zostały rozproszone w proszku aluminium o granulacji - 100+200 oczek, to otrzymuje się nierównomierną dyspersję. Odwrotnie: jeżeli przy sporządzaniu matrycy cząstki stali nierdzewnej o granulacji - 200+325 oczek rozproszone w proszku aluminium o granulacji - 325 oczek, to osiągnięto znacznie lepszą dyspersję. Ponieważ UO_2 posiada gęstość ok. 10,9 g/cm³, podczas gdy gęstość Al wynosi zaledwie 2,7 g/cm³, dokładne zmieszanie proszków o tak różnych gęstościach jest trudnym zadaniem. Szczęśliwym zbiegiem okoliczności mieszanie UO_2 i proszku stali nierdzewnej jest już łatwiejsze, ponieważ gęstość stali wynosi ok. 7,9 g/cm³. Tym niemniej wyłaniają się tu inne trudności. W związku z wypływaniem na powierzchnię proszków ze stali nierdzewnej podczas procesu mieszania, a nawet podczas przechowywania, cząstki UO_2 mogą osiadać w sproszkowanej matrycy. Można oczywiście stosować taką technikę metalurgii proszków, która zapewnia lepsze wymieszanie. Wykorzystuje się więc optymalne kombinacje

POOR ORIGINAL

- 60 -

pewnej liczby parametrów procesu i dobiera się odpowiednio szybkości opadania, wielkość cząstek, rozdział cząstek, ich kształt, stosuje się proszki pierwiastków lub ich stopów, wprowadzanie dodatków do proszków, różne czasy mieszania oraz różne proporcje użytych substancji.

Dla otrzymania elementów rurowych należy zestawić proszki po wymieszaniu. Dla wytwarzania produktów rurowych dostępne są różne metody pracy a mianowicie: wyciąganie, walcowanie, wykiaczenie, walcowanie blachy i następnie przeróbka na zimno oraz normalne sposoby stosowane w metalurgii proszków.

Podczas przeróbki na zimno materiałów rdzenia, zawierających cząstki UO_2 , które układają się w pasma, przez co zatracą się równomierny ich rozkład. Problem ten stanowi poważną trudność, ponieważ powierzchnie bezpośrednio przyległe do cząstek UO_2 , ulegają w czasie pracy reaktora uszkodzeniom radiacyjnym, które w sposób ciągły odkształcają matrycę - a układanie się UO_2 w pasma lokalizuje powierzchnie uszkodzone, co może prowadzić do poważnych zniszczeń. W czasie przebywania elementów paliwowych w reaktorze narastają uszkodzenia, tworzą się pęcherze oraz pęknięcia, co prowadzi do zetknięcia UO_2 z chłodziwem. Po pęknięciu koszulki produkty rozszczepienia przedostają się do chłodziwa reaktora.

Jeśli jednak uda się otrzymać cząstki UO_2 właściwej wielkości i odpowiednio rozłożyć je w matrycy, to uszkodzone obszary matrycy są odizolowane i nie łączą się wzajemnie. Jak widać z powyższego pewna ilość metod przeróbki na zimno, normalnie stosowanych do produkcji rur, nie może być wykorzystana przy wytwarzaniu elementów paliwowych tego typu. Przeróbka plastyczna na gorąco eliminuje efekt powstawania pasm. Ponieważ jednak procesy przeróbki na gorąco są bardziej złożone i kosztowniejsze niż technika przeróbki na zimno, fabrykacja rdzenia rurowych elementów paliwowych jest złożona i kosztowna.

Fo wyprodukowaniu rdzenia elementu paliwowego należy osłonić go z zewnątrz, od wewnątrz oraz z obu końców przy pomocy odpowiedniej koszulki. Koszulka osłania rdzeń od oddziaływania korozyjnego ze strony chłodziwa oraz zabezpiecza chłodziwo przed zetknięciem z produktami rozszczepienia. Idealne powiązanie metalurgiczne rdzenia i koszulki na całej powierzchni zetknięcia ułatwia możliwie najlepsze przewodnictwo cieplne pomiędzy rdzeniem i koszulką. Taki stan trzeba osiągnąć, bowiem uzyskanie dobrego kontaktu pozwala na uniknięcie przestrzeni, gdzie złe przewodnictwo cieplne mogłoby spowodować powstawanie pęcherzy i pęknięcia koszulki. Stosowano metodę bezpośredniego łączenia, w której materiały koszulki wiąże się wprost z rdzeniem. Alternatywną metodą /nie stosowaną dotychczas/ jest powlekanie rdzenia lub koszulki metalem pośrednim, który spełnia rolę łącznika. Metale pośrednie można stosować nie tylko dla ułatwienia wiązania, lecz również jako osłonę przed szkodliwym oddziaływaniem tworzywa rdzenia i koszulki

- 61 -

Materiał rdzenia łączy się z koszulką zewnętrzną i wewnętrzną, a następnie umieszcza się w piecu. W odpowiedniej temperaturze te trzy składniki dyfundują wzajemnie jeden do drugiego dzięki czemu powstaje połączenie metalurgiczne. Zazwyczaj łatwiej to osiągnąć przy zastosowaniu metalu pośredniego pomiędzy związanymi w ten sposób powierzchniami zetknięcia. Powodem tego jest fakt, że samodryfuzja tego samego materiału jest o wiele wolniejsza niż dyfuzja w głąb różnych metali lub stopów.

Łączone części zgniata się z sobą w pokojowej lub w nieznacznie podwyższonej temperaturze. Zwykle temperatury te leżą poniżej punktu rekrytalizacji łączonych metali. Dla uzyskania tą techniką dostatecznie trwałego połączenia konieczne jest znaczne odkształcenie plastyczne oraz szczególnie czyste i dobre dopasowanie powierzchni. Z tych dość kłopotliwych względów normalnie nie stosuje się powyższej techniki. Łączone części wiąże się tak, aby podczas ogrzewania na dopasowanych odpowiednio powierzchniach zetknięcia wytworzyła się faza ciekła. Osiąga się to normalnie przez zastosowanie między łączonymi częściami materiału o niskim punkcie topienia. Po stopieniu, faza ciekła oczyszcza, zwilża i metalurgicznie wiąże powierzchnie, z którymi znajduje się w zetknięciu. Technika powyższa posiada liczne ograniczenia, między innymi to, że podczas stygnięcia, przestrzeń zajmowana przez fazę ciekłą, krzepnąc, ulega naprężeniom i pęka, lub to, że faza ciekła zbyt gwałtownie reaguje z materiałem rdzenia lub koszulki i może przetopić koszulkę.

Metoda łączenia pod ciśnieniem na gorąco jest jednym z sposobów, na które należy zwrócić uwagę. Zbadano następujące układy Al-Ni, Al-Cu oraz Al-Fe. Podwyższanie ciśnienia zwiększa wytrzymałość złącza na zerwanie do wysokich wartości. Dla układu Al-Ni jest to szczególnie wyraźne ponieważ w tym przypadku podwyższenie ciśnienia zapobiega powstawaniu bardzo kruchej fazy międzymetalicznej, co pozwala na osiągnięcie prawie czterokrotnie wyższej wytrzymałości złącza. Nie zaobserwowano tego samego efektu w układach Al-Fe lub Al-Cu. Ciśnienie nie wywiera prawie żadnego wpływu na grubość strefy granicznej w układzie Al-Cu tym niemniej jednak wytrzymałość złącza rośnie wraz ze wzrostem zastosowanego ciśnienia.

W pewnej liczbie przypadków zastosowanie wyższych temperatur dało złącza o większej wytrzymałości. W miarę wzrostu temperatury następuje jednak spadek wytrzymałości złącza ze względu na powstawanie kruchych stref międzymetalicznych, których wytrzymałość spada z miarą wzrostu grubości. Znana są przypadki, gdy wytrzymałość złącza po początkowym spadku, rośnie z miarą dalszego wzrostu temperatury. Ma to miejsce w układzie Al-Fe a wzrost wytrzymałości przypisuje się do zachodzącego przemiany fazowej

POOR ORIGINAL

- 62 -

Czas zawsze odgrywa istotną rolę w procesie łączenia. Jego wpływ nie jest jednak tak krytyczny jak efekt temperatury lub ciśnienia. Zazwyczaj przy nadmiernej długości czasu spawania powstawanie kruchych stref między-metalurgicznych powoduje spadek wytrzymałości złącz.

Szczególnie ważną czynnością poprzedzającą właściwe łączenie jest należyte i dodatkowe oczyszczenie spawanych powierzchni. Ponadto istotnym momentem jest również przeprowadzenie procesu łączenia możliwie jak najszybciej po oczyszczeniu. Przebywanie na powietrzu może zanieczyszczać świeżo przygotowane powierzchnie, co utrudnia w znacznym stopniu ich wzajemne powiązanie.

Jednym z zasadniczych ograniczeń procesu spawania tą metodą do lat ostatnich był brak pras i matryc o odpowiedniej wytrzymałości na oddziaływanie wysokich ciśnień w wyższych temperaturach. Początkowo stwierdzono, że stal narzędziowa typu 18-4-1 zachowuje się koherystnie w zakresie do 600°C przy ciśnieniu 1,92 ton/cm². Następnie stosowano Inconel X co pozwoliło na podwyższenie temperatury do 650°C oraz ciśnienia do 2,4 ton/cm². Nowe osiągnięcia w dziedzinie stopów molibdenowych rozszerzają zakres możliwości łączenia metodą wysokich ciśnień w wysokich temperaturach. Szczególnie obiecującym wydaje się stop molibdenowy zawierający 0,5% tytanu. Przeprowadzono z nim próby w temperaturze 900°C przy użyciu ciśnienia 0,8 ton/cm². Nawet w tych warunkach matryca wykonana z tego tworzywa nie ulegała żadnym lub prawie żadnym zmianom. Do pracy w bardzo wysokich temperaturach dostępne są oczywiście matryce grafitowe. Ich ograniczeniem jest normalny zakres pracy poniżej ciśnienia rzędu 0,4 ton/cm² oraz trudności z uzyskaniem atmosfery ochronnej. Prawie we wszystkich przypadkach najlepszą atmosferą przy pracy łączenia dwu metali w podany sposób jest brak jakiegokolwiek gazu-wysoka próżnia.

Do wyprodukowania elementu paliwowego należy sprawdzić czy odpowiada on stawianym mu wymaganiom. Sposób wchodzących tu w rachubę testów, pozwalających na zbadanie tworzywa bez uszkodzenia, można wykorzystać te metody, które opierają się na zasadach ultradźwięków, prądów wirowych, metody fluorescencyjnej, magnetycznej, zdolności przenoszenia ciepła, radiografii i korozji. Jeśli na próbce badanej lub poprzez nią skierujemy fale dźwiękowe wysokiej częstotliwości, odbicie lub przechodzenie tych drgań można uwidocznić przy pomocy oscyloskopu. Niesciągłości próbki zmieniają widoczny na ekranie obraz. Uszkodzenia można ocenić na podstawie porównania obrazów oscyloskopowych badanych próbek z obrazami uzyskanymi przy badaniu tworzywa o znanych defektach. Pomimo iż badania przy użyciu ultradźwięków są użyteczne dla określania wewnętrznej niejednorodności tworzywa oraz do stwierdzenia właściwego złączenia

- 64 -

w reaktorze. Badania korozyjne obejmują testy we wrzącej wodzie, w autoklawie, w pętlach doświadczalnych jak też badanie w kanałach reaktora. Badania we wrzącej wodzie i w autoklawie mogą dostarczać ostatecznego kryterium czy dany element, który przeszedł pomyślnie wszystkie niedestrukcyjne badania, posiada szczelną koszulkę i czy może być użyty w reaktorze. Próby pętlicowe są szczególnie cenne dla określenia wpływu warunków pracy w reaktorze, innych niż napromieniowanie, np. takich jak erozja. Dopiero jednak przeprowadzenie badania w kanale reaktora dostarcza najbardziej cennych informacji.

W testach destrukcyjnych można wykorzystać normalne próby dla wyrobów rurowych stosowane w przemyśle na podstawie wieloletniego doświadczenia, obejmujące próby rozwałcowania, zgniotu, zginania oraz ciśnienia hydrostatycznego. Dalsze metody przewidują próby rozwarstwiania, wstrząsu termicznego i mechanicznego oraz badania metalograficzne.

W testcie rozwarstwiania używa się oderwać pasek koszulki od rdzenia, co zgrubsza pozwala określić trwałość połączenia. Ta drastyczna lecz i skuteczna metoda pozwala na szybką ocenę siły wiązania między rdzeniem i koszulką. Ograniczeniem metody jest brak ilościowej informacji, nie można bowiem w ten sposób rozróżniać wytrzymałości pośrednich wiązań a na podstawie takich prób można jedynie stwierdzić, że połączenie jest słabe, dobre lub też doskonałe.

W testcie wstrząsu termicznego. Próbkę podgrzewa się do znacznej temperatury a następnie chłodzi gwałtownie przez zanurzenie w zimnej wodzie. Słabe połączenie przejawia się w różny sposób np. przez powstawanie pęcherzy lub przesuwanie się koszulki. Niekiedy badanie takie zostaje ograniczone, gdy miejsca źle powiązane rozłączają się bez objawów dobrze uchwytnych na drodze wizualnej. W takim przypadku koniecznym jest połączenie tego testu destrukcyjnego z metodą niedestrukcyjną oceny otrzymanych w toku prób uszkodzeń.

W testcie wstrząsu mechanicznego. Element paliwowy uderza się gwałtownie w określonych miejscach, a następnie bada się je szczegółowo metodą wstrząsu termicznego, próby rozwarstwiania, oceny mikroskopowej itp. Test ten należy uzupełnić czy pomocy innych badań, a bezpośrednich wyników po udarze mechanicznym nie można ocenić bez destrukcyjnego zbadania próbki w próbach termicznych, przy rozwarstwianiu i badaniu mikroskopowym.

Dla dogłębnej oceny metalurgicznej połączenia wytworzonego pomiędzy rdzeniem i koszulką można stosować technikę mikroskopową. Metodą tą można również określić rozłożenie tlenu w matrycy oraz uwidocznienie poważniejsze braki pod tym względem. Ponadto metalograficzne badanie stosuje się do pomiarów grubości ścianki elementu, jak również może ono stanowić cenną pomoc przy określaniu jednorodności oraz wsłobności rdzenia i koszulki.

POOR ORIGINAL

- 66 -

badanie tworzyw w sztucznie wytworzonych warunkach pracy oraz poszukiwanie nowych tworzyw i metod produkcji tam gdzieby tego zachodziła konieczność. Utrzymywanie łączności z AEA i innymi badawczymi, produkcyjnymi i inspekcyjnymi komórkami. Doradztwo techniczne konstruktorom w dziedzinie wszystkich zagadnień dotyczących zachowania się tworzyw.

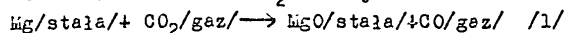
Ze względu na wymagany wysoki poziom ekonomii neutronów w reaktorach pracujących na naturalnym uranie zachodzi konieczność stosowania uranu w postaci cylindrycznych prętów równomiernie rozmieszczonych w moderatorze.

Celem zabezpieczenia przed przedostawaniem się gazowych i lotnych produktów rozpadu, które mogłyby zakazić cały układ krążenia gazu chłodzącego, pręty muszą być osłonięte odpowiednim tworzywem koszulkowym. Konieczność racjonalnej gospodarki neutronami oraz własności materiałowe spowodowały wybranie stopu magnezu jako tworzywa na koszulki dla reaktorów w Calder Hall. Koszulki magnezowe muszą posiadać odpowiednio rozwiniętą powierzchnię dla łatwiejszego przenoszenia ciepła z pręta paliwowego do gazu chłodzącego. Poza tym dla uzyskania maksymalnej wydajności cieplnej gwarantującej racjonalną pracę reaktora następujące problemy wymagały starannego zbadania:

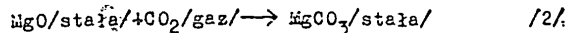
- możliwość wyposażenia elementu paliwowego w niezależne zamocowanie celem zabezpieczenia przed wygięciem wskutek zjawiska pełzania;
- wpływ temperatury na korozję i parowanie magnezu w gazie chłodzącym;
- wpływ temperatury i naprężeń w poszczególnych jej zakresach na pełzanie stopów magnezowych;
- wpływ sił wywołanych przepływem gazu chłodzącego na ukształtowanie koszulek;
- wpływ kształtu końcówek koszulkowych na jakość spawu w łuku argonowym;
- zdolność wzajemnego znoszenia się stopu koszulkowego z innymi materiałami obwodu gazu chłodzącego.

Szczególne rozważenie wszystkich badań wychodziłoby poza ramy niniejszego artykułu nie mniej jednak przedyskutowanie niektórych przeprowadzonych badań zwłaszcza nad korozją i wzajemnym znoszeniem się metali rzuca światło na charakter przeprowadzonych prac.

Utlenianie się magnezu przy wszystkich temperaturach i ciśnieniu w atmosferze dwutlenku węgla może zachodzić według jednej lub wszystkich poniżej podanych reakcji w zależności od zespołu warunków. Rozpatrując dane termodynamiczne można wykazać, że w warunkach równowagi w obecności nadmiaru CO₂ reakcja

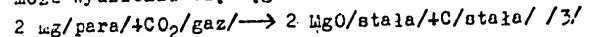


będzie zachodziła do końca. Dalej można wykazać, że reakcja:

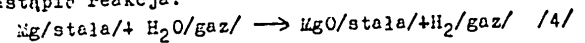


- 67 -

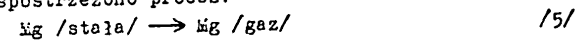
możliwa jest w temperaturach do 420°C przy ciśnieniu CO₂ jednej atmosfery. Istnieje także ewentualność, że przy braku równowagi /np. przy nagłym pęknięciu warstewki tlenku/ może wydzielić się węgiel wskutek reakcji:



w warunkach gdy stosunek CO/CO₂ przekracza stosunek, przy którym istnieje równowaga z grafitem, może wówczas nastąpić wydzielenie się węgla wskutek katalizy zachodzącej na powierzchni magnezu. W obecności pary wodnej może nastąpić reakcja:



Przy niskiej koncentracji pary wodnej w gazie chłodzącym, nie może tworzyć się wodorotlenek magnezu ponieważ jest nietrwały powyżej 260°C i mniejszym ciśnieniu niż jedna atmosfera. Poza powyższymi reakcjami, które dadzą się wykryć wzrostem ciężaru próbek magnezowych, spostrzeżono proces:



występujący w całym zakresie temperatur. Dawniej badano utlenianie się stopów magnezu w dwutlenku węgla w drodze pomiarów przyrostu ciężaru próbki. Z powyższych rozważań wynika jednak, że proste pomiary przyrostu ciężaru nie mogą być słuszne. W rzeczywistości spostrzeżona zmiana ciężaru może być algebraiczną sumą przyrostów wskutek reakcji /1/, /2/, /3/ i /4/ oraz straty ciężaru wskutek reakcji /5/. Z tych przyczyn ogólny wynik utleniania się magnezu należy starannie przebadać w drodze bezpośredniego pomiaru głębokości prócki, do której nastąpiła penetracja gazu w metal oraz określenie w drodze analizy chemicznej ilości pozostałego magnezu metalicznego i składowy utlenionej.

Na ogół przy badaniu utleniania się magnezu laboratoria posługują się ogólnie znanym aparatem, a mianowicie termowągą ze spiralą kwarcową dla umożliwienia obserwacji zmian ciężaru w sposób ciągły.

W tego rodzaju urządzeniu próbkę badaną zawieszają na bardzo cienkiej sprężynie kwarcowej i przy pomocy katetometru obserwuje się wydłużenie. Dla aktualnie przeprowadzanych doświadczeń zaszła konieczność zbudowania takiego typu urządzeń, które pozwoliłyby na przeprowadzenie badań pod ciśnieniem dochodzącym do 15 kg/cm².

Jedną z wad magnezu jako tworzywa koszulkowego jest to, że tworzy niskotopliwe eutektyki z większością metali nieżelaznych. Stosowanie za tym większych ilości takich metali jak miedź, aluminium, cyna, ołów w obwodzie chłodziwa jest niepożądane z uwagi na niebezpieczeństwo przedostawanie się tych metali w postaci zanieczyszczeń do elementów paliwowych i niszczenie tych ostatnich. Zauważono już w początkowym okresie budowy

POOR ORIGINAL

- 63 -

reaktorów, że zagadnienie to stanowi poważny problem dla konstruktorów. Rozpoczęto szereg prac badawczych nad wszelkimi sposobami ochrony magnezu przed tego rodzaju korozją. Okazało się, że utlenianie anodowe koszulki w kwasnej kąpieli o odpowiednim składzie wytwarza powłokę, która chroni ją w wysokich temperaturach. Po pokonaniu znacznych trudności opano proces dający powłokę odporną na cykliczne zmiany temperatury i posiadającą niski przekrój czynny absorpcji neutronów. W początkowym okresie prac, badania przeprowadzano na małych próbkach, w późniejszym zaś na naturalnej wielkości koszulkach ze względu na konieczność uzyskania danych dotyczących przewodnictwa cieplnego i absorpcji neutronów.

W początkowym stadium pracy reaktora gaz chłodzący /w danym przypadku CO₂/ posiadał wysoką czystość. Po pewnym jednak okresie pracy w skutek reakcji ze rdzeniem grafitowym zawierał domieszkę tlenku węgla w znacznym stężeniu oraz nieco pary wodnej w skutek małych przecieków z wymienników ciepła i innych źródeł. Dla ścisłego określenia zachowania się różnych tworzyw należy wziąć pod uwagę wpływ wymienionych zanieczyszczeń w gazie chłodzącym.

W przypadku takich problemów jak na przykład: skłonności do tworzenia się karbonylnu niklu w skutek reakcji między tlenkiem węgla w gazie chłodzącym i elementami konstrukcyjnymi wykonanymi w niklu lub jego stopów, lub jak trwałości smarów /awusiarczku molibdeniu/ - możliwe było określenie pewnych danych na podstawie obliczeń termodynamicznych.

Natomiast dla uzyskania oceny przydatności różnych typów stali stosowanych na poszczególne części uznano za konieczne przeprowadzenie starannych badań nad tego utlenialnością oraz wpływem temperatury, ciśnienia, składu gazu i innych czynników. W tym celu setki próbek umieszczano w zbiornikach ze stali nierdzewnej wytrzymałych na ciśnienie. Zbiorniki podgrzewano do odpowiedniej temperatury w standardowych piecach przeznaczonych do obróbki cieplnej. Ciągły przepływ gazu o odpowiednim składzie zapewniały generatory, przewody gazowe i systemy mieszalne. Aby nie opierać się na jednym czy kilku wynikach, doświadczenia powtarzano masowo uzyskując w ten sposób powiśne informacje i charakterystykę procesów korozji. Wyniki masowych badań umożliwiły konstruktorom ustalenie pewnych tolerancji dla tworzyw w odniesieniu do warunków korozyjnych w czasie pracy. W szczególności ustalono, że szybkość utleniania się niektórych stopów żelaza zależy jest w znacznym stopniu od obecności drobnych ilości tlenku węgla. Na przykład w przypadku pewnych gatunków paliwa obecność tlenku węgla powodowała nawet katastrofalną korozję.

Znaczna część prac działu spawalniczego miała na celu ustalenie warunków w jakich można uzyskać

- 69 -

wysoką jakość spawania i procesów łączenia. Program badania spawów pancierza reaktorowego szedł w kierunku doboru jak najodpowiedniejszych gatunków elektrod i metod spawania. W laboratoriach zainstalowano urządzenia dla automatycznego i ręcznego spawania. Szczegółowo przestudiowano spawanie łukowe w argonie części elementów paliwowych i wpływu kształtu tych części na jakość spawu. Ustalono optymalne warunki spawania trudno dostępnych części, dokonując serii badań na specjalnie skonstruowanych rusztowaniach.

W odniesieniu do tworzyw przyszłe wymagania dadzą się z grubsza podzielić na dwie kategorie: problemy wynikające z obecnej konstrukcji reaktora oraz problemy związane z udoskonalonymi reaktorami jakie będą budowane w przyszłości.

Znaczny wysiłek pracy włożono dla sprostania zadaniom, które wynikły w okresie obecnie prowadzonej budowy. Opracowano sprzęt ultradźwiękowy i inny dla kontroli technicznej. Przeprowadzono doświadczenia nad ustaleniem najlepszych metod przygotowania różnych części reaktora w warunkach czystości jądrowej, ochrony przed korozją i zanieczyszczeniem w czasie transportu i przy budowie. Opracowano w tym względzie szczególnie przepisy. Dokonano przeglądu problemów związanych z zastosowaniem wodoru i sodu jako chłodziwa w przyszłych reaktorach.

POOR ORIGINAL

50X1-HUM

- 2 -

WYPADEK W WINDSCALE

Zgodnie z zapowiedzią przekazujemy naszym Czytelnikom drugą informację o wypadku o Windscale opartą już o otrzymane materiały oficjalne^{1/}. Poniżej podajemy najważniejsze dane. Szczegółowe informacje będą opublikowane w "Nukleonice" - REDAKCJA.

OFICJALNY RAPORT O WYPADKU W WINDSCALE

Opublikowane oświadczenie premiera angielskiego zawiera sześć załączników:

- Raport Komisji Penney'a o przyczynach wypadku i podjętych środkach.
- Raport Komisji Penney'a o środkach podjętych dla przeciwdziałania skutkom wypadku wobec pracowników i społeczeństwa.
- Raport Medical Research Council o aspektach zdrowia i bezpieczeństwa pracy.
- Memorandum Przewodniczącego AEA.
- Uwagi UKAEA o reaktorach Calder Hall i energetycznych elektrowniach cywilnych.
- Zalecenia Komitetu Fleck'a powołanego przez premiera dla sformułowania wniosków wypływających z wypadku.

I. Przyczyna wypadku

Wypadek nastąpił w czasie kontrolowanego wyzwalania z grafitu tzw. energii Wignera. Było to ósme skołał tego rodzaju postępowanie na przestrzeni od 1953 roku. We wrześniu 1952 wystąpiło ono spontanicznie, nie powodując jednakże uszkodzenia reaktora. W następstwie tego opracowano metodę wyzwalania tej ukrytej w graficie energii. Po całkowitym wyłączeniu reaktora i odpowiednim jego oprzyrządowaniu, przy zamkniętym dopływie powietrza chłodzącego, reaktor zostaje "rozbiegany". Uzyskany wzrost temperatur uranu i grafitu, zapoczątkowuje proces wyzwalania się energii Wignera. Proces ten od tego momentu jest samo-utrzymujący się. Określa go się nazwą "wyrzwanie jądrowe /nuclear haunting/". Ponieważ istnieją trudności w jednorazowym wyzwoleniu energii z całego grafitu reaktora, częściowo stosowane jest powtórne wygrzewanie.

Bezpośrednią przyczyną wypadku było powtórne wygrzewanie jądrowe, do którego przystąpiono zbyt wczesnie i zbyt gwałtownie. Rozpoczęto je w dniu 8.X. o godzinie 11.05.

To powtórne wygrzewanie jądrowe najprawdopodobniej doprowadziło do uszkodzenia jednego lub więcej elementów paliwowych, a następnie do utleniania się jego zawartości i ewentualnie do zapalenia się. Istnieje też też prawdopodobieństwo, którego nie można wykluczyć, że uszkodzony został pojemnik z magnezolitem.

Dzisiaj jest już potwierdzone, że wspomniane w pierwszej informacji doświadczenie wojskowe prowadzone na reaktorze No.1, polegało na produkcji trytu stałartową metodą naświetlania litu strumieniem neutronów reaktora. Uzyskiwany w ten sposób radioizotop z wodoru - trytu w połączeniu z nieradioaktywnym ciężkim wodorem tworzy podstawowe składniki bomby wodorowej. Ponadto wykorzystywany on jest w doświadczeniach prowadzonych w Harwell nad kontrolowanymi reakcjami termojądrowymi.

Nieprawidłowo rozmieszczone dla kontroli temperatury grafitu termopary, za małą ich ilość, a także zainicjowane w czasie wypadku wskazania miernika mocy wyjściowej reaktora, stały się przyczyną zbyt późnego rozpoznania uszkodzenia i jego charakteru przez obsługę reaktora. Dopiero około południa 10.X. zorientowano się, że uszkodzony został co najmniej jeden element paliwowy. Do takiego wniosku doprowadziły gwałtowne zmiany we wskazaniach miernika aktywności umieszczonego w komynie na poziomie filtrów. W międzyczasie zgodnie z przepisami przeprowadzania wyzwalania energii Wignera, kilkakrotnie reaktor przedmuchiwano powietrzem.

Próby wydostania z jednego z kanałów sondy nie powiodły się wobec jej zaklinowania. Potwierdziło to przegrzanie się reaktora. Zdecydowano się po założeniu ubrań ochronnych na usunięcie korka z kanału wskazującego najwyższą temperaturę. Stwierdzono, że w czterech kanałach elementy paliwowe są rozżarzone do czerwoności. Próby ich usunięcia nie powiodły się wskutek zniszczenia koszulek i zaklinowania. Powtórne próby doprowadziły jedynie do częściowego rozładowania tych kanałów.

Podjęto zatem próby rozładowania sąsiednich kanałów. Po kilku godzinach tej pracy nie uzyskano jednakże pożądanego efektu obniżenia temperatury w zaatakowanym obszarze.

W nocy dostarczono CO₂ z Calder Hall, lecz jego zastosowanie nie dało wyniku wobec zbyt wysokiej temperatury panującej w obszarze uszkodzenia.

Wobec rozszerzenia się ognia na około 150 kanałów, i prawdopodobieństwa wyzwolenia się energii Wignera w innych obszarach reaktora i podwyższenia sumarycznej ciepłoty reaktora, podjęto decyzję użycia wody do ochłodzenia reaktora.

O północy ostrzeżono szefa policji okręgu Cumberland o możliwości stanu wyjątkowego. Na terenie zakładu ogłoszono stan wyjątkowy, polecając załóżce założenie masek ochronnych i pozostanie wewnątrz budynków.

W dniu 11.X. o godzinie 8.55 rozpoczęto ochładzanie reaktora wodą. Czynność tę kontynuowano do godz. 15.10 w dniu 12.X., tj. do chwili zupełnego ostudzenia stosu.

Komitet stwierdził, że zastosowane środki były dostateczne i szybkie.

- 3 -

II. Metody i środki ochrony pracowników

W dniu 10.X, pomiędzy godziną 11.00, a 14.00 pobrano trzygodzinną próbkę skażenia powietrza otaczającego budynek Działu Ochrony Zdrowia. Próbkę wykazywała 3000 beta rozpadów na minutę/m³, w porównaniu z normalnym poziomem 200-300 beta r.n.m./m³. Wskazywało to na prawdopodobieństwo uszkodzenia elementu paliwowego. Natychmiast podjęto zbieranie półgodzinnych próbek w 10-15 punktach otaczających tereny zakładów.

Wzrastające skażenie powietrza było przyczyną ogłoszenia alarmu w zakładach i założenia masek. Po godzinie wobec malenia aktywności, polecono zdjąć maski. Skażenie powietrza wzrastało w godzinach porannych 11.X, do wielkości poważnej lecz nie niebezpiecznej. Skażenie powietrza poczynając od godziny 14.00 w dniu 10.X wzrastało od dwukrotnych wartości maksymalnego poziomu dopuszczalnego napromieniowania produktami /dowolnymi/ rozpadu w powietrzu /wg ICRP/ do pięciokrotnych w okresie nocy, przy kilku szczytowych wartościach 150-krotnych następnego ranka. W południe 11.X, natężenie opadło do co najwyżej dwukrotnych wartości. Większość wskazań wykazywała zaledwie 25% dopuszczalnego poziomu lub mniej.

Najwyższe skażenie powietrza wystąpiło rano wokół budynków chemicznych i ośrodka Calder Hall. Jednakże wewnątrz budynków skażenie nie nastąpiło. Komitet Penney'a przeprowadził analizę metryk sumarycznego napromieniowania pracowników zatrudnionych w czasie wypadku. Przeanalizowano wyniki zarejestrowane przy pomocy znaczników filmowych, których 13-tygodniowy okres używania, objął wypadek i zakończył się 24.X.

W Windscale obowiązywał ostatnio ustalony przez ICRP najwyższy dopuszczalny 13-tygodniowy poziom dawki = 3,0 r. (Poprzednie przepisy ICRP przewidywały wyższą dawkę dopuszczalną = 3,9 rentgena). W tym okresie 13-tygodniowym, jedynie 14 pracowników przekroczyło dawkę dopuszczalną. Najwyższa osiągnięta dawka wyniosła 4,66 r.

Od chwili kiedy stwierdzono uszkodzenie reaktora, wszyscy pracownicy zostali zaopatrzeni w dawkomierze osobiste /elektrometry z nitką kwarcową/, których wskazania jedynie dają dość przybliżony obraz. Zgodnie z odczytami tych elektrometrów, w czasie wypadku dwóch pracowników otrzymało dawkę 4,5 r, jeden - 3,3 r, a czterej powyżej 2 r. Wszyscy pracownicy, którzy otrzymali dawki wyższe od dopuszczalnej, zgodnie z przepisami przeniesieni zostali do pracy nie narażającej ich na promieniowanie jonizujące.

Niektórzy pracownicy skazili swe ręce i włosy. Skażenie to usunięto za pomocą normalnych metod odkazania. Jeden z pracowników nie został odkazany zupełnie w pierwszej chwili i jego ręce oraz włosy zostały osiönkne, aż do rana, do zakończenia procesu odkazania.

- 4 -

Dokonano pomiaru zawartości jodu w tarczycy. Najwyższy pomierzony poziom skażenia u załogi wyniósł 0,5 mikrocurie, wobec dopuszczalnego przez ICRP, 0,1 mikrocurie /tj. dla trwałego i stałego promieniowania jodem/. Wyniki badania zawartości strontu 89 i 90, wykazały, że 30 osób zostało najbardziej narażonych. Obliczono, że poziom strontu w organizmie nie przekracza 1/10 wartości poziomu dopuszczalnego.

Ilość cezu określono jako zadowalającą. W czasie badania uszkodzonych kanałów, kilka osób z odległości kilku stóp od ściany załadowniczej celem stwierdzenia rozmiaru uszkodzenia, obserwowano przez kilka sekund odkryte kanały paliwowe. Nie posiadali niektórzy z nich znaczników filmowych, dla głowy, jednakże posiadali normalne znaczniki. Należy sądzić, że poza ogólną dawką otrzymaną przez cały organizm, dodatkowo ich głowy otrzymały dawkę pomiędzy 0,1 - 0,5 r.

III. Środki ochrony ludności sąsiadującej

W piątek 10.X. o godz. 15.00 wysłano wóz pomiarowy dla dokonania pomiarów na terenach położonych zgodnie z kierunkiem wiatru. Konieczność dokonania szybkiego pomiaru i objęcia poważnego obszaru, zamiast pomiarów skażenia powietrza zmusiły do przeprowadzenia pomiarów gamma - aktywności. Najwyższa aktywność promieniowania gamma, stwierdzona została w Bailey Bridge k.Sellafield i wynosiła 4 milirentgeny/godzinę. Głównie badano powietrze. W dwie godziny później wysłano drugi samochód, który wytyczał obszar skażenia. Obydwa wozy były w ruchu przez noc i następnego dnia.

Pobierane jednocześnie nieliczne próbki powietrza, wykazały w Calder-Hall i we wsi Calder, skażenie 10 krotnie wyższe od NPD ustalonego przez ICRP.

Słusznie zdecydowano, na podstawie otrzymanych informacji spośród trzech możliwych zagrożeń: napromieniowania wewnętrznego, wchłonięcia przez oddychanie i skażenia przez spożycie, jedynie zagraża istotnie ostatnie.

Piątkowe i sobotnie pomiary mleka i roślin wskazały, że poprzez filtry komina przedostały się pewne ilości radioaktywnego jodu. Spowodowały one skażenie mleka krow.

Jakkolwiek nie istnieje ustalona dopuszczalna zawartość J-131 w mleku, to wg Scott-Russella, który wskazywał, że ilość 0,39 mikrocurie na litr może być groźna dla dzieci, oraz pierwszych analiz wskazujących faktyczną zawartość = 0,48 mikrocurie/litr, postanowiono wprowadzić zakaz spożycia mleka, na coraz większym obszarze. Obszar ten ostatecznie objął 520 km².

W toku konsultacji z Medical Research Council, konsultantamiAEA i innymi ustalono ostatecznie niebezpieczny poziom zawartości J-131 w mleku. Dla dzieci wynosi on 0,1 mikrocurie/litr.

- 5 -

Mieszkańcy z najbliższych okolicy Windscale, poddani zostali badaniom, mającym na celu określenie zawartości J-131 w gruczołach tarczycy. Najwyższa aktywność wykryta wśród dzieci i dorosłych wynosiła 0,28 mikrocurie u dziecka. Przepisy ICRP ustalają NPD na 0,1 mikrocurie.

Osiągnięte rezultaty badań są przedmiotem studiów Medical Research Council. Nie stwierdzono niebezpieczeństwa skażenia Sr⁹⁰, Sr⁹⁰ i CS¹³⁷.

IV. Report Komisji Medical Research Council

Report ten w zasadzie poza nieznacznymi poprawkami potwierdza dane Komitetu Penney'a, podkreślając, że właściwie oceniono stopień niebezpieczeństwa i podjęte środki celowe i dostateczne. MRC stwierdza, że zagrożenie Sr-89, nie przekroczyło 1/100 NPD /wobec 1/10 podanej przez Komisję Penney'a/, zaś Sr-90 znacznie poniżej dopuszczalnego. Skażenie cezem wynosi zaledwie ułamek-wą część NPD.

W konkluzji raport stwierdza, że jest w najwyższym stopniu nieprawdopodobnym by wskutek wypadku w Windscale czykolwiek zdrowie było zagrożone, zarówno w odniesieniu do pracowników Zakładu, jak i sąsiadującej ludności.

Komitet MRC wysuwa konieczność dalszej analizy terenów wobec skażenia trawy strontem.

Zdaniem Komitetu opóźnienia, które nastąpiły pomiędzy stwierdzeniem wydalania promieniotwórczych substancji, a krokami wstrzymującymi spożycie mleka, wymagają analizy i usunięcia ich przyczyn na przyszłość. Wykryto szereg braków w posiadanych wiadomościach naukowych. Ich usunięcie powinno być przedmiotem bacznej uwagi.

V. Oświadczenie Atomic Energy Authority

Oto najważniejsze sformułowania:

- AEA ocenia, że jedną z przyczyn wypadku było niedostateczne oprzyrządowanie reaktora w czasie przeprowadzenia opisanych prac, oraz błędy w postępowaniu personelu, wynikające z nieodpowiedniej organizacji.
- Z uwagi na zbiorową odpowiedzialność, AEA nie podejmuje żadnej akcji dyscyplinarnej wobec kogokolwiek.
- Praca na reaktorze No.2 podjęta zostanie po całkowitym wyjaśnieniu wypadku.
- AEA zwraca się do premiera o wyznaczenie niezależnego eksperta, posiadającego poważne doświadczenie organizacyjne w kierowaniu procesami zawierającymi niebezpieczne materiały, celem opracowania właściwych wniosków technicznych i organizacyjnych.

- 6 -

- Wypadek w Windscale dowiódł niedostatków więzi pomiędzy ośrodkami AEA i władzami miejscowymi. Odpowiednie kroki dla ich wzmożenia zostały już podjęte. /AEA odpowiedzialne za wypadek i spowodowane szkody, sporządzi rejestr szkód i pokryje je/.

W dalszym oświadczeniu UKAEA stwierdza, że wypadek, jaki zdarzył się z reaktorem w Windscale, nie może mieć miejsca w reaktorach Calder Hall ani w reaktorach energetycznych budowanych dla Electricity Generating Board.

Po szczegółowych dowodach tego stwierdzenia, AEA podkreśla, że nawet uszkodzenie elementu paliwowego, nie stworzy żadnego zagrożenia.

VI. Powołanie Komitetów dla przedłożenia ostatecznych wniosków

Premier Macmillan, zgodnie z sugestiami zawartymi w oświadczeniu AEA i MRC, powołał trzy komitety pod wspólnym przewodnictwem Sir Aleksandra Flecka, przewodniczącego Imperial Chemical Industries Ltd, wybitnego specjalisty w dziedzinie niebezpiecznych procesów chemicznych:

- Komitet Oceny Technicznej, z zadaniem przeanalizowania wszystkich technicznych informacji dotyczących konstrukcji i eksploatacji reaktorów Windscale związanych z wypadkiem, przeanalizowania współczynników kontrolowanego wyzwalania energii Wignera i opracowania zaleceń dla AEA odnośnie procedury dokonywania tego w przyszłości, wreszcie opracowania zaleceń dla AEA dotyczących ponownego uruchomienia reaktora No. 2.

W skład tego Komitetu powołano: prof. Cockcrofta, W. Penney'a, dr Spence /Głównego Chemika w Harwell/, prof. J. Diemonda, prof. J. Kay'a i prof. H. Skinnera /Laboratorium Badawcze Fizyki Jądrowej, Uniwersytetu w Liverpool/.

- Komitet Organizacyjny, z zadaniem dokonania analizy organizacji i obsady Wydziału Eksploatacyjnego Grupy Przemysłowej AEA i wysunięcia odpowiednich wniosków, oraz równoczesnego przeglądu obsługi eksploatacyjnej reaktorów w Windscale.

Członkami Komitetu zostali: C. Kearton, Członek AEA, dyrektor Courtaulds Ltd. i W. Penney,

- Komitet Zdrowia i Bezpieczeństwa, z zadaniem przeanalizowania organizacji wewnątrz AEA i nazewnątrz. Na członków powołano: Keartona, Penneya, G. Barnetta /Głównego Inspektora Fabryk przy Ministrze Pracy i Opieki Społecznej, dr J. Cartera, Głównego inspektora d/s Ru-gów, /Ministry of Housing and Local Government/.

Do
Czytelnika
Biuletynu Informacyjnego

Redakcja Biuletynu Informacyjnego zwraca z uprzejmą prośbą o współpracy, a mianowicie: czanie informacji zarówno o wykonanych jak i w nych pracach naukowych i technicznych z zakresu energii jądrowej w kraju, o planach na przyszłość i sposobach ich realizacji, o stanie organizacyjnym, personalnym, wyposażeniu itp. Za nadesłane i wykorzystane przez Redakcję materiały przewidziane jest wynagrodzenie wg. obowiązujących przepisów.

Redakcja Biuletynu Informacyjnego uprzejmie prosi o nadesyłanie krytycznych uwag o Biuletynie Informacyjnym, tak co do treści jak i szaty graficznej oraz jego czytelności.

W szczególności Redakcji Biuletynu Informacyjnego chodzi o odpowiedzi na następujące pytania:

- jakie działy należy uwzględnić w Biuletynie Informacyjnym?
- jakiego charakteru winny być informacje?

Redakcja Biuletynu Informacyjnego zawiadamia, że od roku 1958 wydawać będzie dwa periodyczne dodatki:

Inżynieria reaktorowa. Najbliższymi zadaniami stojącymi przed inżynierią jądrową w kraju, a wynikającymi z "Perspektywicznego planu w zakresie energii jądrowej w Polsce", zatwierdzonego przez Rząd w dniu 27 czerwca br., są:

- budowa i uruchomienie drugiego reaktora doświadczalnego
- budowa i uruchomienie fabryki koncentratu uranu
- budowa fabryki uranu metalicznego o jądrowej czystości
- budowa elektrowni jądrowej o mocy 200 MW elektrycznych.

Do realizacji powyższych zadań potrzebnych jest co najmniej 2000 naukowców i inżynierów. Wobec braku specjalistów z zakresu inżynierii reaktorowej wydaje się wskazanym przekwalifikowanie fachowców z różnych dziedzin o kilkuletniej praktyce, a mianowicie: fizyków, chemików, energetyków, mechaników, elektroników, metalurgów i innych. W związku z tym Komitet energetyki jądrowej Państwowej rady do spraw wykorzystania energii jądrowej planuje utworzenie stałej Szkoły Reaktorowej; Stowarzyszenie Inżynierów Elektryków korespondencyjną szkołę inżynierii reaktorowej, a Redakcja Biuletynu Informacyjnego planuje wydanie w latach 1958-60 cyklu monografii pod ogólnym tytułem "Inżynieria Reaktorowa", obejmującego następujące dziedziny:

- Chemia i fizyka procesu rozszczepienia
- Fizyka reaktorów jądrowych
- Stałe potrzebne do projektowania reaktorów

- 2 -

- Sterowanie reaktorem
- Oprzyrządowanie reaktora
- Wymiana masy w reaktorze
- Wymiana ciepła w reaktorze
- Wytrzymałość cieplna i mechaniczna elementów reaktora
- Cykle cieplne
- Cykle paliwowe
- Ochrona radiologiczna
- Głony reaktorowe
- Reaktory doświadczalne
- Reaktory energetyczne i produkcyjne
- Elektrownie jądrowe
- Surowce przemysłu jądrowego
- Chemia i technologia moderatorów
- Chemia, technologia i metalurgia materiałów konstrukcyjnych
- Chemia i technologia chłodziw
- Chemia i technologia paliwa jądrowego
- Metalurgia jądrowa
- Technologia elementów paliwowych
- Regeneracja napromienionego paliwa
- Produkty rozszczepienia i ich utylizacja
- Szlaki i gazy promieniotwórcze
- Korozja i uszkodzenia radiacyjne materiałów reaktorowych i paliwa jądrowego
- Ekonomia przemysłu i energetyki jądrowej
- Katalog reaktorów
- Słownik terminów z inżynierii reaktorowej (kilkujęzyczny)
- Kontrolowane reakcje termojądrowe.

Podręcznikiem wprowadzającym z zakresu fizyki jądrowej jest książka Iskaplana - "Fizyka jądrowa" wydana przez P.W.N. - 1957. Każda monografia będzie uzupełnieniem odpowiedniego rozdziału książki S.Glissetona - "Zarys Inżynierii Reaktorowej" - P.W.N. - 1958. Z powyższego cyklu w najbliższym czasie ukazą się następujące wydawnictwa:

- Fizyka reaktorów
- Sterowanie reaktorem
- Wytrzymałość cieplna i mechaniczna elementów reaktorowych
- Wymiana masy w reaktorze
- Odbiór ciepła z reaktora
- Cykle cieplne.

Dla uczestników Korespondencyjnej Szkoły Inżynierii Reaktorowej przewidziane są płatne konsultacje. Przewidywany koszt całości cyklu obejmujący 8000 stron formatu A5 wyniesie około 500.- zł.

Cywilna obrona przeciwatomowa. W ostatnim okresie na świecie opublikowano wiele artykułów i książek na różnym poziomie o skutkach działania broni jądrowej i termojądrowej,

50X1-HUM

- 3 -

o obronie przeciwatomowej, o nowych rodzajach broni jądrowej itp. W literaturze polskiej do chwili obecnej brak jest publikacji omawiającej wszechstronnie powyższe zagadnienia. W związku z tym Redakcja Biuletynu Informacyjnego planuje wydanie w 1958 r. periodycznego dodatku pt. "Cywilna obrona przeciwatomowa". Przewidywany koszt 12 zeszytów o objętości 75 stron formatu A5 wyniesie około 60.- zł.

Wobec ograniczonego nakładu Redakcja prosi o zgłoszenie zamówienia do dnia 30 stycznia 1958 r. z podaniem dokładnego adresu, na który należy wysłać powyższe wydawnictwa. Ponadto Redakcja prosi dotychczasowych odbiorców Biuletynu Informacyjnego o poinformowanie swoich współpracowników lub innych osób zainteresowanych otrzymaniem Biuletynu o powyższej akcji oraz o ewentualne zgłoszenie ich na prenumeratorów Biuletynu Informacyjnego wraz z dodatkami.

R E D A K C J A
BIULETYNU INFORMACYJNEGO

50X1-HUM

Biuro Pełnomocnika Rządu
do spraw wykorzystania
energii jądrowej

nie do publikacji

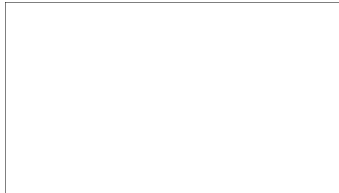
P O S T Ę P Y
T E C H N I K I R E A K T O R O W E J

III

dodatek do Nr 8
Biuletynu Informacyjnego
1 9 5 7

Biuro Pełnomocnika Rządu
do spraw wykorzystania
energii jądrowej

Nie do publikacji



P O S T Ę P Y
T E C H N I K I R E A K T O R O W E J

III

dodatek do Nr 8
Biuletynu Informacyjnego
1957

- 2 -

50X1-HUM

S p i s t r e ś c i

| | Str. |
|--|------|
| 1. IX posiedzenie sekcijne światowej konferencji energetyczne w Belgradzie 5 - 11 czerwca 1957 r. | 3 |
| 2. H.A. Bethe - Reaktory prędkie powielające | 16 |

POOR ORIGINAL

- 3 -

**XI POSIEDZENIE SEKCYJNE SWIATOWEJ KONFERENCJI
ENERGETYCZNEJ W BELGRADZIE 5-11 CZERWCA 1957 r.**

W dniach od 5-11.VI.1957 odbyło się w Belgradzie XI posiedzenie sekcyjno Światowej Konferencji Energetycznej. Na posiedzeniu tym obradowały następujące podsekcje:

- A. Czynniki ekonomiczne energii jako czynnik rozwoju krajów niedorozwiniętych.
B.1. Całkowite użytkowanie sił wodnych.
B.2. Całkowite użytkowanie paliw stałych o małej wartości opałowej.
B.3. Użytkowanie energii jądrowej.
B.4. Energia i rolnictwo.
B.5. Energia dla przemysłu metalurgicznego, chemicznego i innych przemysłów.

Sprawozdanie swoje ograniczą do zagadnień energetyki jądrowej, poruszonych w podsekcji B.3. oraz odczęście w podsekcji A. Zebranie tej podsekcji odbyło się dnia 8.VI.1957 celem przedyskutowania tematu: Użytkowanie energii jądrowej w krajach gospodarzo niedorozwiniętych.

Przewodniczącym zebrania był prof.dr Homi Jehungir Ehabha, dyrektor departamentu Energii Atomowej Rządu Indyjskiego, wiceprzewodniczącymi byli: prof. S.A.Skrowoow z Instytutu Energii Jądrowej A.N. ZSRR oraz Dyrektor L.H.Roddia z Działu Rozwoju Reaktorów amerykańskiej Komisji Atomowej /AEC/. Sprawozdawcą generalnym był J.E. Duckworth, zastępca głównego inżyniera działu energii jądrowej Erytyjskiego Centralnego Zarządu Energetyki /O.E.A./.

W dziale A zgłoszono 3 referaty:

- 1.A.7: J.A.Jukes /Wielka Brytania/: "Czynniki ekonomiczne wpływające na program energetyki jądrowej w krajach niedorozwiniętych".
2.A.10: S.Okita /Japonia/: "Przewidywalne znaczenie użytkowania energii jądrowej w krajach niedorozwiniętych".
3.A.29: V.de Biassi /Italia/: "Perspektywy użytkowania energii elektrojądrowej w krajach niedorozwiniętych".

W dziale B.3. zgłoszono następujące referaty:

- 1.B.3.0.: Sprawozdanie sprawozdawcy generalnego J.C. Duckwortha
2.B.3.1.: L.H.Roddia /USA/: "Koszt małych elektrowni jądrowych".
3.B.3.2.: H.S.Arms /Wielka Brytania/: "Elektrownie jądrowe dla krajów niedorozwiniętych".
4.B.3.3.: W.S.Shcupp oraz A.R.Jones /USA/: "Budowa elektrowni jądrowych dla krajów niedorozwiniętych".
5.B.3.4.: P.J.Nowacki i W.Frankowski: "Rozważania nad perspektywą rozwoju energetyki jądrowej w Polsce".

- 6.B.3.5.: G.Starr /USA/: "Elektrownie jądrowe z reaktorami o moderatorze organicznym".
7.B.3.6.: H.S.Spence oraz J.Conway /Kanada/: "Rzeczni metalurgiczny materiał reaktorowy".
8.B.3.8.: Komitet do Spraw Udziału ZSRR w Międzynarodowych Organizacjach Energetycznych: "Elektrownia jądrowa o mocy 420 MW". /referował prof. S.A.Skrowoow/.

W dyskusji brało udział 23 mówców, między innymi referent polski prof. P.J.Nowacki.
Ponizej podaję streszczenie poszczególnych referatów oraz dyskusji wraz z podsumowaniem.

Streszczenie referatu E.3.C.

J.E.Duckworth /Wielka Brytania/: "Użytkowanie energii jądrowej". Na wstępie referent rozważa definicję kraju "niedorozwiniętego". Jako taki kraj - jego zdaniem - należy uważać kraj nie posiadający sieci ogólnokrajowej, pozwalającej na wymianę energii elektrycznej międzykrajowej. Warunek ten jest konieczny dla rozpoczęcia programu energetyki jądrowej. Poza tym drugim warunkiem jest dostatecznie wysoka ilość godzin użytkowania mocy zainstalowanej rzędu co najmniej 4000-4500 godzin rocznie. Elektrownie jądrowe ekonomiczne powinny pracować zasadniczo tylko na moc podstawową, ze współczynnikiem obciążenia /load factor/ ok.0,75, co odpowiada czasowi użytkowania mocy zainstalowanej ok.6500 godzin. Trzecim warunkiem jest własny lub obcy kapitał, przy czym stopa procentowa byłaby rzędu 5-6%.

Przed rozpoczęciem programu energetyki jądrowej w danym kraju należy odpowiedzieć na 3 pytania:

1. Czy należy budować elektrownie jądrowe w najbliższej przyszłości na bazie ekonomicznej /a nie "prestizowej"/?
2. Jeżeli nie w najbliższej przyszłości, to kiedy należy rozpocząć?
3. Jeżeli rozwiązany jest program, to jaki typ reaktora należy wybrać.

Odpowiedź na pierwsze pytanie brzmi: należy budować elektrownie jądrowe tylko wówczas, c ile mogą one pod względem kosztów wytworzenia konkurować z kosztami elektrowni konwencjonalnych.

Ekonomiczność zależy od szeregu czynników, zmiennych w każdym kraju, przy czym głównie wchodzi w rachubę: procentowanie wypoczynnego kapitału, koszty paliw konwencjonalnych w danym kraju oraz rozmiar i rodzaj użytkowania energii. Należy, przypuszczać, że jeszcze przez szereg lat koszty założenia elektrowni jądrowych będą znacznie wyższe od kosztów konwencjonalnych elektrowni cieplnych, natomiast również należy oczekiwać, że koszty paliw jądrowych wybitnie się obniżą, podczas gdy koszty paliw konwencjonalnych wzrosną. Wyjątek mogą stanowić kraje, w których węgiel lub ropa naftowa są bardzo tanie. Winno przyjąć się w pierwszym przybliżeniu, że 2/3 kosztów założenia należy spłacić za wypożyczony kapitał, przy czym uwzględnia się okres amortyzacyjny 15-20 lat. Na razie widać się - wcale

POOR ORIGINAL

- 5 -

wysokich kosztów kapitału, że w krajach o tanim własnym paliwie konwencjonalnym - na razie elektrownie jądrowe nie byłyby rentowne.

Drugim ważnym czynnikiem jest moc i sprawność. Dla warunków angielskich moc 150 MW na 1 reaktor przy wysokim współczynniku użytkowania około 0,75 daje elektrownię jądrową konkurencyjną. W krajach o wysokim koszcie /importowanego/ paliwa, moc graniczna elektrowni z uranem naturalnym byłaby rzędu co najmniej 50 MW. Dla małych elektrowni tego rzędu można by obniżyć koszty kapitału przez zastosowanie wzbogaconego paliwa, natomiast koszt eksploatacji wówczas różnie. Odpowiedź na pierwsze pytanie - według stanu techniki dnia dzisiejszego brzmi: na ogół nie ma dziś nieodzownej konieczności budowy elektrowni jądrowych z wyjątkiem krajów, w których koszty paliw konwencjonalnych są wysokie.

W każdym razie w każdym kraju należy ostrożnie rozważyć typ reaktora: Uran naturalny - to tanie paliwo i drogi kapitał, uran wzbogacony - to drogie paliwo i średni kapitał.

O odpowiedzi na drugie pytanie decyduje preliminowany wzrost obciążenia, jak i wielkość obciążenia podstawowego, które wiąże się z rozbudową przemysłu ciężkiego. Przy paliwach konwencjonalnych decyduje ich zapas w kraju, zapotrzebowanie rynku wewnętrznego i stosunek cen na rynku światowym. Drobne błędy rachunkowe kosztów w chwili obecnej nie są decydujące, gdyż ceny są płynne, raczej decyduje perspektywa zagadnień, a nie detale.

Trzeci punkt to problem typu reaktora. Im później się będzie budowało, tym więcej będzie technicznych problemów, ale i więcej wyboru. W zasadzie dla elektrowni jądrowych wchodzi w rachubę 4 typy /patrz także referat A.7/:

1. reaktor moderowany grafitem i ochłodzony gazem w Wielkiej Brytanii i we Francji /GGR/
2. reaktor moderowany i ochłodzony wodą pod ciśnieniem w Stanach Zjednoczonych A.P. /PWR/
3. reaktor moderowany grafitem i ochłodzony wodą /ZSRR i USA/
4. reaktor moderowany ciężką wodą i ochłodzony wodą zwykłą /Kanada/.

Należy zaznaczyć, że pod względem ekonomicznym mamy wszyscy bardzo mało doświadczenia. O typie 2 nie można powiedzieć. Dla 2 typów można ustalić ceny dziś, które w ciągu 2-3 lat będą bazowały na bardzo gruntownym doświadczeniu. Jako dalsze typy mogą wchodzić w rachubę: reaktor z wodą wrzącą /BWR/, i reaktor sodowo-grafitowy. Inne typy, jak reaktor z chłodziwem organicznym, reaktor jednorodny i reaktor prędkości znajdują się dopiero w początkowym stadium rozwoju i nie wchodzić dla krajów początkujących w dziedzinie energetyki jądrowej w ogóle w rachubę w ciągu najbliższych 10, a nawet 15 lat.

Ważnym problemem jest użycie paliwa naturalnego lub wzbogaconego. Dla mocy powyżej 50 MW zasadniczo

- 6 -

wchodzi w rachubę uran naturalny /jeżeli uwzględnić ekonomicznie/, poniżej 10 MW - uran wzbogacony. W stadium początkowym w każdym razie tylko wysoce uprzemysłowione kraje mogą ustarczyć paliwa wzbogaconego, będą one oczywiście wymagały przesyłki pwrócić zużytych elementów paliwowych. To samo prawdopodobnie dotyczy prętów paliwowych z uranu naturalnego, aczkolwiek nie wyklucza się możliwości, że w kraju o własnej bazie uranowej powstaną ekonomiczne zakłady produkujące własny uran naturalny.

Następnie autor przechodzi do zagadnienia kadr. Większość zadań technicznych elektrowni jądrowej spełnia te same obowiązki, które spełnia załoga elektrowni cieplnej. Natomiast potrzeba specjalistów w 3 nowych dziedzinach:

1. specjaliści od problemów zdrowotnych - od skażeń radioaktywnych, którzy nie mają odpowiednika w elektrowni cieplnej konwencjonalnej,
2. inżynierowie obznajomi z eksploatacją reaktorów, a przede wszystkim obznajomieni z największym użytkowaniem paliwa jądrowego,
3. kierownictwo eksploatacji musi być obznajomione z ogólną eksploatacją reaktorów.

Należy podkreślić, że nie potrzeba pracowników naukowo-badawczych w elektrowniach jądrowych - bez względu na to, czy elektrownia jądrowa znajduje się w kraju rozwiniętym, czy niedorozwiniętym.

Istnienie reaktorów badawczych nie przyczynia się na ogół do wyuczenia wyżej wspomnianych kategorii, reaktory te wymagają wysoce wyszkolonego personelu naukowego, poza tym reaktory te służą do innych celów.

Dla wyszkolenia specjalistów wyżej wspomnianych należy wybrać inżynierów po kilkuletniej praktyce w elektrowniach ciepłych i dodać małą ilość fizyków i inżynierów, dla których potrzebny będzie dłuższy staż na obiektach specjalnych. Na ogół okres 3 miesięcy do pół roku wystarczy dla przeszkolenia inżyniera - energetyka na inżyniera zdolnego do eksploatacji reaktora jądrowego i elektrowni jądrowej.

Referat A.7.

J.A. Jukes /w.b./. "Czynniki ekonomiczne wpływające na program energetyki jądrowej w krajach niedorozwiniętych".

Autor we wstępie podkreśla, że rozwój energetyki jądrowej kosztuje dużo, to też należy przede wszystkim uwzględnić aspekty ekonomiczne oraz oporowanie nowej techniki przez dostatecznie dobrze przygotowany personel techniczny. Kraj posiadający własną energetykę jądrową, oprócz korzyści bezpośrednich wypływających ze wzrostu mocy, posiadać będzie rezerwy doświadczalnych fachowców, których wartości nie można tylko mierzyć bezpośrednio na podstawie wartości produkcji, którą oni dadzą. Należy rozróżnić zagadnienie własnego przemysłu jądrowego oraz zagadnienie eksploatacji elektrowni. Pierwsze zagadnienie wymaga wysoce

POOR ORIGINAL

- 7 -

wykwalifikowanej kadry konstruktorów, chemików i metalurgów, podczas gdy drugie wymaga tylko krótkiego przeszkolenia dobrych inżynierów - energetyków. Dla tej kategorii istnieją obecnie znaczne możliwości wyszkolenia w Wielkiej Brytanii, w Stanach Zjednoczonych i gdzie indziej.

Pierwszym zadaniem krajów o małym dochodzie narodowym jest krzystanie z możliwości wyszkolenia kadry i z doświadczenia innych krajów.

Również decyzje inwestycyjne małych krajów muszą być powzięte bardzo rozważnie, gdyż mały kraj nie może sobie pozwolić na kosztowne pomyłki.

Koszty wytwarzania energii elektrycznej.

Wzrost zapotrzebowania energii elektrycznej może być pokryty przez elektrownie czterech typów: węglowe, wodne, o paliwie ciekłym i jądrowe. Wybór typu elektrowni zależy od szeregu wymierzalnych czynników, przy czym poszczególne elementy kosztów można łatwo porównać ze sobą. Najważniejsze różnice pomiędzy elektrownią jądrową i konwencjonalną cieplną leżą w wysokim koszcie założenia pierwszej i stosunkowo niskiej cenie paliwa jądrowego. Następnie decydujące są: moc znamionowa oraz współczynnik obciążenia/load factor/.

1. Czynniki wpływające na koszt elektrowni cieplnych konwencjonalnych.

Koszty kapitału: dla elektrowni cieplnych konwencjonalnych można założyć: £ 50 - 65 na 1 kW mocy zainstalowanej w krajach o własnym przemyśle energetycznym. Koszty elektrowni wodnych wynoszą od 90 £/kW do 110 £/kW. Okres amortyzacji wynosi dla elektrowni konwencjonalnej od 20 do 30 lat, średnio 25 lat. Cena węgla podlega silnym wahaniom: w Południowej Afryce 7 szylingów/t, a w Europie Zachodniej 7 £/t /ok. 20 \$/t/. Koszty transportu są również ważnym czynnikiem. Koszt węgla podlega stałemu wzrostowi, można założyć, że cena wzrasta przeciętnie o 1% na rok. Sprawność termiczna elektrowni cieplnej jest rzędu 34-35% dla dużych elektrowni, przy czym istnieją dane, że zbliżamy się do kresu możliwości. Koszty ruchu wynoszą przeciętnie 0,05 d/kWh.

/Uwaga: 1 d - 27,5 gr/.

2. Czynniki wpływające na koszt elektrowni jądrowych.

Koszty kapitału zależą od konstrukcji, cen gruntów, cen budowlanych itp. Dla warunków angielskich dla elektrowni typu Calder Hall cena wynosi 130-140 £/kW mocy zainstalowanej /bez paliwa/. Ceny te obniżą się o 15% dla następnej grupy elektrowni, które będą zamówione za ok. 18 miesięcy. Wartości podane odnoszą się do elektrowni o mocy 300 MW el. Cena jednostkowa elektrowni 50 MW wzrasta o ok. 50% do ok. 200 £/kW. Okres amortyzacji zależy od odporności grafitu na wpływ promieniowania radioaktywnego, od reakcji pomiędzy dwutlenkiem węgla a grafitem w wysokich temperaturach i przy

- 8 -

promieniowaniu radioaktywnym oraz od wytrzymałości zbiornika reaktorowego. Na podstawie obecnych doświadczeń można przyjąć okres 20 lat.

Koszt pierwszego wsadu jest kosztem właściwym tylko dla elektrowni jądrowych. Najłatwiej przyjąć, że wartość pierwszego wsadu nie ulega zmianie w czasie okresu pracy /20 lat/, przy czym cała wartość jest zawarta w kosztach wymiany paliwa. Należy zatem przewidzieć pewne roczne oprocentowanie włożonego kapitału, natomiast nie trzeba uwzględniać amortyzacji. W przypadku elektrowni o mocy 300 MW z dwoma reaktorami gazowo-grafitowymi wsad byłyby rzędu 500 tcr uranu naturalnego o koszcie 15-20 £/kg.

Paliwo wzbogacone oczywiście kosztuje więcej. Poniżej ustawiono obecne ceny amerykańskie, są one następujące:

| | |
|---|------------------------|
| uran naturalny | 40 \$/kg |
| uran 235 | 5000 \$/kg |
| sześciofluorek uranu UF ₆ - 20% wzbogażenia | 3223 \$/kg |
| koszt przygotowania wzbogaconego paliwa | |
| oraz kosztowanie | 20 \$/kg |
| cena angielska prętów paliwowych z uranu naturalnego z kszulkami magnox | 18 £/kg = ok. 50 \$/kg |

Paliwo wzbogacone natychmiast pozwala na użycie systemu reaktora o niższej ekonomii neutronowej i o wyższej wydajności cieplnej paliwa na 1 tonę, a stąd koszty założenia dla reaktorów ze wzbogaconym paliwem maleją.

Koszty zastąpienia zużytego paliwa zależą od ceny paliwa oraz wydajności cieplnej elementów paliwowych na jedną tonę paliwa, zanim należy je zastąpić elementami nowymi w zależności od sprawności cieplnej. Narazie można przyjąć, że wydajność cieplna elementów paliwowych typu Calder Hall wynosi 3000 MWh/t, czyli 72000 kWh/kg uranu naturalnego. Uran i pluton zawarty w zużytych elementach paliwowych można oczywiście chemicznie oddzielić, a tak uzyskane paliwo może podlegać recykliczacji - nawet wielokrotnej. Większe elementy paliwowe oraz paliwo wzbogacone mogą dać większe wydajności cieplne.

Sprawność termiczną elektrowni na uranie naturalnym z chłodziwem gazowym prawdopodobnie nie przekroczy 27% przy obecnych temperaturach. Przy wyższych temperaturach sprawności od 35% - 40% są osiągalne, co z kolei prowadzić będzie do znacznej obniżki kosztów inwestycyjnych.

Wartość produktów ubocznych. Przede wszystkim otrzymujemy z zużytych prętów paliwowych pluton. Tak zwany "kredyt plutonowy" w pierwszych reaktorach typu Calder Hall wynosi ok. 15% całkowitych kosztów eksploatacji /0,06 d/kWh/. Wartość plutonu w przyszłości zależy będzie od możliwości zastosowania jego w reaktorach energetycznych oraz od ceny U-235 i ilości jego, będących w przyszłości w podażu.

POOR ORIGINAL

- 9 -

Przeróbka paliwa i koszty transportu. Koszty transportu są znikome w porównaniu z kosztami transportu węgla, stąd elektrownie jądrowe mogą być lokalizowane do pewnego stopnia dowolnie. Dla kalkulacji obowiązującej stosunek wagowy 1:10000 dla tej samej ilości ciepła wytwarzanego przez pręty paliwowe z uranu naturalnego względnie przez węgiel. Natomiast należy pręty zużyte transportować w odpowiednich zbiornikach do zakładu recyklicyjnego, przy czym waga zbiorników wynosi 30 do 50 tony co waga paliwa. Koszt elementu paliwowego zużytego wynosi ok. 3 do 4 £/kg, a koszt transportu paliwa zużytego nie przekracza 0,3 do 0,5 £/kg bez względu na odległość.

Koszt przygotowania paliwa. W okresie wstępnym wykonania programu energetycznego cywilnego, zakład służący do przygotowania paliwa nie będzie ekonomiczny.

Koszty inwestycyjne elektrowni jądrowych oraz wydatki na prace badawcze dla krajów niedorozwiniętych nie pozwolą prawdopodobnie na konkurowanie z mocarstwami posiadającymi już własne zakłady wytwórcze paliwa i elementów paliwowych, których główna rola leży w celach wojskowych. Tak np. ekonomiczny zakład dla produkcji paliwa przeznaczony do reaktorów typu Calder Hall musi mieć produkcję ponad 1000 ton uranu naturalnego rocznie. Ponieważ reaktor 300 MW potrzebuje rocznie ok. 100 ton uranu przeto jest on opłacalny dopiero przy mocy zainstalowanej wszystkich elektrowni jądrowych rzędu 3000 MW. Pozostaje więc korzystanie z obcego paliwa lub stworzenie kombinatów służących kilku krajom równocześnie.

Należy jednakże zaznaczyć, że w przyszłości mogą być używane systemy reaktorów, dla których zakład oemicznej przeróbki paliwa będzie integralną częścią elektrowni jądrowej. Jednakże jak na razie takie elektrownie nie istnieją.

Czynniki wpływające na koszt elektrowni jądrowych oraz konwencjonalnych.

Takimi czynnikami są:

- współczynnik obciążenia /load factor/. Ekonomia elektrowni wymaga dużego współczynnika obciążenia rzędu 45-50 %;
- oprocentowanie kapitału. Pożądane jest oczywiście jak najniższe oprocentowanie.

Następnie autor rozważa celowość rozwoju energetyki jądrowej w Wielkiej Brytanii, ZSRR, USA, Francji, Japonii i w Niemczech Zachodnich, zaznaczając, że wszystkie te kraje posiadają duże moce zainstalowane i wysokie koszty wykorzystania mocy zainstalowanej, to też w krajach tych będą duże ekonomiczne elektrownie jądrowe o charakterze podstawowym. Autor wyraża wątpliwości na temat opłacalności mniejszych reaktorów o mocy 10-50 MW, może z wyjątkiem reaktorów dla napędów okrętowych; ohyba, że powstaną nowe ekonomiczne typy reaktorów.

Dalsze rozważania, dotyczące hipotetycznych reaktorów o mocy 10 i 20 MW pomijam jako nieodnoszące się do warunków polskich. Autor zaleca dla krajów niedorozwiniętych przede wszystkim o ile możności program wykorzystania sił wodnych.

10

Porównanie kosztów produkcji energii elektrycznej elektrowni jądrowej i konwencjonalnej cieplnej

Tablica I

| Oznaczenie | Elektrownia jądrowa | Elektrownia cieplna |
|-----------------------------|----------------------------|---------------------|
| Moc znamionowa: | 300 MW | 200 MW |
| Koszt jednostkowy na 1 kW | 135 £ | 53 £ |
| Sprawność cieplna | 27 % | 34 % |
| współczynnik obciążenia | 75 % | 75 % |
| czas amortyzacji w latach | 20 | 27,5 |
| oprocentowanie kapitału | 5 % | 5 % |
| pierwszy wsad paliwa U-nat. | 500 t | - |
| wydajność cieplna | 3000 MWd/t | - |
| koszt paliwa | 18 £/kg | 4.3.0. £/t |
| kredyt plutonowy | 4.6.0. £/£ | czyst. plut. |
| | Koszt eksploatacji w d/kWh | |
| koszt kapitału | 0,40 | 0,13 |
| koszt pierwszego wsadu | 0,05 | - |
| koszt ruchu | 0,05 | 0,05 |
| koszt paliwa | 0,22 | 0,42 |
| koszt wytworzenia brutto | 0,72 | 0,60 |
| kredyt plutonowy | 0,06 | - |
| koszt wytworzenia netto | 0,66 | 0,60 |

U w a g a: Koszty paliwa są oparte na danych amerykańskich /1 d = 1 penny - 1/12 szylinga = 1/240 funta angielskiego.

Referat A.10

S.Okita /Japonia/: "Przewidywalne znaczenie użytkowania energii jądrowej w krajach niedorozwiniętych".

Ograniczyć się do kilku punktów referatu. Autor zwraca uwagę na wagę wyboru terenu pod budowę z punktu widzenia niebezpieczeństwa skażeń radiacyjnych jako też z uwagi na warunki wodne. Autor nie widzi rentowności zakładów o mocy poniżej 100 MW, przy czym maksymalna moc nie powinna przekraczać 10% mocy systemu, w którym zakład pracuje. Autor zwraca uwagę na ważną rolę państwa i władz rządowych w rozwoju energii jądrowej, jak również zaznacza, że wykonanie programu energetyki jądrowej o własnych siłach wymaga wiele czasu podczas gdy pomoc zagraniczna pociąga za sobą zależność ekonomiczną i polityczną od innych mocarstw. Z tych względów autor widzi wyjście w korzystaniu z usług International Atomic Agency. Autor zaleca na razie dla krajów ekonomicznie słabych użytkowanie radiocetopów w przemyśle, rolnictwie i w medycynie.

Referat A.29

V.de Biasi /Italia/: "Perspektywy użytkowania energii elektro-jądrowej w krajach niedorozwiniętych". autor przedstawia statystykę 5 projektów elektrowni

- 11 -

jądrowych /USA/ o mocy od 2 do 15 MW o kosztach jednostkowych od 800 do 360 \$/kW. Autor również daje dane 6 elektrowni amerykańskich o mocy od 75 - 200 MW o koszcie od 333 do 246 \$/kW. /Kuolectnic, sierpień-1956/. Koszt paliw konwencjonalnych podane są w tabelicy III. W konkluzji autor dochodzi do wniosku, że energia jądrowa stanie się opłacalna w krajach niedorozwiniętych wówczas, gdy koszt paliw konwencjonalnych jest bardzo wysoki.

Referat B.3.1.

L.H.Roddis /USA/: "Koszt małych elektrowni jądrowych".

Autor określa jako "małe" elektrownie o mocy poniżej 40 MW. Autor zakłada nową koncepcję obliczenia kosztów: w \$/kW mocy zainstalowanej z uwzględnieniem wszystkich kosztów paliwa, ruchu w czasie całego okresu amortyzacji. Koszt ten wynosi dla elektrowni konwencjonalnej, cieplnej o mocy 224 MW ok. 700 \$/kW dla małych elektrowni o mocy 36 MW ok. 1200 \$/kW, podczas gdy dla elektrowni jądrowych waha się on od 220 \$/kW. Koszt inwestycyjny elektrowni cieplnej wynosi wg autora 132 \$/kW /224 MW/ względnie 175 \$/kW /36 MW/, podczas gdy koszt inwestycyjny elektrowni jądrowej o mocy 250 MW /Consolidated Edison/ jest rzędu 220 \$/kW. Autor widzi 3 typy dużych ekonomicznych elektrowni jądrowych:

- 1/ elektrownie z szybkim reaktorem mnożącym
- 2/ elektrownie z reaktorem o paliwie naturalnym, z moderatorem grafitowym, chłodzonym gazem
- 3/ elektrownie z reaktorem o paliwie naturalnym z moderatorem grafitowym, lecz chłodzonym wodą.

Następnie autor rozstrzyga reaktory z wodą pod ciśnieniem, jednakże widzi trudności w stosowaniu wysokich ciśnisk /do 140 at./; aby zapobiec wrzeniu wody w obiegu pierwotnym, natomiast wodę zwrócić w obiegu pierwotnym jest tania, jest dobrym chłodziwem dla wymiany ciepła i posiada małą absorpcję neutronów. Dalej autor opisuje reaktory z wrzącą wodą /BWR/, jednorodny itp.

Referat B.3.2.

H.S. Arms /W.E./: "Elektrownie jądrowe dla krajów niedorozwiniętych".

W referacie tym autor zwraca uwagę na wyszkolenie odpowiedniej kadry obeznej z fizyką jądrową i techniką reaktorową, przy czym w przeciwieństwie do rozwiązania Jukes'a twierdzi, że reaktor doświadczalny typu - np. BSGO oddaje pierwszorzędne usługi w szkoleniu. Po przeglądzie typów reaktorów autor dochodzi do wniosku, że typ angielski i francuski ma największe widoki powodzenia, zwłaszcza w kraju, który pragnie wykorzystać własną bazę paliwową, ponadto łatwiej importować uran naturalny aniżeli uran wzbogacony lub tor. Kraje bez bazy paliwowej oraz kraje o skromnym programie energetycznym muszą polegać wyłącznie na imporcie i dlatego mogą wybierać inne typy reaktorów.

- 12 -

Referat B.3.3.

H.E. Shoupp i A.R. Jones /Kanada/: "Budowa elektrowni jądrowych dla krajów niedorozwiniętych". W referacie tym przedstawiono projekty kanadyjskie elektrowni 11,5 MW oraz 143 MW z reaktorami posiadającymi jako paliwo dwutlenek uranu /UO₂/ w kieszulkach cyrkonowych względnie ze stali nierdzewnej. Wzbogacenie wynosi 4% względnie 2,6%. Jako chłodziwo pierwotne stosowana jest woda pod ciśnieniem 2000 psia /ok. 140 at./ o temperaturze wlotu 487°P /252°C/ jako wtórny nośnik ciepła używana jest para o ciśnieniu 500 psia /ok. 35,7 at./. Moc termiczna reaktora wynosi 492 MW, moc elektryczna 134 MW, $\eta/h = 27,3\%$.

Referat B.3.5.

C. Starr /USA/: "Elektrownie jądrowe z reaktorami o moderatorem organicznym".

Referat ten omawia zastosowanie reaktorów z organicznym moderatorem /OMR/ - olejkim polifynylem, służącym jednocześnie jako chłodziwo pierwotne. Autor twierdzi, że moc elektrowni z reaktorami tego typu może być rzędu od 10-150 MW. Koszt inwestycyjny elektrowni 150 MW jest rzędu 206 \$/kW, a szacowany koszt eksploatacji rzędu 10,3 milia/kWh = 0,0103 \$/kWh = 0,9 d/kWh.

Referat B.3.6.

N.S. Spence i J. Conway /Kanada/: "Rozwój metalurgii materiałów reaktorowych".

Referat ten opisuje rozwój metalurgii materiałów reaktorowych w Kanadzie.

Referat B.3.8.

/ZSRR/: Komitet do spraw udziału ZSRR w międzynarodowych organizacjach energetycznych: "Projekt elektrowni jądrowej o mocy 420 MW".

Referat podaje zasadnicze dane projektu jednej z większych elektrowni jądrowych, budowanej w Związku Radzieckim, a wchodzących w skład programu realizacji szóstej pięcioletki. Realizacja projektu elektrowni pozwoli w krótkim czasie na ocenę zalet i wad stosowania energii jądrowej do celów przemysłowych. Projekt obiera za podstawę budowę 2 reaktorów posiadających jako moderator oraz czynnik chłodzący wodę zwykłą, jako paliwo z konieczności stosuje się uran wzbogacony. Moc elektrowni na zaciskach generatorów wynosi 420 MW, przy czym stosowane są 2 reaktory o jednostkowej mocy elektrycznej po 210 MW oraz łącznie 6 turbin parowych po 70 MW. Elektrownia będzie ukończona w 1960 r. i będzie zaopiekowała okręg przemysłowy, ponadto będzie ona połączona z jednolitą siecią państwową europejskiej części ZSRR. Schemat technologiczny elektrowni.

Moc cieplna każdego z reaktorów wynosi po 760 MW. Jako moderator i chłodziwo pierwotne służy woda destylowana o ciśnieniu 100 at. Każdy reaktor posiada 6 pułtów, połączonych z 6 wymiennikami ciepła. Przepływ wody przez aktywną strefę każdego reaktora wynosi 27.300 m³/h. Temperatura wody na wejściu wynosi 250°C, na wyjściu

- 13 -

z reaktora zaś 275°C. Prędkość obiegu wody wynosi 7,6 m/s, zaś spadek ciśnienia w każdej pętli wynosi ok. 4,7 at. W wymienniku ciepła chłodziwo pierwotne oddaje swe ciepło chłodziwu wtórnemu /również wodę/, które w postaci pary nasyconej uohodzi z wymiennika ciepła. Parę nasyconą osusza się, a następnie oddaje do turbiny pod ciśnieniem 32 ata.

Reaktor

Aktywna strefa reaktora o średnicy 3,0 m i o wysokości 2,5 m składa się z 349 kaset paliwowych o przekroju sześciokątnym. Jako paliwo stosowany jest dwutlenek uranu $^{235}\text{UO}_2$ naturalny oraz wzbogacony do 1,5%. Jako materiał koszulkowy stosowany jest cyrkon. Wysokość strefy aktywnej reaktora wynosi 2505 mm, podczas gdy długość kasety brutto wynosi 3200 mm. W kasetach znajduje się 30 prętów paliwowych o średnicy 10,2 mm i wzajemnym odstępie 14,3 mm.

Przewidziano kilka wariantów zasilania paliwowego. Jeden wariant polega na zastosowaniu 17 ton dwutlenku uranu naturalnego oraz 25 tony dwutlenku uranu wzbogaconego do 1,5%. Przewiduje się następnie użycie kombinowanego paliwa złożonego z uranu naturalnego oraz znacznego wzbogaconego. Dopiero po pewnym okresie eksploatacji nastąpi decyzja co do ostatecznego składu paliwa.

Korpus reaktora jest cylindrem ze stali nierdzewnej o średnicy 3,8 m i o wysokości ok. 12 m, grubość ścianki wynosi od 100 mm do 180 mm /w górnej części/. Wytrzymałość stali wynosi 50 kg/mm² przy temperaturze 325°C. Waga korpusu ekran o grubości 40-90 mm reaktora 420 ton. Stalowy ekran o grubości 200 mm stanowią ochronę przed strumieniem jądrowym.

Regulacja i zabezpieczenie reaktora.

Regulacja odbywa się za pomocą prętów sterujących umieszczonych w środku geometrycznych niektórych kaset, ponadto przewidziano 6 kaset awaryjnych. Dla automatycznej regulacji drobnej używane są 2 sworznie regulacyjne. Głównym parametrem dla regulacji mocy reaktora jest średnia temperatura wody w reaktorze, równa 262,5°C. Przy zmianie obciążenia na zaciskach generatora regulatory prędkości obrotowej turbiny utrzymują stałą ilość obrotów przy zmiennym dopływie pary do turbiny. Zmiana przepływu pary narusza równowagę pomiędzy jej produkcją a zapotrzebowaniem, co z kolei spowoduje zmiany ciśnienia w wymiennikach ciepła oraz zmianę temperatury na ich wylocie /temperatura pary rośnie przy zmniejszeniu zapotrzebowania/. Regulator temperatury utrzymuje średnią temperaturę nośnika ciepła na stałej wysokości, wówczas ciśnienie pary przy znamionowym obciążeniu wynosi 32 at., natomiast ciśnienie przy biegu jałowym dochodzi do 50 at. Dokładność regulacji jest rzędu 1%. Elementy automatycznej regulacji stanowią więc: 2 pręty regulacyjne, czujnik średniej temperatury wody pierwotnego obiegu, dla kaset kompensacyjnych styki wyłączników

- 14 -

krańcowych. Do ochrony awaryjnej należą: komory jonizacyjne, miernik mocy oraz sygnały: w razie podwyższenia się temperatury wody na wyjściu z reaktora, przy braku ciśnienia wody lub jego nadmiernym wzroście oraz przy zaniku lub spadku napięcia na sieci zasilającej reaktor.

Wymiana elementów paliwowych.

Wymiana zużytych kaset paliwowych odbywa się przy zdjętej pokrywie reaktora, przy czym możliwa jest zarówno wymiana pojedynczych kaset, jak i całej strefy aktywnej. Wymiana odbywa się przy zastosowaniu ochronnej warstwy wody o grubości 5 m. Do wymiany całej strefy aktywnej służy dźwig o nośności 125 ton. Kasety zużyte podlegają ochronnemu "ostudzeniu" w basenie w czasie 180 dni, po czym po załadunku ich do specjalnych zbiorników przewozi się je do zakładu regeneracji.

Przy wymianie kaset stosuje się następujące operacje zdalne:

1. transport pokrywy reaktora do basenu i z powrotem
2. transport i zamocowanie pierścienia dociskowego pokrywy
3. załadunek kaset w zbiornik
4. transport i ustalanie płyty wierzchołkowej.

Wymiana całej aktywnej strefy wymaga 2 dni. Wymiana ciepła pierwotnego obiegu wody.

Wymiennik ciepła zaprojektowano na przepływ 230 t/h suchej nasyconej pary przy ciśnieniu znamionowym 32 ata i temperaturze wody zasilającej 192°C. Każdy reaktor posiada 6 wymienników ciepła. Przewody pierwotnego obiegu wykonane są ze stali nierdzewnej, a korpus wymiennika ciepła ze stali niskotopowej, zdolnej do pracy przy ciśnieniu roboczym 50 ata. Powierzchnia cieplna wymiennika wynosi 1290 m². Główne pompy cyrkulacyjne są zaprojektowane na przepływ 5250 m³/h i na różnicę ciśnienia 5 kg/cm². Pompy dopływowe wody zasilającej mają przepływ 53 m³/h i budowane są na ciśnienie 115 kg/cm². Urządzenia specjalne.

Do urządzeń specjalnych zaliczyć można urządzenia do oczyszczenia wody i przygotowania wody zasilającej, jak również urządzenia do wydalania stałych, ciekłych i gazowych odchodów elektrowni.

Turbogeneratory.

Elektrownia wyposażona jest w 6 turbin po 70 MW. Turbiny zasilane są suchą parą nasyconą o ciśnieniu 29 ata, t = 231°C. Turbiny są dwustopniowe, przy czym cylinder wysokiego ciśnienia posiada 4 zaczepty dla regeneracji, cylinder niskiego ciśnienia zaś 2 zaczepty, zaczepty służą do podgrzewu wody zasilającej, wymiennik ciepła do 192°C.

Dla potrzeb technologicznych elektrowni oraz dla ogrzewania budynków przewidziano sieć ciepłowniczą o ciśnieniu 5,1 ata oraz 2,2-ata o przepływie do 10 t/h.

70 MW: Ekonomiczne dane turbin przy mocy znamionowej

POOR ORIGINAL

- 15 -

sprawność wewnętrzna części wysokiego ciśnienia 82,5%
 sprawność wewnętrzna części niskiego ciśnienia 79,8%
 rozchód pary 6,67 kg/kWh
 rozchód ciepła 313C Koal/kWh
 sprawność elektryczna brutto 27,5%

Część elektryczna.

Generatory pracują poprzez transformatory blokowe na szyny 220 kV i 110 kV, przy czym 4 generatory pracują parami na 2 bloki, 6,6/220 kV z zwozepam 110kV, a 2 pozostałe generatory pracują poprzez trójfazowe transformatory dwuzwojenicowe wprost na napięcie 110 kV. Transformatory blokowe 6,6/220 kV są wykonane jako jednofazowe autotransformatory z uwagi na zużycie 110kV. Moc trójfazowych transformatorów 6,6/110 kV wynosi 90 MVA, podczas gdy moc znamionowa transformatora jednofazowego układu 220 kV wynosi 120 MVA.

Potrzeby własne i zasilanie wodne.

Wielki nacisk położono na właściwe zaprojektowanie potrzeb własnych elektrowni. Elektrownia jest zasilana z podstacji 220 kV oraz ponadto z sieci okręgowej 35 kV. Oprócz tego przewidziano baterie akumulatorów, jedna z nich zasila przetwornice dwumaszynowe, wytwarzające prąd o podwyższonej czystości dla sterowania i automatyki reaktora, druga zaś przez przetwornice dwumaszynowe zasila sieć o obniżonej czystości, zasilającą w razie awarii pompy cyrkulacyjne.

Oprócz tego istnieje oddzielna sieć prądu stałego, zasilająca niektóre urządzenia stałe. W razie awarii w sieci państwowej lub okręgowej, trwającej dłużej niż 2 godziny uruchamia się oddzielny agregat Diesla.

Elektrownia ustawiona jest nad rzeką i pobiera wodę za pomocą 4 pomp o jednostkowej wydajności 8,5 m³/s przy ciśnieniu 16 msw. Odpływ wody do rzeki dokonuje się w odległości 500 m od jej ujścia.

Ogólne dane ekonomiczne.

Obliczenia wykazały, że elektrownia projektowana posiadać będzie taki sam koszt eksploatacji, jak elektrownia konwencjonalna ustawiona w tym samym miejscu. Decydujące znaczenie ma odległość elektrowni od kopalni i trudność dowozu węgla. Sprawność brutto elektrowni wynosi 27,5%, straty na potrzeby własne wynoszą 7,45%, są za tym nieco większe niżeli w elektrowni konwencjonalnej o tej samej mocy znamionowej.

Jak widać z opisu technicznego reaktor rdziewickiej elektrowni jest typu PWR /Pressurised water reactor/, podobny do reaktora stosowanego w elektrowni amerykańskiej Shippingport, z tym, że moc pierwszego jest większa. Należy podkreślić, że elektrownia radziecka i amerykańska mogą dostarczyć wiele materiałów nowych, pozwalających na wybór decyzji o do typu elektrowni jądrowych, jakie będą budowane w przyszłości w innych krajach.

- 16 -

REAKTORZY PRĘDKIE - POWIELAJĄCE

C. Hans A. Eethe

Kucolonica, 15./4./61-72./1957/

Prędkie reaktory powielające są zasadniczymi reaktorami dla przyszłej energetyki jądrowej

Jednym z najbardziej naglących powodów rozwijania energetyki jądrowej jest zwiększenie naszych rezerw paliwa. Słyszymy, że nasze zapotrzebowanie w ropę będzie niedostateczne w ciągu następnych dwóch lub trzech dziesiątków lat oraz, że zasoby węgla chociaż są o wiele większe muszą być jednak ograniczone.

Prawdopodobnie w przeciągu najbliższych 30 do 50 lat duża część energii będzie pochodziła z wykorzystania energii jądrowej. Zapotrzebowanie mocy wzrasta jednak tak szybko, że nawet energia źródeł jądrowych może być wyczerpana chyba, że źródła te zostaną w pełni wykorzystane.

Widzimy więc, że reaktor powielający będzie miał pierwszorzędne znaczenie dla ekonomicznego wykorzystania energii jądrowej na wielką skalę. Gdyby eksploatować tylko izotop U-235, który jest bezpośrednio rozszczepialny, wówczas wszystkie obecnie znane na świecie zasoby uranu dałyby mniej energii niż znane zasoby węgla, ponieważ uran U-235 stanowi tylko 0,7% uranu naturalnego. Gdy nauczymy się stosować reaktory powielające wówczas można będzie wykorzystać cały uran naturalny a nie tylko izotop U-235. Reaktor powielający będzie przetwarzał nierozszczepialny na neutronach termicznych izotop U-238, który stanowi 99,3% uranu naturalnego, a rozszczepialny materiał pluton Pu-239.

Zwiększy to zasoby paliwa jądrowego więcej niż sto razy. Tylko wówczas, gdy to osiągniemy uzyskamy rzeczywiste powiększenie naszych rezerw paliwa, i zasoby uranu będą większe więcej niż 50 razy od zasobów paliw kopalnych.

Wydaje mi się, że do tego celu niezbędne są prędkie reaktory powielające. W reaktorach termicznych i pośrednich z paliwem uranowym powstaje mniej plutonu niż zużywa się izotopu U-235. Natomiast w prędkim reaktorze produkcja plutonu będzie większa niż zużycie uranu U-235.

Gdy zastosujemy w reaktorze prędkim jako paliwo pluton to spodziewamy się, że można będzie wytworzyć w reaktorze powielającym przynajmniej 1,5 atomu plutonu na każdy atom plutonu spalony jako paliwo. Taki reaktor powielający byłby wówczas podobny do paleniska węglowego, które więcej wytwarza węgla niż go zużywa. Rzecz o tego typu reaktorów powielających jest najlepszym sposobem oszczędzenia drogiego paliwa jądrowego.

- 17 -

Energetyczne prędkie reaktory powielające - ich problemy i perspektywy

Reaktory prędkie oprócz swej roli jako wytwórnice plutonu mogą konkurować z urządzeniami produkującymi energię elektryczną. W chwili obecnej istnieją cztery główne przeszkody w zrealizowaniu tego zadania. Ponieważ prędkie reaktory powielające energetyczny jest jedynym typem reaktora, który może przetwarzać U-238 w pluton Pu-239 znajduje on napewno zastosowanie w przyszłym wykorzystaniu energii jądrowej na wielką skalę. Jak wielką będzie ta rola będzie zależało nie tyle od jego zdolności powielania, lecz bardziej od jego zdolności skutecznego konkurowania z innymi koncepcjami reaktorów produkujących energię.

Ciecnie z powodu 4 podstawowych trudności koncepcja reaktora prędkiego jest mniej pociągająca w zastosowaniu do siłowni na wielką skalę:

- Konieczność pracy przy dużych gęstościach mocy w rdzeniu
- Zagadnienie technologii sodu
- Wysokie koszty paliwa z powodu dużego wsadu i częstych regeneracji paliwa
- Krytyczna ocena bezpieczeństwa reaktora prędkiego.

Wysoka gęstość jest istotną cechą energetyzującego reaktora prędkiego co stwarza trudności odprowadzenia ciepła niespotykane zazwyczaj w przemyśle. Ponieważ rdzeń aktywny reaktora prędkiego jest znacznie mniejszy niż rdzeń reaktora termicznego o tej samej mocy ośrodkowej, gęstość mocy w rdzeniu reaktora prędkiego będzie o rząd wielkości większa niż gęstość mocy w typowym reaktorze termicznym. Konstrukcja rdzenia musi przewidywać tak duże gęstości mocy i dużą prędkość wymiany ciepła. W dodatku stosując ciekły metal jako czynnik chłodzący, konstruktor musi stosować drobno podzielone paliwo, aby zapewnić dostateczną powierzchnię wymiany ciepła. Grubość elementów paliwowych i szerokość kanałów chłodzących jest mała w prędkim reaktorze energetycznym. W reaktorze EPR/ prędkie reaktory powielające Enrico Fermiego/ sekcja elementów paliwowych składa się ze 144 pręcików paliwowych o średnicy 4 mm i długości 762 mm, odległość między nimi 0,53 mm. Cienkie pręciki paliwowe muszą być wykonane i zmontowane b. dokładnie. Ponieważ gęstość mocy nigdy nie jest równomierna w rdzeniu, wymiary i własności fizyczne poszczególnych elementów muszą być wykonane z określoną tolerancją w stosunku do dokładnych wielkości projektowanych. Temperatury reboocze niektórych elementów w rdzeniu będą zawsze znacznie przewyższać wartości średnie. Średnia temperatura reboocza paliwa /u zatem i sprawność termiczna/ jest więc ograniczona przez temperatury tych "grających elementów". Sprawność termiczną można poprawić przez uzyskanie jak najbardziej równomiernego

- 18 -

rozkładu temperatur elementów paliwowych. Konstruktorzy prędkich reaktorów zmniejszają efekt przestrzenny wahań mocy przez odpowiednie umieszczenie materiałów rdzenia i przez dławienie kanałów czynnika chłodzącego. Dłekt zmian własności i wymiarów poszczególnych elementów paliwowych można usunąć jedynie przez przestrzeganie ścisłych tolerancji projektowych dla poszczególnych elementów paliwowych. Zasadniczo elementy rdzenia reaktora prędkiego muszą być nie tylko mniejsze, ale również muszą być wykonane i rozmieszczone z większą dokładnością niż wymagane to jest w reaktorze termicznym o tej samej sprawności termicznej. Dodatkowe wydatki związane z konstrukcją i eksploatacją rdzenia o drobnych elementach paliwowych stanowią ekonomiczną trudność koncepcji prędkiego reaktora.

Chłodzenie ciekłymi metalami jest inną charakterystyczną cechą konstrukcji prędkich reaktorów energetycznych. Prędkie reaktory wymagają czynnika chłodzącego, który nie spowalnia neutronów i posiada dobre własności wymiany ciepła. Ciekłe metale na ogół spełniają oba wymagania. Sód w szczególności posiada wybitne własności wymiany ciepła i nie powoduje korozji zbiorników wykonanych z ogólnie stosowanych materiałów konstrukcyjnych jak: stal o niskiej zawartości węgla, stal nierdzewna i Inconel. W dodatku punkt topności sodu jest dość niski, co pozwala na stosowanie sodu w obecności zwykłych materiałów konstrukcyjnych. Natomiast temperatura wrzenia sodu jest wysoka co znowu pozwala uzyskać wysoką sprawność termiczną. Z tego powodu we wszystkich konstrukcjach prędkich reaktorów energetycznych jako czynnik chłodzący stosuje się sód lub stop sód-potas. Choć obecnie mamy dość informacji wskazujących na to, że można zbudować reaktor chłodzony sodem, żadna z nich nie wskazuje, że działanie takiego układu byłoby możliwe w siłowni energetycznej. Reaktory posiadające sodowy obieg pierwotny, a wtórny wodny, wymagają spawów wymiennika ciepła i korozji w kanałach chłodzących, w porównaniu z reaktorami o obu obiegach wodnych.

Elementy składowe obiegu z ciekłym metalem: pompy, zawory i aparatura zaczęły się ukazywać na wyku, lecz wymagają one znacznie większego postępu technicznego zanim można będzie je stosować z takim samym zaufaniem co bardziej znane elementy obiegu wodnych. Celem uniknięcia erozji i korozji w kanałach chłodzących i rurociągach należy utrzymywać na niskim poziomie ilość tlenu sodu w obiegu. Kontrola zawartości tlenu sodu po długim okresie czasu może się okazać podstawowym zagadnieniem w eksploatacji dużych systemów sodowych. Reaktor doświadczalny EBR-1 o mocy 1 MW jest dotychczas jednym na świecie ciekłym reaktorem chłodzonym sodem co może świadczyć o braku doświadczenia z systemami sodowymi. Jednak programy reaktorowe Stanów

19 -

Wielkiej Brytanii poprawia wrótce tę sytuację. Sędwy reaktor doświadczalny /SRE/ wspólne przedsięwzięcie AEC i North American Aviation będzie krytyczny w pierwszej połowie 1957 r. Brytyjczycy domnieli, że pierwszy na świecie prądki reaktor energetyczny będzie uruchomiony w 1958 r. w Deunreay w Szkocji.

Reaktor EBR-II amerykański konkurent reaktora w Deunreay zacznie pracować w roku 1959 i w końcu EPPER pierwszy na wielką skalę prądki reaktor energetyczny jest planowany na rok 1960. Znaczne doświadczenie uzyskane podczas pracy tych dużych systemów sędwycych powinno dać odpowiedź na wiele pytań dotyczących technologii sędu.

Koncepcja prądki reaktora energetycznego polega za sobą wysokie koszty wsadu paliwa i dodatkowe koszty regeneracji paliwa. Masa krytyczna materiału rozszczepialnego w reaktorze prądki jest większa niż masa porównywalnego reaktora termicznego chłodzonego wodą mniej więcej 2 razy. Ponieważ duży wsad paliwa wiąże się z wysokim kapitałem inwestycyjnym, więc sprawność materiałowa /kW mocy elektrycznej z 1 kg paliwa/ jest ważnym czynnikiem określającym ekonomioznę wykonalność reaktora. Jakkolwiek układy prądki posiadają wysoką sprawność termiczną z natury mają niską sprawność materiałową tak, że oalkowita "ekonomiczna" sprawność układu prądki może być mniejsza niż układu termicznego chłodzonego wodą. W dodatku koncentracja materiału rozszczepialnego w elemencie paliwowym reaktora prądki wynosi około 20% to dla elementu paliwowego w reaktorze termicznym wynosi ona 1 lub 2%.

Z powodu zniszczenia radioaktywnego obu rodzaje elementów muszą być usuwane z reaktora dla regeneracji, gdy zostanie wypalone około 2% atomów rozszczepialnych licząc od oalkowitej ilości atomów tj. rozszczepialnych i nierozszczepialnych. Przy tym wypaleniu prawie cały początkowy ładunek paliwa byłby zużyty w elemencie paliwowym reaktora termicznego lecznie więcej niż 10% początkowego ładunku paliwa w elemencie reaktora prądki. A zatem paliwo jądrowe może podlegać regeneracji więcej niż 10 razy zanim ostatecznie zostanie spalone w reaktorze prądki. Te dodatkowe operacje związane z regeneracją paliwa będą dodawać się bezpośrednio do kosztów eksploatacji reaktora prądki, przez koszty samej operacji, a pośrednio przez większy wsad i straty paliwa związane z jego regeneracją.

Z drugiej strony w przeciwieństwie do reaktora termicznego reaktor prądki jest nieczuły na zatrucie produktami rozszczepionymi. Wypalenie paliwa w reaktorze prądki jest bardziej ograniczone przez jego zniszczenie radioaktywne niż przez dostępny nadmiar reaktywności. Jednak regeneracja nie wymaga oalkowitego usuwania produktów rozszczepionych i dlatego może

- 20 -

być bardziej zgrubna. Wydaje się mało prawdopodobne, aby ta zaleta przeważała wady wielokrotnej regeneracji paliwa. Możliwość uniknięcia tej trudności badano w doświadczalnym reaktorze z roztopionym plutonem w Los Alamos. Iaczk koncepcja tego reaktora przedstawia nadzwyczajne wymagania konstrukcyjne i uważa się, że będzie można ją sprawdzić w odległej przyszłości. W chwili obecnej koncepcja reaktora prądki jest obciążona nadmiernymi kosztami regeneracji paliwa, które mogą lub nie mogą być ewentualnie wyeliminowane. W każdym razie reaktor prądki zawsze będzie obciążony dodatkowymi kosztami związanymi z dużym wsadem paliwa.

Obecne posiadzenia Stowarzyszenia Rozwoju Reaktorów Energetycznych /PRDC/ mają na celu skupić uwagę na zagadnieniu bezpieczeństwa systemu reaktora prądki. Reaktor EBR-I pierwszy doświadczalny reaktor powielający AEC jest jedynym reaktorem prądki, na którym uzyskano do dnia dzisiejszego obszernie doświadczenie eksploatacyjne. Należy zauważyć, że podczas jego obecnej pracy wykazał on:

- rezonansową niestacystość,
- ostateczną oczywistość dodatkowego współczynnika temperaturowego,
- podczas wzrostu mocy rdzeń jego został ożęściowo stopiony.

Możnaby stąd wnioskować, że te nieprzyjemne oechy są zasadniczymi dla wszystkich reaktorów prądki. Jednak dokumenty PRDC odrzucają takie skojarzenia. W swych dokumentach Hans Bethe utrzymywał, że niepożądane oechy reaktora EBR-I wcale nie muszą być wspólne dla wszystkich konstrukcji reaktorów prądki i, że niewielka wiedza dodatkowa w tej dziedzinie mogłaby wskazać drogę do konstrukcji reaktorów prądki, które będą bezpieczne. Istnieje wiele osobliwych charakterystyk lub oasem uważanych za właściwe dla reaktorów prądki, które ożęsto podkreślają oi, którzy uważają, że ta klasa reaktorów jest w ogóle niebezpieczna. Są one podkreślone przez nich pomimo kontrargumentów.

Najbardziej uderzającą charakterystyką jest to, że oas życia neutronów natychmiastowych w reaktorach prądki jest bardzo krótki, przynajmniej 100 razy mniejszy niż oas życia neutronów natychmiastowych w typowym reaktorze termicznym. A więc jeżeli reaktyność przewyższa reaktyność przy której reaktor jest krytyczny na neutronach natychmiastowych, moc reaktora znacznie wzrasta sto razy szybciej niż w reaktorze termicznym.

Zwolennicy reaktorów prądki sądzą, że wzrost mocy przy reaktynooci, przy której reaktor jest krytyczny na neutronach natychmiastowych byłby bardziej niebezpieczny dla reaktora prądki. Sądzi się, że przez odpowiednią konstrukcją reaktora prądki można uniknąć sytuacji, podczas której reaktor jest krytyczny

- 21

na neutronach natychmiastowych. Ponieważ reaktory prędkie są nieczułe na zatrucie produktami rozszczepieniowymi i posiadają dużą masę krytyczną nacmiar reaktywności konieczny dla pracy do określonej liczby kWd jest dużo mniejszy niż dla reaktora termicznego.

Duży energetyczny reaktor termiczny potrzebuje nadmiaru reaktywności rzędu 10 %. Natomiast przewidywalny prędkie reaktor energetyczny wymaga nadmiaru reaktywności rzędu niżej 1 dolara, który jest poniżej reaktywności, przy której reaktor jest krytyczny na neutronach natychmiastowych. Konstruktorzy reaktorów prędkich sądzą, że w takiej sytuacji trudno sobie wyobrazić jak może powstać stan krytyczności reaktora tylko na neutronach natychmiastowych bez postulowania szeregu małych prawdopodobnych zdarzeń. Nawet gdyby przez nieodpowiednią kombinację okoliczności reaktor przekroczył reaktywność, przy której byłby krytyczny na neutronach natychmiastowych, konstruktorzy nie przewidują poważnego wypadku. Komisja Rozwoju Jądrowego (NDA) przeprowadziła obliczenia dla Stowarzyszenia Rozwoju Energii Jądrowej (APDA), które wskazują, że nawet przy zupełnie pesymistycznych warunkach całkowita energia wyzwolona podczas wzrostu mocy nie wystarczyłaby do zniszczenia zbiornika reaktora.

Inną charakterystyczną cechą reaktorów prędkich, która mogłaby mieć wpływ na bezpieczeństwo jest wzrost reaktywności na skutek dostania się moderatora do układu. Na przykład jeżeli sód w układzie chłodzącym zasłabnie mógłby zasłabić przez olej lub wodę /wodór/ reaktywność warstwa a nawet mogłaby przekroczyć reaktywność, przy której reaktor jest krytyczny na neutronach natychmiastowych. Konstruktorzy uważają, że układy reaktorów można tak skonstruować, aby wyeliminować tę możliwość. Konstruktorzy reaktora EFRB ograniczyli zastępowanie materiałów zawierających wodór gdziekolwiek w bujniku reaktora. Jednak konstruktorzy EFRB uważają, że niebezpieczeństwo dostania się moderatora do ich reaktora jest znikomo małe.

Stwierdzono, że reaktor EBR-I posiada natychmiastowy, dodatni współczynnik temperatury. Fakt ten czasem jest interpretowany, że wszystkie reaktory prędkie będą też posiadały tę cechę. Ci którzy znają fizykę i historię EBR I uważają, że to nie jest słuszne. Twierdzą oni, że obserwowany dodatni współczynnik najprawdopodobniej pochodzi z wygięcia elementów paliwowych. Wygięcie to spowodowane jest przez radialny gradient temperatury istniejący podczas pracy reaktora. Można ocenić wielkość wygięcia, które powstałoby przy danej mocy reaktora. Wielkość ta wydaje się w zupełności wyjaśnić obserwowany współczynnik temperatury. Ponieważ nie można podać innych przyczyn wyjaśniających obserwacje sądzi się ogólnie, że wygięcie było jedyną przyczyną powodującą dodatni współczynnik temperatury

- 22 -

w reaktorze EBR-I. Efekt taki zależy więc tylko od konstrukcji rdzenia i nie ma w ogóle nic wspólnego z charakterystyką reaktorów prędkich.

Doświadczenia z reaktorem EBR-I ujawniły mniej znany typ niestateczności t.zw. niestateczności rezonansowej. Ten rodzaj niestateczności reaktora charakteryzuje się przez spontaniczne oscylacje mocy reaktora przy pewnych dyskretnych warunkach pracy reaktora. Ponieważ doświadczenia z tego rodzaju zachowaniem się ograniczają się do reaktora EBR-I były teoretycznie łączone z rezonansową niestatecznością z wszystkimi reaktorami prędkimi. Jednak obecnie studia wskazują, że rezonansowe zachowanie się EBR-I podobnie jak dodatni współczynnik temperatury spowodowany jest przez specyficzną konstrukcję i nie może być jakąś ogólną cechą reaktorów prędkich.

W ogóle rezonansowe zachowanie się układu fizycznego zależy od istnienia sprzężenia zwrotnego między dwoma zmiennymi dynamicznymi związanymi z tym układem. W reaktorze moc wpływa na reaktywność a reaktywność ze swej strony określa moc tak, że te dwie zmienne tworzą obwód sprzężony zwrotnie. Z powodu takiego mechanizmu sprzężenia zwrotnego układy reaktorowe mogą mieć rezonanse przy pewnych ściśle określonych warunkach pracy, gdy reaktor pracuje przy pewnych kombinacjach wielkości mocy i przepływu czynnika chłodzącego. Moc reaktora zaczyna oscylować w ściśle określonej częstotliwości bez jakichkolwiek przyczyn zewnętrznych. Gdy moc reaktora wzrośnie poza wartość rezonansu amplituda drgań mocy będzie wzrastać wykładniczo z czasem. Reaktor byłby istotnie niestateczny w tym obszarze. Byłby jednak zupełnie bezpieczny dopóki jego moc jest mniejsza od rezonansowej. Bethe przeprowadził ścisłą analizę teorii i wykrywania rezonansów w układach reaktorowych. Dochodzi on do wniosku, że rezonans reaktora potrzebuje zawsze istnienia dużego opóźnionego ujemnego współczynnika temperatury reaktywności. Taki współczynnik byłby prawdopodobnie związany z ogrzewaniem części konstrukcyjnych przez reaktor przez konwekcję. Bethe wykazał, że tego rodzaju trudności nie można przewidzieć w stadium konstrukcji, a wykrycie tego zjawiska możliwe jest po zbudowaniu reaktora.

Nikt jeszcze fizycznie nie objaśnił pochodzenia opóźnionego ujemnego współczynnika temperatury w reaktorze EBR-I. Ponieważ istnienie opóźnionego ujemnego współczynnika temperatury zależy od szczegółów konstrukcji reaktora, Bethe utrzymuje, że rezonanse w zasadzie mogą się zdarzyć tylko w reaktorach prędkich reaktorach. Bethe twierdzi, że warunki rezonansowe są bardziej prawdopodobne w małych rdzeniach bez moderatora niż w dużych rdzeniach z moderatorem. Ponieważ reaktory prędkie odpowiadają pierwszemu wypadkowi a mocne drugiemu, więc rezonanse częściej będą powsta

- 23 -

w układach prędkich. Bethe twierdzi, że w każdym rodzaju reaktora można uniknąć rezonansów przez właściwą konstrukcję. Dalsze badania na reaktorze EBR-I planowane przez AEC powinny dostarczyć właściwych danych dla takich konstrukcji.

Ponieważ w rdzeniu reaktora prędkiego znajduje się duża ilość materiału rozszczepialnego w razie połączenia się go mogłoby utworzyć się masa ponadkrytyczna, co również jest krytykowane przez przeciwników tych reaktorów.

Na przykład cały wzbogacony materiał w reaktorze EBFBR połączył się w stałą kulę a następnie odczołył ją dobrym reflektorem neutronów powstała masa byłaby 6 razy większa od krytycznej. Niebezpieczeństwo takie jest odrębną charakterystyką reaktorów prędkich. Paliwo w reaktorze termicznym jest zawsze bardziej rozłożone z powodu niskiego wzbogażenia U-235 lub przez obecność moderatora. W reaktorach natomiast prędkich tylko geometryczne rozłożenie paliwa dla celów chłodzenia zapobiega by reaktor stał się ponadkrytyczny. Z tego powodu musimy uniemożliwić połączenie się w jedną dużą masę paliwa w reaktorze prędkim. Sytuacja taka mogłaby powstać w wypadku stopienia rdzenia reaktora podczas gwałtownego wzrostu mocy. Fakt, że częściowe stopienie rdzenia już zdarzyło się w reaktorze EBR-I mogłoby prowadzić do obaw o bezpieczeństwo wszystkich reaktorów prędkich. Dwa ważne aspekty wypadku z reaktorem EBR-I świadczą przeciw takim wnioskom. Po pierwsze wypadek stopienia zdarzył się, gdy reaktor pracował rzetelnie w warunkach niebezpiecznych aby zbadać dodatni współczynnik temperatury. Duży reaktor energetyczny mógłby nie mieć dodatniego współczynnika temperatury i mógłby być tak skonstruowany, że praca przy "doświadczalnych warunkach" byłaby niemożliwa. Po drugie stopienie EBR-I nie zakończyło się utworzeniem masy krytycznej. Przypuszczano się, że wrzący sód znajdujący się w rdzeniu przyspieszył stopienie uranu osobno zapobiegając utworzeniu się masy krytycznej. Widocznie stopienie uranu w obecności sodu, który może wyparować nie prowadzi do masy ponadkrytycznej, a tylko do wyłączenia reaktora.

Poważniejsze potencjonalne niebezpieczeństwo związane ze stopieniem powstaje w sytuacji, która nie zaistniała w wypadku EBR-I. W chwili obecnej największym niebezpieczeństwem jest możliwość stopienia rdzenia i utworzenia masy ponadkrytycznej w następstwie straty sodowego czynnika chłodzącego.

Nawet gdyby reaktor został natychmiast wyłączony przez pręty bezpieczeństwa ogrzewanie przez produkty rozszczepieniowe mogłoby spowodować stopienie rdzenia w ciągu kilku minut w wypadku gdyby sód wyoleki z rdzenia i ustąpiło odprowadzenie ciepła. Ponieważ nie byłoby pary sodu powodującej ciśnienie stopiony rdzeń spadłby

- 24 -

pod wpływem siły ciężkości i mógłby utworzyć masę krytyczną na dnie pojemnika reaktora. Dr Bethe i dr Tait z Brytyjskiego Ośrodka Badań Jądrowych w Harwell wykonali szersze obliczenia górnej granicy energii, która zgłębi się wyzwoić przy takim wypadku. Najbardziej realną wartość tej całkowitej energii jest równoważna 1000 lb TNT. Choć Bethe zwraca uwagę, że cyfra ta może być przesadczą jednak wynik ten pobudził uzonych do usilnych badań aby uzyskać więcej danych. AEC zaprojektowała program badań w Argonne, któreby doprowadziły do zrozumienia zjawiska wytopienia rdzenia. APDA zleciła Nuclear Metals Inc. Combrige, Mass wykonać eksperymentów podobnych do tych, które planuje Narodowe Laboratorium w Argonne.

W międzyczasie konstruktorzy reaktorów prędkich starają się jak najbardziej zmniejszyć możliwość przecieku sodowego czynnika chłodzącego przez odpowiednią konstrukcję. W reaktorze EBFBR jest przewidziany zbiornik obejmujący cały obieg pierwotny, rurociągi i zbiorniki sodu tak, że przeciek w pierwotnym obiegu nie spowoduje nadmiernych strat sodu. W wypadku wypadnięcia pomp konstrukcja przewiduje dostateczne chłodzenie przez konwekcję naturalną. Duży zbiornik sodu powyżej rdzenia znacznie przedłuża czas konieczny dla opróżnienia rdzenia. Inne urządzenia pozwalają bezpośrednio wyczerpać sodowe chłodzenie, w wypadku gdyby rdzeń został zupełnie opróżniony z sodu. Aby ograniczyć następstwa wytopienia zbudowany został specjalny pojemnik w dolnej części reaktora. Gdyby nastąpiło stopienie to paliwo w stanie płynnym zgromadziłoby się w tym pojemniku o niekrytycznej geometrii. Istnieje pewna obawa, że stopienie paliwo mogłoby ostudzić się w kanałach chłodzących w obszarze dolnej płaszczyzny reaktora poniżej rdzenia i nigdy nie spłynęłoby do pojemnika. Zależnie od wyników badań PKDC można zamiechać budowy płaszczyzny dolnej ze względów bezpieczeństwa. Na zakończenie na temat bezpieczeństwa reaktora prędkiego można powiedzieć, że przez odpowiednią konstrukcję można uczynić go bezpiecznym. Co składa się na tę odpowiednią konstrukcję nie jest jeszcze dobrze wiadomo.

Dochodzimy do wniosku, że w chwili obecnej wykonalność koncepcji reaktora prędkiego jako zasadniczego urządzenia dla produkcji energii nastroża wiele technicznych i ekonomicznych trudności. Jest jednak nadzieja, że problemy czyste techniczne zostaną szybko rozwiązane, natomiast problemy ekonomiczne napewno pozostaną.

Powiązane wysiłki AEC i EDC doprowadzą napewno w niedługiej przyszłości do wniosku, że właściwie skonstruowane reaktory prędkie działają tak samo bezpiecznie jak reaktory termiczne. Doświadczenie z dużymi systemami sodowymi, które są obecnie w budowie pokazuje wkrótce, że przemysłowe zastosowanie sodu jako czynnika chłodzącego jest technicznie, a nawet ekonomicznie

- 25 -

osiągalne. Z drugiej strony jest bardzo wątpliwe czy uda się uniknąć trudności ekonomicznych związanych z dodatkową regeneracją paliwa. Wysokie koszty wykonania rdzenia i wrażliwość paliwowa wydają się być trwałymi trudnościami ekonomicznymi. Ze swej strony reaktory prędkie posiadają jedną zasadniczą zaletę, że stosunek reprodukcji jest większy od jedności. A zatem wartość dodatkowego plutonu produkowanego w reaktorze prędkim musi przewyższać dodatkowe koszty budowy i eksploatacji reaktora prędkiego powielającego o ile ten typ reaktora ma konkurować z reaktorami termicznymi w produkcji energii elektrycznej na wielką skalę. Swego czasu uważano efekt Dopplera w paliwie reaktora za możliwe źródło dla nagłego dodatniego współczynnika temperaturcowego. Jednak obecnie jest dość dostępnych danych, aby odrzucić tę możliwość. Dla reaktora EBR-1 w najlepszym wypadku tylko 5% dodatniego współczynnika temperaturcowego można objaśnić przez efekt Dopplera. W dużych reaktorach energetycznych jak np. EFPBR z powodu wysokiego stosunku U-238 do U-235 efekt Dopplera będzie dawał ujemny współczynnik temperaturowy.

Reaktor prędkie jest to taki reaktor, w którym zjawisko rozszczepienia jest spowodowane przez neutrony prędkie o energii około 1 MeV. A więc konstruktor reaktora prędkiego musi tak dobrać konfigurację materiałów, aby neutron rodzący się podczas rozszczepienia mógł być schwytany przez materiał rozszczepialny zanim zostanie schwytany przez materiały konstrukcyjne lub zostanie spowolniony przez kolejne rozproszenia. Przekrój czynny dla neutronów wszystkich materiałów w ogóle, a materiałów rozszczepialnych w szczególności ograniczona wybud konstrukcji do jednego podstawowego typu - paliwo wzbogacone bez moderatora, rdzeń paliwowy rozpuszczony możliwie minimalnie przez inne materiały. Brak moderatora i ograniczenie do minimum materiałów konstrukcyjnych w rdzeniu są konieczne aby zachować widmo neutronów prędkich. Należy unikać w rdzeniu reaktora prędkiego pierwiastków lekkich. Ilość materiałów konstrukcyjnych i czynnik chłodzący należy doprowadzić do minimum, ponieważ materiały te powodują zmiękczenie widma neutronów. Na przykład w reaktorze doświadczalnym EBR-1 średnia energia neutronów wynosi 0,5 MeV natomiast w prędkim reaktorze powielającym EFPBR /reaktor energetyczny/ energia wynosi tylko 0,25 MeV. Spowodowane to jest przez dodanie do rdzenia czynnik chłodzący i materiału rodzącego. Ponieważ przekrój rozszczepieniowy na prędkich neutronach dla U-235 jest tylko kilka razy większy niż przekrój na pochłanianiu w U-238 musimy stosować paliwo wzbogacone, aby prędkie reaktory były krytyczne. Reaktor prędkie, aby osiągnąć stan krytyczny potrzebuje więcej U-235 niż chłodzony ciężki reaktor termiczny. Przyोजना tego polega na tym, że przekrój na rozszczepienie dla prędkich neutronów

- 26 -

U-235 jest w przybliżeniu 400 razy mniejszy niż przekrój na rozszczepienie dla neutronów termicznych. Gdyby oba rodzaje reaktorów posiadały tę samą objętość to masa krytyczna U-235 dla reaktora prędkiego byłaby wiele razy większa niż masa krytyczna reaktora termicznego. Jednak rdzeń reaktora prędkiego będzie zawsze mniejszy niż reaktora termicznego o tej samej mocy całkowitej. Rdzeń reaktora prędkiego jest mniejszy ponieważ nie posiada on moderatora. Konstruktor robi rdzeń jeszcze mniejszy, aby zredukować masę krytyczną i zachować widmo neutronów prędkich. Pierwszy efekt jest czysto geometryczny drugi natomiast zachowuje się, ponieważ duży rdzeń byłby bardziej rozcieńczony przez materiały niepaliwowe. Minimalna praktyczna wielkość rdzenia jest określona przez gęstość mocy w rdzeniu, która jest dopuszczalna ze względów cieplnych. Jeśli porównamy reaktor termiczny chłodzony wodą o tej samej mocy co optymalny reaktor prędkie, to chociaż ten ostatni posiada o wiele mniejszą objętość rdzenia, będzie miał znacznie większą masę krytyczną. Reaktor prędkie będzie zawsze pracował przy wyższej gęstości mocy i przy niższej mocy z jednostki wagi materiału rozszczepialnego. Pierwotną przyczyną budowy prędkich reaktorów energetycznych jest to, że powielanie U-238 możliwe jest tylko w reaktorze prędkim. Stosunek reprodukcji /liczba atomów rozszczepialnych powstałych na atom rozszczepialny spalony/ w reaktorze termicznym jest mniejszy niż 1,0 dla paliwa U-235 i dla materiału rodzącego U-238 oraz dla paliwa Pu-239 i dla U-238. Stosunek reprodukcji dla reaktora termicznego może być większy od 1,0 gdy paliwem jest U-233 a tetr jest materiałem rodzącym.

Reaktor prędkie posiada stosunek reprodukcji około 1,2 dla U-235 - U-238 i przynajmniej 1,5 dla Pu-239 - U-238. Stosunek reprodukcji reaktora prędkiego jest na ogół większy dzięki temu, że pochłanianie neutronów przez konstrukcję jest mniejsze. Dla systemu Pu-239 - U-238, a U-235 - U-238 w szczególności jest on większy dzięki rozszczepieniom na neutronach prędkich w U-238 i dużej wartości alfa /stosunek wychwytu nie prowadzącego do rozszczepienia dla przekroju na rozszczepienie w izotopie rozszczepialnym/ dla neutronów termicznych w Pu-239 i U-235.

Aby uzyskać wyższe stosunki reprodukcji średnia energia neutronów w reaktorze prędkim musi być wyższa niż 0,1 MeV. Poniżej tej energii wartość alfa szybko wzrasta redukując zysk reprodukcji.

Z technicznego punktu widzenia istnieją dwie możliwości wykorzystania energetycznego światowych złóż uranu i toru. Można by stosować wyłącznie reaktory prędkie lub reaktory termiczne wraz z kilkoma reaktorami prędkimi dla celów reprodukcji. Możliwość ekonomicznie określić, który schemat będzie ewentualnie zastosowany. Zawołaniem jest mówić, który system okaże się

- 27 -

ostatecznie lepszy. W chwili obecnej jednak z powodów przedstawionych w innym miejscu tego artykułu reaktory termiczne są bardziej zaawansowane. Jeżeli rzeczywistość reaktory termiczne zwyciężą to wytwarzanie energii jądrowej może rozwijać się w następującym kierunku: na początku cała energia będzie wytwarzana przez termiczne konwertyory używające jako surowiec U-238 lub tor. Ponieważ reaktory termiczne mogą skutecznie powielać w cyklu U-233-Th więc nie byłoby przypuszczalnie żadnych korzyści ekonomicznych stosowania reaktorów prędkich do tego celu, same zaś reaktory termiczne będą stosowane do eksploatacji energii ze źródeł torowych. Przypuszczają się, że pokłady toru stanowią około połowę całkowitego potencjału energii jądrowej. Dlatego na tej bazie termiczne torowe konwertyory będą stanowiły około połowę wszystkich reaktorów. Reaktory termiczne konwertujące uran naturalny nie mogą powielać i wymagają okresowego uzupełnienia materiałami rozszczepialnymi. Na początku U-235 otrzymany przez wzbogacenie uranu naturalnego będzie stosowany do tego celu. Później pluton produkowany przez reaktor prędkie stanie się tańszy niż U-235 otrzymywany przez wzbogacenie. W tym okresie reaktor prędkie przejmują funkcję dostarczenia paliwa dla energetycznych reaktorów termicznych. Stosunek reprodukcji termicznych konwertyorów jest bliższy 1,0, tak że jeden prędkie reaktor może zaopatrywać kilka reaktorów termicznych. A więc jeżeli konwertor posiada stosunek reprodukcji 0,9 a reaktor prędkie 1,5 wówczas reaktor prędkie może zaopatrywać 5 termicznych konwertyorów, każdy o mocy równej mocy reaktora prędkiego.

A zatem w przyszłości pierwotną funkcją prędkiego reaktora powielającego będzie zaopatrywanie w materiał rozszczepialne reaktorów termicznych, które będą praktycznie produkować energię. W ten sposób całkowita energia w światłowych złączach uranu U-238 może być w zupełności wykorzystana. Chociaż w takim schemacie liczba prędkich reaktorów byłaby nie wielka, istnienie ich jest bezwzględnie uzasadnione. Bez nich większa część energii zmagazynowanej w U-238 byłaby niedostępna. Z tego powodu bez względu na to, który typ reaktora okaże się bardziej ekonomiczny rozwój prędkich reaktorów energetycznych powielających jest niezbędnym.

Program reaktorów prędkich Amerykańskiej Komisji Energii Atomowej

W. Kenneth Davis dyrektor Oddziału Rozwoju Reaktorów USAEC przemawiając na posiedzeniu PRDC oświadczył, że program reaktorów prędkich jest jednym z głównych problemów rozwoju reaktorów AEC dla celów cywilnych. Oto główne punkty programu.

EBR-I

Doświadczalny reaktor powielający zostanie przebudowany z nowym rdzeniem Mark III i będzie służył do

- 28 -

badania zmniejszenia lub zwiększenia termicznego wyginania elementów paliwowych. Budownictwo reaktora EBR-I przy tych warunkach pozwoli uzyskać odpowiedź, czy wyginanie elementów było przyczyną nagłego dodatniego współczynnika temperaturowego w reaktorze EBR-I z rdzeniem Mark II. Podano do wiadomości, że EBR-I z rdzeniem Mark III rozpocznie pracę w sierpniu 1957 r. Będą nadal prowadzone badania współczynnika temperaturowego i rezonansowej niestateczności aż do grudnia 1958 r. Planuje się wmontowanie rdzenia Mark IV zawierającego pluton na początku 1959 r. W roku 1960 EBR-I może być przeznaczony dla szkolenia inżynierów reaktorowych i operatorów.

EBR-II

Reaktor EBR-II jest to prędkie reaktor powielający o ulepszonej konstrukcji na podstawie doświadczeń z reaktorem EBR-I. Moc jego będzie 62,5 MW tj. 50 razy większa niż moc reaktora EBR-I. W porównaniu z reaktorem EFFER o mocy 300 MW reaktor EBR-II jest bardziej nowoczesnym reaktorem. Reaktor EBR-II ma dostarczyć danych dla konstrukcji reaktorów większych niż EFFER. Program zaleca przeprowadzenie badań w kierunku polepszenia pewności dużych systemów sodowych. Budowa rozpocznie się w maju 1957 r., a stan krytyczności będzie osiągnięty w czerwcu 1959 r.

Reaktor o mocy zerowej

Reaktor ZPR-III jest prędkie o mocy zerowej w Narodowej Stacji Badań Reaktorów w Idaho. Jest on stosowany do modelowania konfiguracji rdzenia dla właściwych prętów reaktorów energetycznych. Podjęto serię doświadczeń na ZPR-III celem określenia znaku i wielkości efektu Dopplera w reaktorze prędkim. Tymczasowe wyniki wskazują, że efekt Dopplera jest mniejszy niż przypuszczano i dlatego nie może on być przyczyną dodatniego współczynnika temperaturowego w EBR-I. Reaktor ZPR-III służy do dostarczenia właściwych danych konstrukcyjnych i jądrowych dla reaktorów EBR-II i EFFER. Reaktor ZPR-V zbudowany w Lemont w stanie Illinois jest sprzężony z zestawem prędkie neutrony termiczne neutrony, który ma służyć do zbadania możliwości tej koncepcji dla reaktora energetycznego. Około 95% rozszczepienia powodują neutrony prędkie w środkowej strefie dwustopniowego rdzenia, pozostałe 5% rozszczepień powodują neutrony termiczne w zewnętrznej strefie rdzenia. Reaktywność całego systemu zmienia się przez regulację neutronów termicznych.

LMAPRE /Los Alamos Molten Plutonium Reactor Experiment/

Jest to eksperymentalny reaktor z płynnym plutonem w Los Alamos. Ma on na celu wykazać możliwość budowy prędkiego reaktora energetycznego, w którym pluton byłby w stanie ciekłym. Reaktor taki nie wymagałby

- 29 -

regeneracji paliwa i innych problemów technologicznych związanych z paliwem stałym. Zastosowanie ciekłego paliwa powinno również poprawić warunki odprowadzenia ciepła. Obecnie planuje się cały program podzielić na 3 fazy; projekt, budowa, krótkotrwała praca jako reaktor doświadczalny - LAMPRE-I, projekt, budowa i długotrwała praca dużego i bardziej zaawansowanego reaktora doświadczalnego - LAMPRE-II, projekt, budowa i praca jako reaktor energetyczny - LAMPRE-III. LAMPRE-I będzie pracował z mocą 1 MW i będzie chłodzony sodem. Stop plutonu o niskiej temperaturze topliwości będzie znajdował się w postaci płynnej w przestrzeniach pomiędzy rurami chłodzącymi. Reaktor będzie krytyczny w końcu 1958 r.

Wytopienie reaktora

Narodowe Laboratorium Argonne /ANL/ ozni wysiłki, aby uzyskać więcej danych o wytopieniu w obecności sodu. Szczegółowe obserwacje rdzenia Mark II dostarczyły podstaw dla sprawozdania, które będzie wkrótce opublikowane. Rdzeń ten będzie przebudowany w następstwie wypadku wytopienia w EBR-I. ANL planuje badania konsekwencji spadnięcia stopionego uranu do płynnego sodu. Tymczasowe dane będą dostępne w lipcu 1957 r.

Wspólny program Laboratorium Naukowego w Los Alamos i ANL ustala wykonanie szczegółowej teoretycznej analizy maksymalnego prawdopodobnego wypadku, który mógłby powstać na skutek wytopienia. Wyniki dobre od do rzędu wielkości są oczekiwane w przebiegu roku. ANL zaprojektowało budowę urządzenia jądrowego do stapiania, aby dokładnie poznać mechanikę stapiania dla specjalnych typów elementów paliwowych. Urządzenie to byłoby umieszczone w Narodowej Stacji Badawczej Reaktorów i budowa trwałaby około 18 miesięcy.

Obudowy reaktorowe

Różne organizacje zawierają kontrakty z AEC na obliczenia i badania z obudowami reaktorów. Laboratorium Artylerii Morskiej /NOL/ w White Oak w stanie Maryland bada ogólne problemy obudów dla reaktorów termicznych i prędkich o normalnych wielkościach. NOL wykorzystuje dane konstrukcyjne reaktora EPFR dla większości swych prac.

Dalej Balistyczne Laboratorium Badawcze /w Aberdeen Proving Ground/ określa główne kryteria konstrukcyjne dla zbiorników obudów z punktu widzenia podmuchu i wstrząsu. Fundacja Badań Uzbrojenia bada charakterystyki fal wstrząsowych, aby skonstruować osłony przeciwpodmuchowe dla reaktorów. W końcu Laboratorium Narodowe Oak Ridge studiuje rozkład i charakterystyki produktów rozszczepieniowych, które wyzwaliłyby się przy nagłym wrzroście mocy reaktora jądrowego.

- 30 -

Reaktor "Enrico Fermi" - projekt pierwszego reaktora powielającego na neutronach prędkich

Zgodnie z projektem, prędkie reaktory powielają-
oy "Enrico Fermi" ma posiadać moc cieplną 300 MW, zaś
moc elektryczną netto 90 MW. Paliwem jest wzbogacony
27% uran. Reaktor będzie również powieliał pluton przy
współczynniku powielania 1,20. Ciepło z reaktora jest
przekazywane do wytwornic pary za pośrednictwem dwu sc-
dowych obwodów chłodzących i wtórnego. Wytwarzana para
posiada temperaturę 400° i ciśnienie 40,8 atm. Podsta-
wowe wielkości charakteryzujące różne części siłowni
ujmuje tabela. Zakład leży ok. 30 mil na północ od
Detroit i 25 mil od Toledo w miejscowości Lugocum Beach
nad jeziorem Erie.

Rdzeń i płaszcz składa się z podzespołów o prze-
kroju kwadratowym, zestawionych w kształcie prostego
walcu o średnicy 203 cm i wysokości 178 cm. Rdzeń jest
całkowicie otoczony materiałem rdnym. Podzespoły dzie-
lą się na cztery rodzaje w zależności od zawartości róż-
nych materiałów jądrowych. Ich wymiary zewnętrzne są
te same, lecz możliwość zamiany miejscami jest wyklu-
czona ze względu na różnice w konstrukcji podstawy.
Ilości poszczególnych podzespołów są następujące:

| Rodzaj | Liczba | Zawartość |
|------------------|--------|----------------------|
| rdzeń | 91 | U-235, U-238 |
| płaszcz radialny | 572 | U-238 |
| osłona termiczna | 198 | Stal |
| regulacja | 10 | pręty wypełnia borem |

W czasie pracy w rdzeniu znajdują się będą je-
dynie dwa pręty kompensacyjne. Pozostałe ciem stanowi
pręty awaryjne. Podczas pracy będą one zawieszane nad
płaszczem, a ich miejsce w rdzeniu wypełnią będzie sól.
Chłodzący układ sodu przepływa przez podzespoły z dołu
w górę. Przepływy są następujące: 90% jest kierowane
przez podzespoły rdzenia, 7% przez płaszcz radialny,
zus 2% przez miejsca po prętach regulacyjnych. Pozosta-
ły 1% przepływu rezerwuje się dla chłodzenia osłony ter-
micznej i na upływy wskutek nieszerokości.

Podzespoły rdzenia zawierają w swej dolnej i gór-
nej części elementy płaszcza osiowego, każdy o długości
46 cm oraz 78-cm sekcję paliwową. Sekcja paliwowa za-
wiera 144 elementy w postaci cienkich prętów utworo-
nych metodą wytłoczenia gąbki cyrkowej razem z 10% sto-
pem paliwowym V + Mo. W czasie procesu wytłoczenia po-
wstaje więc metaliczna miódzy koszulką i paliwem. Wyma-
gane rozmiary uzyskano poprzez kucie próżniowe na zimno
połączone z wygrzewaniem.

Osłowe elementy składają się z cienkich prętów
uranu umieszczonych w rurkach ze stali nierdzewnej.
Wolną przestrzeń wypełnia sól zapewniający styk o małym
opozie cieplnym. Przewidziano również wydłużenie się
uranu powstałe wskutek wahań cieplnych i zniszczenia
radiacyjnego.

- 31 -

Pręty płaszczu radialnego stanowią rurki ze stali nierdzewnej, z których każda zawiera osiem kawałków uranu oraz sól dla zmniejszenia oporu cieplnego. Pozostała przestrzeń o długości 12,7 cm przeznaczona jest na "rośnięcie" uranu. Wokół rurek owinięty jest spiralnie drut ze stali nierdzewnej utrzymujący rozstawienie prętów.

Pręty otrzymane z procesu wylączania i kucia profilowego mają długość przekraczającą nawet 3,6 m. Tnie się je następnie na odcinki o długości 77,5 cm i odcinki te zaostrza się na jednym końcu przy pomocy kucia, a drugi przypada się do przygotowanego wspornika oyrkconwego. Ostatnim krokiem jest wygrzewanie dla zwiększenia stabilności radiacyjnej.

Jednym z kryteriów projektowych jest warunek, aby stop paliwowy - nawet przypadkowo - nie przekroczył punktu topnienia wynoszącego 1130°C. Warunek ten ogranicza stałą temperaturę paliwa do maks. 700°C. Ograniczenie maksymalne temperatury płaszczu do 650°C jest narzucone przez temperaturę nieodwracalnego przejścia fazy węgla alfa-beta czystego uranu. Ponadto płaszcz radialny jest zaprojektowany na maksymalne warunki odbioru ciepła w przeciwieństwie do warunków rdzenia. Gdy moc wzrasta, rdzeń wytrzyma ale płaszcz nie.

Ustawienie podzespołów. Podzespoły utrzymywane są we właściwym położeniu przy pomocy płyt wspornikowych oraz płyty utrzymującej. Płyta utrzymująca zaopatrzenie jest w wyżłobienia uchwytowe na głowice manipulacyjne poszczególnych podzespołów. Gdy płyta przesuwana się w dolne położenie, nacisk na głowice manipulacyjną przesuwają podzespół w dół ścisnąc sprężyny w dolnej części podzespołu. Podzespół jest wówczas przyciskany do płyty przez ściśniętą sprężynę i przepływ czynnika chłodzącego.

W czasie gdy reaktor jest wyłączony dokonuje się wymiany paliwa i fusowania elementów płaszczu radialnego. Czynności te wykonują zdalnie sterowane urządzenia. Czas wyłączenia niezbędny do dokonania załadunku paliwa wynosi 10 do 20 godzin na tydzień. Reaktor można załadować co tydzień, dwa tygodnie lub miesiąc - zależy to od analizy rzeczywistych ekonomicznych warunków pracy. Podzespoły płaszczu będą wymieniane w około 180 grupach, nieco rzadziej.

Uchwyt maszyny manipulacyjnej można umieścić nad dowolnym podzespołem reaktora wskutek złożenia ruchu obrotowego wokół osi centralnej "korba" oszony i własnego ruchu obrotowego maszyny wokół osi położonej minośrodkowo. Podzespół umieszcza się wtedy w pustym "sązoku" na pewnego rodzaju obrotnicy.

Po upływie określonego czasu chłodzenia zeberkowany tygiel z podzespołem zostaje poprzez rurę wyjściową wciągnięty do poruszającego się po szynach "beczkowozu". W beczkowozie następuje wymiana tygli zabranych

- 32 -

z obrotnicy na inne dostarczone z miejsca składowania zawierające świeże podzespoły. Podzespoły te są następnie przenoszone z obrotnicy na właściwe miejsce w rdzeniu lub płaszczu.

Jak już wspomnieliśmy, bezpośrednio po wyjęciu z reaktora podzespoły mogą być przechowywane w obrotnicy umieszczonej w sądzie. Pozostają tam one na okres czasu pomiędzy kolejnymi przeładowaniami. Przewidziane jest ponadto dodatkowe miejsce dla przechowywania 26 elementów na zewnętrznej krawędzi płaszczu radialnego. "Beczkwóz" posiada własny układ chłodzący /z gazem obojętnym/ dla chłodzenia zabrowanych tygli zabranych z obrotnicy.

Pełny cykl załadowczy dzieli się na następujące czynności:

1. obniżenie mocy reaktora do zera
2. wyłączenie przepływu sodu
3. odłączenie prętów regulacyjnych
4. podniesienie urządzenia zaczepowego
5. podniesienie napędów prętów regulacyjnych
6. umieszczenie w "beczkowozie" podzespołów zmagazynowanych na obrotnicy
7. zastąpienie usuwanego podzespołu świeżym
8. przeniesienie podzespołu z rdzenia lub płaszczu na puste miejsce w obrotnicy
9. usunięcie maszyny manipulacyjnej i obrót obrotnicy do położenia takiego, że świeży podzespół znajduje się pod uchwytem odbiorczym
10. umieszczenie świeżego podzespołu na pustym miejscu w obrotnicy.

Czynnik chłodzący podawany jest pod ciśnieniem 7,5 atm. przez trzy rury wlotowe o świetle 35,6 cm. Następnie, przepływając przez kwadratowe otwory w podstawie, chłodziwo dostaje się do rdzenia i pierwszego rzędu elementów płaszczu. Reszta czynnika przepływa pod ciśnieniem 1,4 atm. przez trzy rury o średnicy 15,2 cm, a następnie przez kanał wlotowy w podstawie dostaje się do układu osłony termicznej i płaszczu radialnego.

W płycie podstawy istnieją ponadto otwory /które można zamknąć/ zabezpieczające właściwy przepływ przez rury mieszające pręty regulacyjne oraz przez całą tę termiczną. Istnieje również możliwość powiększenia ilości otworów wlotowych do podzespołów paliwowych.

Chłodziwo obiegu pierwotnego nie będzie zawierać żadnych zanieczyszczeń oraz tlenu sodu. Przed uruchomieniem sól ulegnie zefiltrowaniu, a celem usuwania tlenu w czasie pracy pewna część sodu będzie przepływać przez zimne odgałęzienie /cold trap/.

Nawet w najniższej temperaturze układu stężenie tlenu sodu będzie leżeć znacznie poniżej punktu nasycenia. Ewentualny osad może nastąpić jedynie w pośrednim wymienniku ciepła lub przewodach.

POOR ORIGINAL

- 33 -

Oczęści obwodu pierwotnego będą przypuszczalnie ulegać korozji. Składniki korczyjne usuwać będzie filtr umieszczony w zimnym odgałęzieniu.

Reaktor jest regulowany przez osiem prętów awaryjnych i dwa kompensacyjne. Podczas pracy pręty awaryjne są całkowicie wysunięte; służą one jedynie do szybkiego zatrzymania reaktora i gdy są wsunięte utrzymują reaktor znacząco poniżej stanu krytycznego. Pręty kompensacyjne regulują poziom mocy.

Pręty awaryjne. Pręt awaryjny składa się z czterech części: głowicy tłumiącej, części zatrutej/absorbującej, trzonu i głowicy zaczepowej. Gdy pręt jest zawieszony tuleja pod urządzeniem zaczepowym ścisła sprężynę przyspieszającą. Zaczep głowicy jest uchwyciony wówczas przez wspomniane urządzenia zaczepowe za pośrednictwem polowytu elektromagnetycznego. Spadek strumienia magnetycznego zwalnia pręt, który zostaje wrzucony przez sprężynę w dolne położenie wyłączając reaktor.

Część zatruta/absorbująca, o długości równej wysokości rdzenia, stanowi pusty cylinder z węgliku boru. Bor jest wzbogacony w B-10, izotop mający duży przekrój czynny na reakcję n, α na szybkich neutronach. Wewnątrz tuleja umieszczona jest pozostała rura ze stali nierdzewnej, w której przepływa sód. Porowatość rury pozwala na przenikanie sodu o zapewnieniu dobrego styku cieplnego. Poza tym porowatość umożliwia odprowadzenie do strumienia sodu helu powstałego w reakcji n, α . Pomimo to węgiel boru nie może przeniknąć przez rurę. Pręty awaryjne posiadają trzy rodzaje ruchu: a/ ruch w górę i w dół z prędkością 5 cm/min. Napęd pręta odbywa się za pośrednictwem trybu zębatego przez trójfazowy indukcyjny silnik zwrotny; b/ ruch w dół pod wpływem siły ciężkości/ważki pędzonej przez siłę z prędkością 6,3 cm/sek. Prędkość ta jest regulowana hamulcem odrzutowym napędzanym przez zębatkę. Sprężnio magnetyczne odciąża wówczas silnik od przekładni; c/ ruch w dół z prędkością 2,5 m/sek. Pręt wrzuca sprężyna przyspieszająca, zwolniona przez sygnał alarmowy.

Pręty kompensacyjne. Składają się one z trzech części: części zatrutej/absorbującej, trzonu i głowicy zaczepowej. Sód przepływa przez pięć równoległych do osi kanałów wyłożonych - podobnie jak w prętach awaryjnych - porowatych, stalą nierdzewną. Posiadają tylko jeden rodzaj ruchu o prędkości 20,3 cm/min. Napędzane są przez silnik za pośrednictwem trybu i zębatego.

Zabezpieczenie pomocnicze. W czasie przeładunku paliwa podstawowe środki bezpieczeństwa nie działają, ponieważ pręty regulacyjne są odczepione i wprowadzone osławkowicie do rdzenia. Aby umożliwić w tym czasie powstanie nadmiaru reaktywności, jakie może zajść przy zmianie geometrii paliwa, urządzenie manipulujące zespołami może wykonać szybki ruch zwrotny. Dla zapewnienia nieprzerwanego działania urządzeń zabezpieczających

- 34 -

używa się dwu źródeł neutronów po 200 curie typu antymon-baryl. Źródła te o długości 10 cm leżą nieco poniżej środka rdzenia w rurach prowadzących pręty kompensacyjne. Przy projektowaniu osłon przyjęto następujące kryteria:

1. Należy ograniczyć, przy pomocy osłony biologicznej, dawkę do 1/10 dawki przyjętej w AEC/ekapczycja 40 godz/tydzień/. Dawka dopuszczalna AEC wynosi 300 mr/tydzień.

2. Przestrzeń zamknięta dla dostępu ludzi /z chłodziwem wtórnego obiegu/ powinna być zabezpieczona od strony części aktywującej osłoną zmniejszającą strumień neutronów do 10^4 n/cm²sek.

3. Zbiornik reaktora w czasie całego czasu użytkowania nie powinien otrzymać dawki większej niż 10^{22} n/cm². Ogranicza to strumień neutronów szybkich do $3 \cdot 10^{13}$ n/cm²sek.

4. Dla ograniczenia nagrzewania się i strat wody z osłony betonowej, temperatura betonu nie powinna przewyższać 93°C. W związku z tym strumień neutronów i fotonów gamma na powierzchni betonu nie może przekroczyć $4 \cdot 10^{10}$ MN/cm²sek.

Osłony można ogólnie podzielić na pierwotną tworzącą rdzając zbiornika, wtórną połączoną wokół pierwotnej i biologiczną tworzącą poziom obsługi i zawierającą zewnętrzny zbiornik reaktora.

Zewnętrzny zbiornik reaktora

Zewnętrzny zbiornik zawierający reaktor zabezpiecza w razie wypadku przed wydostaniem się na zewnątrz promieniotwórczych produktów rozszczepienia i sodu. Zbudowany jest w kształcie pionowego walca o półkuliastym wierzchołku i elipsoidalnym dnie. Wewnętrzna średnica wynosi 21,7 m, wysokość zewnętrzna - 36,2 m. Ścianki mają grubość 2,7 cm i są sporządzone ze stali ASTM A-201 Firebox-quality Grade B. Warunki projektowe:

| | |
|-------------------------|----------|
| Ciężnienie staocjenarne | |
| dodatnie | 2,2 atm. |
| ujemne | 0,34 " |
| temperatura stali | 343°C |

Personel wchodzi do środka przez służbę powietrzną z blokowymi drzwiami, które nie mogą być otwarte jednocześnie. Istnieje również mała służa zapasowa. Wyposażenie i części wprowadza się przez większy wjazd, blokowany w ten sposób, że nie może być otwarty podczas załadunku lub pracy reaktora.

Charakterystyka prędkiego reaktora powielającego "Enrico Fermi"

Dane ogólne

| | | |
|-------------|---------|--------|
| Moc | | |
| termiczna | | 300 MW |
| elektryczna | /pełna/ | 100 MW |
| | /netto/ | 90 MW |

- 35 -

| | |
|--|--------------------------|
| Masa krytyczna U-235 | 485 kg |
| Współczynnik powielania | 1.20 |
| Obwody chłodzone pierwotny i wtórny | Na |
| Współczynnik temperatury $\Delta u/u/^\circ C$ | -24.0 x 10 ⁻⁶ |
| Rdzeń | |
| wysokość | 79,2 cm |
| średnica | 77,5 cm |
| objętość | 330 l. |
| moc wiązki | 553 kW/kg U-235 |
| skład /% objętości/ | |
| U-235 | 7,75 |
| U-238 | 21,35 |
| Zr, Mo, stal nierdzewna | 24,7 |
| Na | 46,2 |
| Ilość podzespołów paliwowych | 91 |
| Ilość pręcików w zespole | 144 |
| Koszulkowanie paliwa | Zr |
| Max. temperatura paliwa | 700°C |
| Płaszcz | |
| Część radialna | |
| średnica wewnętrzna | 77,5 cm |
| średnica zewnętrzna | 200 cm |
| wysokość | 170 cm |
| objętość | 4560 l. |
| Rozmiary pręcików | |
| średnica zewnętrzna /z koszulką/ | 1125 cm |
| średnica uranu | 1054 cm |
| grubość wiążącej warstwy sodu | 0,010 cm |
| Skład /% objętości/ | |
| U-238 | 46,7 |
| Na | 34,0 |
| stal nierdzewna | 19,3 |
| Część osiowa | |
| średnica | 77,5 cm |
| wysokość | 46 cm |
| objętość | 368 l. |
| Skład /% objętości/ | |
| U-238 | 46,7 |
| Na | 47,3 |
| stal nierdzewna | 16,6 |
| Regulacja | |
| wymagana Δ /w dclarach ^{x/} / | |
| maksymalny nadmiar reaktywności | 0,92 |
| zmienna reaktywność kompensowana przez pręty kontrolne | 8,92 |

^{x/} Nadmiar reaktywności, który wprowadza reaktor w stan krytyczny na neutronach natychmiastowych nazywa się dclarem. Dla reaktora Enrico Fermi 1 dclar - 0,75 %.

- 36 -

| | |
|---|---|
| Pręty awaryjne | |
| liczba | 8 |
| reaktywność jednego pręta | 1.00 |
| długość części zatrutej | |
| /absorbującej/ | 83,8 cm |
| poprzeczny przekrój pręta | 25,8 cm ² |
| ciężar jednego pręta | 22,7 kg |
| max. szybkość wsunięcia | 0,75/sek |
| szybkość alarmowa | 25/sek |
| czas usunięcia /8 prętów/ | 27 min. |
| Pręty kompensacyjne | |
| liczba | 2 |
| reaktywność obu prętów | 0,92 |
| Parametry fizyczne | |
| Średni strumień efektywny w rdzeniu | 0.5 x 10 ¹⁶ /cm ² sek |
| Średnia energia neutronów w rdzeniu | 0,25 MeV |
| Czas zużycia neutronów natychmiastowych | 0,2 μ sek |
| Stosunek mocy maksymalnej do średniej w rdzeniu | |
| osiowo | 1,32 |
| radialnie | 1,21 |
| oalkowicie | 1,60 |
| Stosunek mocy płaszcza do mocy oalkowitej | 0,074 |
| Zbiorniki | |
| Zbiorniki reaktora | |
| materiał | stal nierdzewna 304 |
| wysokość | 10,55 m |
| max. średnica | 4,37 m |
| max. grubość | 5,08 cm |
| ciężar /pusty/ | 254 t |
| Pierwotny zbiornik osłonny | |
| materiał | stal węglowa |
| wysokość | ASTM A-285 GrC |
| max. średnica | 11,8 m |
| ciężar /pręty/ | 1,2 m |
| Zewnętrzny zbiornik reaktora | 81 t |
| materiał | stal węglowa |
| wysokość | ASTM A-201 GrB |
| średnica wewnętrzna | 36,2 m |
| max. grubość ścianki | 21,7 m |
| Pierwotny obwód chłodzący | 2,7 cm |
| Całkowity ciężar sodu | 124 t |
| Temperatury w pośrednim wymienniku ciepła | |
| wejście | 425°C |
| wyjście | 290°C |
| Przepływ oalkowity | 595C t/godz. |
| Spadek ciśnienia /oalkowity/ | 6,3 atm. |

- 37 -

| | |
|--|-----------------------|
| Przewody łączne | |
| material | stal nierdzewna 304 |
| średnica /układ pompowy ^{x/} | 76,2 cm |
| grubość ścianki /układ pompowy/ | 0,95 cm |
| ciśnienie projektowe | 8,5 atm. |
| temperatura projektowa | 540°C |
| średnia prędkość przepływu | 1,45 m/sek |
| Wtórny obwód chłodzący | |
| Całkowity ciężar sodu | 50 t |
| Temperatury w pośrednim wymien- niku ciepła | |
| wejście | 268°C |
| wyjście | 41°C |
| Przepływ całkowity | 5950 t/godz. |
| Spadek ciśnienia /całkowity/ | 1,22 atm. |
| Przewody łączące | |
| material | * stal nierdzewna 304 |
| średnica | 40 cm |
| grubość ścianki | 0,95 cm |
| ciśnienie projektowe | 20,4 atm. |
| temperatura projektowa | 540°C |
| średnia prędkość przepływu | 5,4 m/sek |
| Układ parowy | |
| material /rury, kolektory/ | stal nierdzewna 304 |
| ilość wytwarzanej pary | 154 t/godz. |
| ciśnienie pary | 40,8 atm. |
| temperatura pary | 400°C |
| temperatura wody zasilającej | 204°C |
| przekazywane ciepło /kcal/godz./ | |
| całkowite | 86.10 ⁶ |
| przegrzewacz | 15,3.10 ⁶ |
| strumień ciepła /kcal/m ² / | |
| podgrzewacz wody zasilającej | 106000 |
| I część odparowywacza | 345000 |
| III część odparowywacza | 435000 |
| przegrzewacz | 41800 |
| średnie różnice temperatury | |
| podgrzewacz wody zasilającej | 80 |
| I część odparowywacza | 104 |
| II część odparowywacza | 206 |
| przegrzewacz | 11,4 |

^{x/} Przewody łączące pompy z reaktorem składają się z nr 40 cm /przepływ 100%/, 35,6 cm /przepływ 90%/
oraz 15,2 cm /przepływ 10%/.

50X1-HUM

Biuro Pełnomocnika Rządu
do spraw wykorzystania
energii jądrowej

Nie do publikacji

P O S T Ę P Y
T E C H N I K I R E A K T O R O W E J

IV

 dodatek do Nr 9/10
 Biuletynu Informacyjnego
 1 9 5 7

- 2 -

S p i s t r e ś c i

| | Str. |
|---|------|
| 1. Złoże uranowe | 5 |
| 2. Wydzielanie i oczyszczanie paliwa reaktorowego z koncentratów uranowych | 8 |
| 3. Powstawanie produktów rozszczepienia w reaktorach termicznych przy dużym wypaleniu | 16 |
| 4. Bezpieczeństwo przy przeróbce roztworu paliwa reaktorowego | 27 |
| 5. Reaktor do badań inżynierskich | 32 |
| 6. Reaktor o zwartej budowie, niskim koszcie wykonania i zwiększonym stopniu bezpieczeństwa | 60 |
| 7. MITR: Reaktor badawczy MIT | 66 |
| 8. Podkrytyczny reaktor | 70 |
| 9. Reaktory energetyczne chłodzone gazem | 75 |
| 10. Reaktor o cyrkulującym paliwie | 101 |
| 11. Reaktor z samoczynną regulacją wrzenia ... | 103 |

ZŁOŻA URANOWE

E. Bederke

Atomkernenergie, 1, 308-310, /1956/

W świetle obecnej oceny zastosowania, uran zostanie na długi jeszcze okres czasu najważniejszym surowcem dla produkcji energii jądrowej w skali przemysłowej. Z tych też względów duże znaczenie posiada bliższe poznanie tego pierwiastka i jego występowania w skorupie ziemskiej.

W postaci śladów uran występuje prawie we wszystkich skałach i produktach zwietrzenia. Dają się jednak zauważyć znaczne różnice w jego stężeniu w zależności od rodzaju i sposobu powstawania tych skał. Spośród skał magmowych granity o dużej zawartości krzemionki wykazują największą koncentrację uranu. Wynosi ona średnio ok. 4 g/t natomiast w bazaltach z niskiej zawartości krzemionki koncentracja uranu wynosi zaledwie ok. 0,8 g/t a jeszcze mniej bo poniżej 0,1 g/t w skałach magmowych ultrazasadowych. Ponieważ skały ultrazasadowe według obecnego stanu naszej wiedzy utworzyły pierwotną powłokę krzemianową ziemi, z której wskutek zjawisk dyferencji wytworzyła się skorupa bazaltowa, a w obrębie kontynentów granitowa, widzimy, że stosunkowo "wysoka" zawartość uranu w granicie wiąże się ze zjawiskami wtórnego wzbogacenia związanego z tworzeniem się samego granitu. Przeciętna zawartość uranu w granicie jest pięćdziesiąt razy wyższa niż w perydotach tworzących powłokę krzemianową ziemi.

Większe jeszcze różnice w zawartości uranu występują w skałach wtórnych czyli osadowych. Ogólnie biorąc skały okruchowe zawierają tyle samo uranu co i skały, z których powstały. Również tutaj mogą zachodzić przypadki lokalnego wzbogacenia w minerały radioaktywne o wysokim ciężarze właściwym.

Osady chemiczne utworzone przez wytrącanie się w drodze czysto chemicznych procesów wykazują szczególnie niską zawartość uranu, natomiast osady biogeniczne wykazują czasami pewne wzbogacenia. Utworzeniu się złożeń uranowego nadającego się do eksploatacji towarzyszą w każdym przypadku szczególnie zjawiska koncentracji resztek pomagmowych. Najważniejszym z nich jest działalność ostatecznych roztworów dyferencjacji. Magma - płynna część wnętrza ziemi przedstawia sobą roztwory wieloskładnikowe z licznymi ciężkimi i lekkimi składnikami. Przede wszystkim graniczne magmy są stosunkowo bogate w łatwo lotne części składowe. One wzbogacają się w roztworach końcowych podobnie jak i te o niskiej koncentracji - gdy przy krzepnięciu magmy krystalizują trudnolotne części. Wysoko temperaturowe roztwory koi-cowe, zawierające jeszcze duże ilości krzemianów, tworzą w zakresie temperatur 550-650°C. tak zwane granitopegmatyty, tj. gruboziarniste agregaty kwarcu i szpatu

- 4 -

polnego z zawartością miki.

W takich pegmatytach gromadzą się rzadkie składniki między innymi uran i to przeważnie w formie dobrze wykształconych kryształów blendy uranowej / UO_2 względnie U_2O_5 lub uranitu. Pegmatyty uranonośne znajdują się we wszystkich częściach świata, posiadają jednak ograniczone znaczenie w porównaniu ze złożami hydrotermalnymi, które zostały wytrącone z gorących wodnych roztworów granitycznej magmy w temperaturach poniżej 500°C, tworząc jak gdyby wypełnienie żył. Do tego rodzaju złóż należą największe znane złoża rud uranowych w Kongo Belgijskim i Kanadzie, jak również w górach Kruszcowych, a w szczególności w Joachimowie. Weźmy za punkt naszych rozważań złoża rud uranowych w Joachimowie. Złoża te mają widoczny związek z istniejącym masywem granitowym. Granit odznacza się tu szczególnie wysoką zawartością minerałów zawierających bor i fluor i od roku 1911 uważany jest za granitową rudę uranową, ponieważ często zawiera mikroskopowe drobne wtrącenia blendy smolistej. Szczególnie wyraźnie uwidacznia się to w często występujących soczewkach turmalinowych. Towarzyszy im również fluoryt o barwie ciemno-fioletowej, który przy uderzeniu wydaje duszący zapach fluoru. Zabarwienie i wywiązywanie wolnego fluoru przypisać należy częściowemu zniszczeniu siatki krystalicznej przez bombardowanie cząsteczkami alfa, które pochodzą z izotopu uranu.

O ile już w tych bogatych w gaz partjach granitu nastąpiło pewne wzbogacenie w uran, to właściwe złoża znajdują się dopiero w hydrotermalnie powstałych minerałach. Są to wypełnienia szczelin w osłonie granitu, które czasami są tylko kilka decymetrów szerokie i rzadko przekraczają miąższość jednego metra. W tych złóżach towarzyszą rudzie uranowej inne rudy, a skale płonnej kwarc, dolomit i trochę szpatu. Dolomit przy tym znajdujący się w sąsiedztwie blendy uranowej zabarwiony jest na kolor czerwono-brązowy na skutek radioaktywnego promieniowania. Zabarwienie dolomitu może służyć podobnie jak i zabarwienie fluorytu jako wskazówka występowania rud uranowych. W okręgu Joachimowa znajduje się około 20 żył uranowych, nadających się do eksploatacji i przebiegających z północy na południe. Złoża zawierają w częściach powierzchniowych rudy ołowiu, srebra, niklu i kobaltu oraz w ubiegłych wiekach były eksploatowane dla produkcji srebra. W miarę schodzenia w głąb zawartość uranu wzrasta. Masa złożowa zawiera przeciętnie około 1% blendy uranowej. Występują również miejscowe nagromadzenia rud uranowych o miąższości warstwy 15 do 20 cm. Uranonośne rudy kobaltu i niklu występują również w innych miejscach masywu granitowego. Nadające się do eksploatacji złoża rud uranowych zawierające szpat wapienny i fluoryt jako minerały towarzyszące są również dość pospolite w Sudetach. Znajdują się one tutaj w ścisłym związku ze złożami rud żelaznych i to zarówno w górach Olbrzymich jak

- 5 -

i w Górach Snieżnych /pasmo Kłodzkie/. Przy czym istnieje tutaj wyraźny topomineralny stosunek złóż zawierających uran i złóż rudy magnetytowej. O wiele starsza ruda żelazna działała wyraźnie wytrącająco na uran zawarty w gorących roztworach krążących w szczelinach. Jednocześnie z rudą żelazną już przed ostatnią wojną wydobyto w kowarach wiele ton blendy uranowej jako produktu ubocznego. Tutaj jak i w górach Snieżnych rozwinęło się przeważnie kopalnictwo uranu. Podczas gdy w Górach Kruszcowych, Karkonoszach i górach Snieżnych /pasmo Kłodzkie/ znane są złoża bogate w blendę smolistą, to w Górach Świerkowych występują tylko złoża torbernitu - to jest urodzonego fosforanu miedzi i uranu - chociaż w granitach Gór Świerkowych występuje częściowo blenda smolista w bardzo wielkim rozdrobieniu. Wszystkie dotychczas wymienione miejsca należą do osłony masywu czeskiego. Bogate jak na stosunki europejskie złoża rudy uranowej w Górach Kruszcowych i Sudetach ustępują miejsce złożom uranowym w Kongo Belgijskim i w Kanadzie, gdzie rocznie wydobywa się wiele tysięcy ton blendy smolistej. Także te duże złoża rudy uranowej pochodzą z granitów przy czym zaznaczyć należy, że sławne złoża Shinkolobowe w Kanadzie znajduje się na granicy pneumatolityczno-hydrotermalnej na co wskazują minerały towarzyszące. Według nowszych poglądów wydaje się także, że złoża Colorado w Stanach Zjednoczonych wyodrębliły się z hydrotermalnych impregnacji blendą uranową różnymi sterych piśkowców. Obecnie jednak najbardziej rozpowszechnioną tutaj rudą jest karnotyt zawierający obok uranu i potasu równocześnie cenny wanad. Drugim procesem wzbogacającym i mogącym prowadzić do powstania złóż nadających się do eksploatacji jest tworzenie się skał osadowych. Już przy tworzeniu się skał okruchowych może dojść do wzbogacenia w rudę uranową. W konglomeratach kwarcowych południowo afrykańskich, które tworzą największe na świecie złoża złota, w większości przypadków zawartość uranu wielokrotnie przewyższa zawartość złota; uran w tych minerałach jest częściowo związany z substancją organiczną, a częściowo występuje jako zlepek blendy smolistej. Ma się tu do czynienia z bardzo starymi złożami uranowymi, których zawartość uranu pierwotnie pochodziła z okruchów dobrze wykrystalizowanej blendy smolistej. Substancja organiczna natomiast pochodziła z węglowodorów, które nasyciły konglomeraty dopiero po ich wytworzeniu się. W ten sposób powstało największe na ziemi złożo uranowe poprzez wzbogacenia specyficznie cięższych okruchów blendy smolistej. To stwierdzenie zmusza do rewizji dotychczas szeroko rozpowszechnionego poglądu, według którego blenda smolista w skutek łatwego rozkładu nie mogła wzbogacić się w konglomeratach i dalej stwierdzenie to daje nowe możliwości hipotez. Jest również ciekawe, że bardzo stare, podobne złoża rudy zostały ostatnio odkryte w Kanadzie. Również i tu występuje

POOR ORIGINAL

- 6 -

konglomerat kwarcowy, zawierający uran. Przyjmuje się, że występujące w nim minerały uranowe takie jak blondevit i smolisty i brannerit jak również zawierające uran związki tytanu, zostały wzbogacone okruciami i prawdopodobnie później zostały przekształcone hydrotermalnie. Również od dłuższego czasu znane złoża manacytowe z tego względu, że zawierają drobne ilości uranu. Podczas gdy inne skały osadowe, a szczególnie pochodzenia chemicznego lub osady wytrącone nie wykazują większego wzbogacenia w uran, jest znaną rzeczą, że fosforyty uranu, w szczególności często zawierają znaczne ilości uranu. Przypuszcza się, że w tych fosforytach pewna część wapnia zastąpiona jest uranem. W każdym razie niektóre złoża fosforytów zawierają do 1,5 kg uranu na tonę i z tych względów np. na Florydzie wydobywa się uran jako produkt uboczny przy eksploatacji fosforytów. Największą syngenetyczną koncentrację uranu znajdujemy w pewnych skałach morskiego pochodzenia, które występują jako łupki czarne lub alunowe. Chodzi tutaj o osady i tworzenie się osadów na dnie mórz, które w ich głębszych warstwach pozbawione są tlenu i nie następuje żadne utlenienie, a tylko powolny rozkład organicznych substancji, przy pewnym równoczesnym nagromadzeniu węglowodoru i substancji humusowych w osadzie dennym. Jednocześnie z siarki zawartej w białku tworzył się siarkowódor, który działał w sposób wytrącający na rozpuszczone w wodzie morskiej jony metali. Wytwarzał się więc w ten sposób bitumiczny szlam, zawierający rozproszone w nim siarczki metali przede wszystkim zaś piryt. Tego rodzaju morskie minerały, do których również zaliczyć należy łupki miedziane mogą zawierać między innymi rzadkimi pierwiastkami także uran w znacznych ilościach. Czarne łupki z zawartością uranu od 50 do 400 g na tonę wytworzyły się we wczesnym okresie powstawania ziemi przy czym istnieje czasami pewien związek między zawartością węgla i uranu w tych minerałach. Jest także zrozumiałe, że węgiel powstający z procesów butwienia, a szczególnie powstający w skutek przemiany nagromadzeń algowych wykazywał wysokie zawartości uranu. Proces ten odnosi się do szwedzkich łupków górno-kambryjskich, występujących w formie soczewek większych lub mniejszych i zawierających czasami do 5 kg uranu na tonę.

We wszystkich tych szlamowego pochodzenia minerałach uran znajduje się w postaci rozpuszczalnej w kwasie przy czym nie udało się dotychczas ustalić formy związków chemicznych, w których on występuje. Ostatnią formą nagromadzenia się uranu w skałach osadowych są zwykle węgle, a przede wszystkim węgle młodsze, jak również brunatne, w których występuje uran. Tak na przykład w zachodniej części Stanów Zjednoczonych zostały znalezione węgle brunatne z małą ilością uranu przy znacznej wielkości złóż węgla

- 7 -

brunatnego, natomiast w południowej Dakocie znajdowano małe złoża węgla brunatnego o zawartości 2 kg uranu na tonę, a nawet w niektórych miejscach wzbogacenie dochodziło do 8 kg na tonę.

Nierównomierne rozłożenie uranu pozwala sądzić, że koncentracja uranu nastąpiła dopiero po wytworzeniu się pokładów węgla brunatnego. Koncentracja ta utworzyła się albo w skutek adsorpcji wodnych roztworów zawierających uran albo w drodze chemicznej reakcji z substancją organiczną. O pochodzeniu tych roztworów, które przedostały się do wód gruntowych i węgla istnieją różne hipotezy. W niektórych przypadkach pochodziły one z produktów rozpadu minerałów zawierających uran w innych zaś przypadkach były to postępujące ku górze hydrotermalne roztwory, magmatycznego pochodzenia na co wskazywałyby stosunkowo wysokie zawartości arsenu i metali w wymienionych węglach. Do tego przypadku zaliczyć można występowanie uranu w północnej Hessji. Zawartość uranu jest tutaj w większości przypadków związana ze sporadycznie występującymi pokładami węglowymi w piaskowcu. Dotychczas jednak napotkane zawartości uranu mają raczej znacznie więcej teoretyczne niż praktyczne. Prawdzie istnieją w Niemczech Zachodnich pewne możliwości znalezienia poważniejszych zawartości uranu w skałach osadowych, w ogólności jednak widoki na znalezienie nadających się do eksploatacji złóż są znikome.

POOR ORIGINAL

- 8 -

WYDZIELANIE I OZYSZCZANIE PALIWA REAKTOROWEGO
Z KONCENTRATÓW URANOWYCH

Wilbur E. Kelley

Nucleonics, 12./11./68-71, /1955/

Przebieg procesów technologicznych zachodzących począwszy od koncentratów uranowych do koszulowania elementów paliwowych nie uległ poważniejszym zmianom od 1944 r. Autor, który jako przewodniczący AEC - Oddział N. York odpowiedzialny był za zakład produkcyjny Fernald - najnowszy w USA, dokonuje przeglądu aktualnych i dawnych metod produkcji materiałów wsadowych przedstawiając jednocześnie przyszłe ulepszenia procesów. Uwzględniając odpowiednie doświadczenia autora, do wypowiedzi jego należy przywiązywać duże znaczenie.

Opisywane procesy technologiczne, którym poddawane są materiały wsadowe obejmują przeróbkę wysoko-procentowych rud i koncentratów na metaliczny uran, lub gazowy sześciofluorek uranu. Metaliczny uran stosowany jest jako paliwo reaktorowe w Hanford i Savannah River, a sześciofluorek uranu jest materiałem wsadowym dla zakładów dyfuzyjnych w Oak Ridge, Paducah i Portsmouth. Procesy tu zachodzące różnią się wyraźnie od stosowanych przy przeróbce surowców i są prowadzone oddzielnie.

Zagadnienia surowców uranowych obejmują: poszukiwania geologiczne, kopalnictwo i przeróbkę rudy na koncentrat uranowy. Koncentrat uranowy przesyłany jest do Mallinckrodt's, zakład St. Louis lub National Lead's Fernald, Ohio.

Przebieg procesu technologicznego w zakładzie Fernald, najnowszy zakład produkujący paliwo w Stanach Zjednoczonych, jest podobny do schematu i metod stosowanych w czasie wojny. Koncentrat uranowy przyjmowany są w bębnach. Dokonuje się ścisłego określenia zawartości uranu zgodnie z wymaganiami AEC. Przeprowadza to wydział kontroli technicznej zanim koncentraty przesłane zostaną na kugownię, gdzie poddawane są działaniu kwasu azotowego tworząc azotan uranylu rozpuszczalny w wodzie.

Roztwór bez uprzedniej filtracji przesyłany jest na kolumnę ekstrakcyjną gdzie przy pomocy roztworu trójbutylofosforanu w nacie dokonuje się selektywnej ekstrakcji uranu. Następnie uran jest reekstrahowany wodą w oddzielnej jednostce, dając w efekcie wysokiej czystości roztwór wodny soli uranowej. W zakładzie Fernald używa się do tego celu kolumn pulsacyjnych z płaskimi sitami. Kolumny pulsacyjne opracowane zostały w zakładach energii atomowej i wyjątkowo dobrze nadają się do przeróbki większości gatunków rudy.

- 9 -

W tym stadium procesu technologicznego osiąga się najwyższą czystość uranu. Granice zanieczyszczeń na tym etapie procesu są ściśle określone, ponieważ w trakcie dalszych procesów następuje nie dające się uniknąć lekkie zanieczyszczenie produktu. Ten wysokiej czystości związek uranu otrzymuje się w postaci rozcieńczonego roztworu, który poddaje się wyparowaniu celem otrzymania uwodnionego azotanu uranylu.

Azotan uranylu podlega termicznemu rozkładowi, w wyniku którego otrzymuje się pomarańczowy trójtlenek uranu. Wszystkie wyżej wymienione operacje przeprowadza się w całym szeregu urządzeń, a sposób postępowania i technika produkcji są dobrze znane i z dużą pewnością określone. Następnym procesem jest otrzymanie czterofluorku uranu /UF₄/ - tzw. zielonej soli.

Czysty trójtlenek uranu poddaje się redukcji przy pomocy wodoru dla otrzymania dwutlenku uranu /UO₂/ tzw. brązowego tlenku. Dwutlenek uranu /UO₂/ jest z krolei poddawany działaniu gazowego fluorowodoru. W wyniku reakcji otrzymuje się czterofluorek uranu. W czasie reakcji wydziela się para wodna. Czterofluorek uranu jest pakowany i może być przerabiany w dwojaki sposób: albo na metaliczny uran dla produkcji elementów paliwowych do reaktorów atomowych lub przesyłany jest do zakładów dyfuzyjnych dla przerobu na sześciofluorek, z którego w zakładach tych usuwany jest izotop U-235 występujący w uranie naturalnym w ilości 0,70 %.

Dla otrzymania metalu czterofluorek uranu miesza się z magnezem metalicznym i mieszaninę tę wysypuje się do oddzielnych reaktorów /tzw. bomb redukcyjnych/. Zawartość ich podgrzewa się do temperatury, w której występuje reakcja typu termitowego. W rezultacie wytwarzają się kulki lub "placok" metalicznego uranu oraz zgorzeliina zawierająca fluorek magnezu MgF₂. Metal jest oddzielany mechanicznymi metodami i następnie przetapiany i odlewany w próżni na bloki. Bloki poddawane są walcowaniu i obróbce mechanicznej celem otrzymania prętów /cylindrycznych elementów paliwowych/. Na tym etapie kończy się produkcja zakładów w Fernald. Pręty uranowe przesyłane są do Hanford lub Savannah River gdzie są koszulowane.

W różnych stadiach produkcji powstają ścieki i odpady zawierające uran. Materiały te muszą być przerabiane z dwóch względów: po pierwsze dla odzyskania uranu i po drugie dla bezpiecznego rozładowania ścieków.

Zakład przerobu uzyskuje z odpadów czterofluorku uranu i odpadów z produkcji metalu bogate w uran koncentraty o niskiej zawartości chlorowców. Pod nazwą odpadów rozumie się: szlaka, wyprawa bomb redukcyjnych, potłuczony kokile i użyte tygły z przetopu metalu.

Część zakładu składa się z systemu zbiorników służących do odzyskiwania uranu z różnego rodzaju resztek

POOR ORIGINAL

- 10 -

roztworów i rozlewanych płynów oraz systemu służącego do odzysku kwasu azotowego z odpadkowych gazów i rozcieńczonych popiołków.

Podczas ekstrakcji uranu z mieszaniny koncentratu rudnego i kwasu azotowego powstaje odpadkowy roztwór, z którego odzyskuje się również kwas azotowy.

Odzysk kwasu ujawnia się w obniżeniu kosztów. Catalytic Construction Co. zbudowała obecnie urządzenie dla Eldorado Mining & Refining w miejscowości Port Hope, Ontario stosując ten sam proces w ogólności co i w opisywanych zakładach Fernald. W Port Hope końcowym produktem jest trójtlenek uranu chociaż Kanada także rozważa możliwość dodania urządzeń do produkcji wlewków uranowych.

Jest rzeczą powszechnie znaną, że metalurgia uranu jest bardzo podobna do metalurgii cyrkonu, toru, tytanu i innych tego rodzaju metali. Nie jest więc zaskakującym fakt, że przebieg procesów technologicznych stosowanych dla otrzymania tych metali, także winien być przebadany pod kątem możliwości zastosowania do uranu. Sytuacja na tym odcinku jest analogiczna jak w technologii tytanu w ostatnim dziesięciu lat. W odniesieniu do tego metalu proponowano dużą ilość różnych schematów przebiegu produkcji i wiele z nich przestudiowano doświadczalnie jak np.:

- 1/ redukcję na drodze elektrolizy w kąpielach stopionych soli,
- 2/ redukcję w fazie gazowej halogenku metali przy pomocy par sodu,
- 3/ bezpośrednią redukcję tlenku przy pomocy metalicznego wapnia,
- 4/ technikę redukcji przy pomocy wykładania elektrycznych i wreszcie,
- 5/ redukcję halogenków magnezem w "bombie" stosując zmodyfikowaną metodę Krolla.

Obecnie stosowany proces redukcji uranu jest w zasadzie zmodyfikowaną metodą Krolla. Jest bardzo podobny do procesów stosowanych dotychczas przy otrzymywaniu cyrkonu i tytanu z tym wyjątkiem, że czterofluorek uranu redukowany jest magnezem, podczas gdy czterochlorek tytanu redukowany jest sodem lub magnezem.

Przy pewnej ilości prac badawczych wykonanych przez przemysł prywatny napewno byłoby możliwe dokonanie znaczących ulepszeń w obecnej technologii produkcji uranu.

Oto niektóre możliwości:

- 1/ Rozkład termiczny azotanu uranylu po ekstrakcji uranu może być znacznie uproszczony przez wprowadzenie procesu ciągłego. Wydzielające się gazy zawierające związane tlenki azotu mogłyby być raczej bezpośrednio ponownie użyte do ługowania rudy /koncentratu/ niż przerabiania najpierw na kwas azotowy.

- 11 -

- 2/ Przeprowadzenie trójtlenku uranu w dwutlenek i następnie w czterofluorek samo w sobie idealnie nadaje się do operacji w piecu fluidyzacyjnym oddawna stosowanych w przemyśle do podobnych celów. Redukcja kosztów w procesie fluidalnym osiągnęła współczynnik 10 w niektórych późniejszych zastosowaniach.
- 3/ Zastosowanie o wiele większych bomb redukcyjnych lub rozwinięcie ciągłych metod redukcji czterofluorku uranu do metalu następcza atrakcyjne możliwości.
- 4/ Zastąpienie metalurgią proszkową obecnych metod przeróbki metalu staje się szczególnie obiecującym jeśli weźmie się pod uwagę możliwości bezpośredniego jednoczesnego prasowania i koszułkowania paliwa oraz jego lepszą odporność na wpływ cykli termicznych.
- 5/ Nowe możliwości jakich dostarcza ekstrakcja rozpuszczalnikami organicznymi i metody wymiany jonowej winny być starannie przebadane dla każdej nowej wzbogacalni.
- 6/ Jest ekonomicznie zdrowym objawem produkowanie tlenku bezpośrednio w zakładach produkujących koncentraty. Produkcja z pewnej ilości zakładów na danym obszarze może być zmieszana i przeprowadzone dalsze procesy już w jednym zakładzie.

Postęp i studia w ostatnich pięciu latach w dziedzinie takich metali jak tytan, cyrkon, uran i tor wykazują, że zmiana metod produkcyjnych przynosi korzyści. Specjalnie można to powiedzieć w odniesieniu do:

- 1/ bezpośredniej redukcji tlenku,
- 2/ elektrolizy stopionych soli,
- 3/ otrzymywania raczej czterochlorku uranu, niż czterofluorku uranu jako związku pośredniego,
- 4/ redukcji w fazie gazowej,
- 5/ bezpośredniego traktowania rudy chlorowcami.

Nie ma wątpliwości, że postęp w technologii tytanu, cyrkonu, uranu, toru i innych metali jest pod wieloma względami podobny.

Ewolucja technologii materiałów wsadowych.

Technologią materiałów wsadowych określone są wszystkie operacje zachodzące od koncentratów począwszy do otrzymywania czterofluorku uranu lub uranu metalicznego/.

Przemysł atomowy powstał w okresie gorączki wojennej przy improwizowanych, gwałtownych, rozproszonych i często stosunkowo mało efektywnych badaniach.

Stan obecny technologii materiałów wsadowych jest w znacznym stopniu wynikiem ewolucji ostatnich piętnastu lat. Przez okres dziesięciu lat licząc od końca wojny program ekonomiczny pozostaje wyłącznie w ręku rządowego monopolu, oddając jedynie stosunkowo małą inicjatywę prywatnemu przemysłowi, w dodatku ograniczoną przepisami prawnymi i zarządzeniami rządowymi.

Aczkolwiek nastąpił postęp po ogłoszeniu ustawy o energii atomowej /Atomic Energy Act/, wiele poważnych problemów pozostaje ciągle do rozwiązania.

POOR ORIGINAL

- 12 -

Nie ulega wątpliwości, że reaktory atomowe, dyfuzja gazowa i inne operacje takie jak przechowywanie wysoce radioaktywnych paliw i ścieków, obejmuje unikalne problemy niepodobne do tych, jakie dotychczas spotykano w przemyśle.

Z drugiej strony większość chemicznych i fizycznych operacji w energii atomowej nie obejmuje problemów bardzo różniących się lub bardziej trudnych niż przeciętne występujące w przemyśle chemicznym, naftowym czy metalurgicznym.

Istnieją pewne charakterystyczne problemy w technologii uranowych materiałów wsadowych jak np. silne wahania składu koncentratów, rozliczenia, bezpieczeństwo pracy i sztywność - w pewnym stopniu arbitralne - specyfikacje na produkt końcowy. Porównywalne zagadnienia występują w ruchu zakładów produkujących pochodne nafty, amoniak, tytan czy też różne drobne chemikalia. Nie jest rzadkością np. specyfikacja czystości katalizatorów stosowanych w przemyśle naftowym, określająca ilość zanieczyszczeń do kilkudziesięciu na bilion. Wysokie temperatury, korozyjne warunki, stosowanie fluorowodoru i chlorowców są pospolite w przemyśle naftowym, metalurgicznym i chemicznym.

Technologia uranu i ponad 95% tego wszystkiego co nosi miano inżynierii atomowej wypływa z tych samych podstaw, które dobrze znane są przemysłowi.

Normalna technika produkcji przemysłowej stale zmienia się, aby sprostać konkurencji. Filozofia przemysłowa polegająca na ciągłym obiektywnym przeglądzie metod produkcyjnych i chęci poprawienia tych metod lub nawet zlikwidowania całych fabryk, w przypadku gdy metody stały się przestarzałe, mogłaby ewentualnie mieć zastosowanie w odniesieniu do wszystkich operacji technologicznych pokojowego przemysłu atomowego.

Wiele operacji stosowanych przy produkcji uranowych materiałów wsadowych zostało zupełnie zamrożonych w ciągu ostatnich dziesięciu lat. Wiele z nich nadaje się do ulepszenia, a niektóre są całkowicie przestarzałe.

Przeprowadzenie uranu w rudzie w uran metaliczny wymaga szeregu etapów produkcyjnych podobnych do tych jakie stosuje się przy różnych metalach nieżelaznych, a więc:

- 1/ wstępna koncentracja rudy
- 2/ trawienie koncentratów
- 3/ oczyszczanie przy pomocy ekstrakcji: rozpuszczalnikami organicznymi lub sukcesywne wytrącanie i rozpuszczanie
- 4/ przeprowadzenie w związek chemiczny, który może być zredukowany do metalu w bombie redukcyjnej lub za pomocą elektrolizy
- 5/ przetopienie i końcowe oczyszczenie
- 6/ odlewanie i walcowanie lub wylączanie na żądany kształt.

- 13 -

Wstępna koncentracja rudy nie przedstawiła zbyt poważnego problemu ponieważ stały do dyspozycji opanowane i ustalone klasyczne metody wzbogacania rudy łącznie z tymi metodami, które stosowane były do przerobu rud uranowo-wanadowych na wanad. Ustalona była możliwość zastosowania eteru etylowego jako doskonałego rozpuszczalnika dla azotanu uranylu. Te dawne prace poszerzono i rozwinięto na skalę przemysłową głównie w zakładach Mallickrodt.

Kluczowym problemem w okresie wojny było znalezienie najlepszej drogi wiodącej poprzez oczyszczony azotan uranylu lub tlenek do tonażowej produkcji metalu.

Przyjęta metoda produkcyjna obejmowała:

- 1/ odparowanie roztworów oczyszczonego azotanu uranylu celem uzyskania uwodnionego azotanu uranylu /sześciowodnego/;
- 2/ termiczny rozkład azotanu uranylu na trójtlenek uranu w sposób periodyczny;
- 3/ periodyczna redukcja wodorem trójtlenku na dwutlenek uranu i przeprowadzenie dwutlenku w czterofluorek uranu przy pomocy fluorowodoru;
- 4/ redukcja w bombie czterofluorku uranu do uranu metalicznego przy pomocy magnezu;
- 5/ przetapianie periodyczne w próżni i odlewanie w bloki;
- 6/ tłoczenie lub walcowanie bloków na pręty i następne koszulowanie.

W warunkach wojennych było wysoce pożądane posiadanie tego rodzaju procesu produkcyjnego, w którym mogłaby być wyodrębniona faza pośrednia, to jest czterofluorek uranu, który mógł być albo redukowany do uranu metalicznego dla celów reaktorowych albo poddawany fluorowaniu i wysyłany jako sześciofluorek do zakładów dyfuzyjnych. Ponadto czterofluorek uranu nie jest higroskopijny i może być wystawiany na działanie powietrza. Brana była również pod uwagę produkcja czterochloru uranu, lecz jest on higroskopijny i absorbuje wodę z zetknięciem z powietrzem, co stwarza trudności przy redukcji.

W ciągu 1943 r. otrzymywanie uranu w drodze redukcji magnezem wzrosło, a metoda ta została wybrana jako najlepsza do produkcji metalu w dużej skali.

Redukcja wapniem została przebadana jednak nie została przyjęta. Dostawy destylowanego wapnia nie zabezpieczały planowanych potrzeb. Ponadto koszt czystego wapnia był stosunkowo wysoki.

Bezpośrednia redukcja tlenku uranu nie przyjęta się również ze względu na wapń.

Zielona sól, czyli czterofluorek uranu początkowo produkowany był periodycznie, lecz proces ten został zastąpiony metodą ciągłą.

POOR ORIGINAL

- 14 -

W okresie powojennym produkcja uranu metalicznego była scentralizowana w zakładach Mallinckrodt. W 1947 r. Amerykańska Komisja Atomowa /AEC/ zapoczątkowała prace na nowych urządzeniach, w których wykorzystane zostały dotychczasowe wyniki i sposoby produkcji wielotonowych ilości metalicznego uranu odpowiadającego sztywnej specyfikacji.

Operacje technologiczne musiały być dostatecznie giętkie, aby można było przerabiać cały wachlarz rud zagranicznych i krajowych. Owcześniejszy przebieg procesu technologicznego utrzymany został w zasadzie do dziś dnia z wyjątkiem pewnych uproszczeń i ulepszeń.

Dotychczas używa Mallinckrodt eteru etylowego jako organicznego rozpuszczalnika przy ekstrakcji. Fosforan trójbutylowy z nafty stosowany jest tylko w ośrodku produkcji materiałów wsadowych w Fernald. W 1950 r. rozpoczęto pracę w fabryce materiałów wsadowych w Fernald, Ohio, Fabryka ta jest ciągle powiększana. Nowy zakład zbudowano w Weldon Springs koło St. Louis. Będzie go prowadził Mallinckrodt.

Przebieg procesu technologicznego zarówno dla powiększonej części zakładu Fernald jak i nowego zakładu Mallinckrodt będzie w zasadzie taki sam jak w istniejącym obecnie zakładzie Fernald. Jest zastanawiające, że sposoby przerabiania surowców uranowych na metal lub czysty sześciofluorek nie uległy zasadniczym zmianom od 1944 r.

Taki jest właściwy stan rzeczy i chociaż dawniej decyzje o przebiegu procesów produkcyjnych podjęte zostały pod naciskiem czasu i wielu okoliczności, które w dużej stopniu na nie wpłynęły, to jednak tych okoliczności obecnie nie ma.

Wszelkie operacje w zakresie surowców, materiałów wsadowych, przerobu zużytego paliwa i ścieków zostały nadmiernie rozgraniczone. W konsekwencji doprowadziło to do tego, że nie potrafiłono należycie docenić problemów, zagadnień ekonomicznych i wymagań innych współkontrahentów. Dotyczy to zarówno przemysłu jak i czynników rządowych. Trudno jest nie dostrzec konieczności scalenia tych krytycznych faz. Dyskusje i propozycje prywatnego przemysłu dotyczące budowy i prowadzenia zakładów przerabiających surowce z jednej strony i budujących reaktory oraz regenerujących napromienioną paliwo z drugiej strony są nielogiczne i nieatrważne jeśli przyjmie się koncepcję, że rząd będzie budował i prowadził zakłady produkujące materiały wsadowe /półprodukty od koncentratu do metalu włącznie/. Wszelki rozdział w tym zakresie jest całkowicie arbitralny i sztuczny, tych, którzy studiowali zagadnienia ekonomiczne energii jądrowej musiały uderzać trudności z jakimi spotkali się przy określaniu kosztów w tych sztucznych i nieokreślonych warunkach istniejących cen.

- 15 -

Jest koniecznością, aby cały ten problem został przejrany i potraktowany łącznie podobnie jak każda handlowa produkcja.

Nie istnieje logiczne wyjaśnienie posiadania przez rząd na własność pośredniego ognia produkcji w chwili, gdy jednocześnie prywatny przemysł zachęca się do konkurencji przy innym ogniwie tego samego łańcucha produkcyjnego.

Jeśli prywatny przemysł ma przejąć całkowitą odpowiedzialność za poszukiwania, przerób surowców, zastosowanie energii i nawet przerób paliwa i ścieków, prywatny przemysł musi także przejąć odpowiedzialność za to co nazywa się materiałami wsadowymi. Cały łańcuch produkcyjny musi być w jednym ręku. Jest podstawową sprawą, aby całość procesu produkcyjnego od rudy do elementów paliwowych traktowana była jako seria powiązanych i współzależnych operacji. Rygorystyczna i krytyczna ocena wyników takich jak specyfikacje techniczne winna być utrzymana.

Znaczne oszczędności można osiągnąć na inwestycjach i kosztach ruchomych gdyby całość zagadnień inżynierii, konstrukcji i ruchu zakładów należących do AEC /Amerykańskiej Komisji Energii Atomowej/ traktowana była na normalnych warunkach przemysłowych. Poprzez lepsze planowanie i dobrą oceną można uniknąć programu, który doprowadził do kosztownych konstrukcji i rozwiązań.

Nie ulega wątpliwości, że znaczne uproszczenia i oszczędności można osiągnąć w wielu operacjach chemicznych i metalurgicznych.

Jeśliby prywatny przemysł był właścicielem i prowadził zakłady /należące do AEC/ przy odpowiedzialności inicjatywie mającej na względzie zmniejszenie kosztów ruchomych, to w stosunkowo krótkim czasie zakłady te nie wiele byłyby podobne do aktualnie istniejących.

Dokonano i dokonuje się wielu ocen kosztów energii jądrowej. Trudno jest przewidzieć w jakim stopniu są one realne bez wzięcia pod uwagę przyszłej sytuacji na odcinku materiałów wsadowych - obecnie całkowicie w rękach rządu - a co do których jeszcze AEC nie wypowiedziała się w jakim zakresie będzie w nich uczestniczył przemysł.

- 16 -

POWSTAWIANIE PRODUKTÓW ROZSZCZEPIENIA W REAKTORACH
TERMICZNYCH PRZY DUŻYM WYPALENIU

W.L. Robb, I.B. Sampson, I.R. Stehn, I.K. Davidson
Nucleonics, 13, /12/, 30-33, /1955/

Zatrucie przez produkty rozszczepieniowe w reaktorze termicznym po długotrwałej jego pracy ocenia się na podstawie dostępnych danych o wydatkach rozszczepienia i przekrojach U-235 i U-233. Wykonuje się obliczenia zarówno zmniejszenia zatrucia przez usunięcie gazowych produktów rozszczepienia jak również początkowego rozkładu zatrucia i trójizn. Zatrucie spowodowane przez trwałe produkty rozszczepienia ma wielkie znaczenie dla konstrukcji i wykonania reaktorów termicznych o dużym wypaleniu i słabo wzbogaconym paliwie. Zainteresowanie tymi reaktorami wzrasta, ze względu na zastosowanie ich w centralnych siłowniach energetycznych. Mogą to być reaktory na U-235 lub U-233 jak również o konstrukcji jednorodnej lub niejednorodnej.

Oczekuje się, że pręty paliwowe w reaktorach niejednorodnych będą pracować przy wypaleniu 10000 MWd/t i wyżej. W reaktorach jednorodnych można zastosować ponowne napełnienie paliwem podczas jego pracy i osiągnąć nawet wyższe wypalenie zanim produkty rozszczepieniowe są usunięte.

W obu typach reaktorów niejednorodnym i jednorodnym całkowita ilość rozszczepień w obszarze aktywnym przed przeróbką może przewyższać pierwotną liczbę atomów rozszczepialnych. Wtedy główne zatrucie jest spowodowane przez trwałe produkty rozszczepieniowe. Cpierają się na najlepszych dostępnych danych o przekrojach i krzywych wydatków dla produktów rozszczepieniowych, obliczono zatrucie dla reaktora termicznego przy jego trwałej pracy przy 10-kracnym wypaleniu początkowego paliwa, który pracuje ze stałą prędkością rozszczepienia i stałą koncentracją paliwa. Fizycznie jest to reaktor jednorodny, w którym powstaje paliwo lub dodaje się materiał rozszczepialny z tą samą prędkością z jaką paliwo znika przez rozszczepienie i wychwyty radionuklidów oraz w którym trójizny lub trójizna prętów sterowniczych są używane przy rozruchu aby zastąpić trójizny, które utworzą się później podczas pracy. Ten hipotetyczny wypadek jest przybliżeniem dla wielu możliwych reaktorów. Zatrucie przez produkty rozszczepieniowe oblicza się oddzielnie dla każdego trwałego izotopu, pozwala to określić ich udziały w zatruciu z liczbą czołowych atomów w paliwie spowodowane przez każdy poszczególny pierwiastek. Wyniki podaje się jako względne zatrucie, tj. względem przekroju na rozszczepieniu czczwanego paliwa. Przez tę wartość oznacza się część neutronów pochłoniętych w produktach rozszczepieniowych w stosunku do części neutronów pochłoniętych przez uran i wywołujących

- 17 -

rozszczepienie.

Strata reaktywności jest proporcjonalna do tej wartości względnego zatrucia, stała proporcjonalności słabo zależy od konstrukcji reaktora. Stała ta wynosi zazwyczaj około 1/2, tj. względne zatrucie 0,5 oznacza 25% stratę reaktywności.

Tabl.1 Graniczne wartości niesnanych przekrojów

| Produkt rozszczepieniowy | max. barn | min. barn |
|--------------------------|-----------|-----------|
| Kr-85 | 15. | 0 |
| Sr-86 | 12 | 1,3 |
| Zr-93 | 6 | 0 |
| Ru-100 | 16 | 0 |
| Ru-101 | 12 | 0 |
| Pd-104 | 40 | 0 |
| Pd-105 | 18 | 0 |
| Pd-106 | 15 | 0 |
| Pd-107 | 750 | 0,4 |
| Pd-110 | 30 | 0,4 |
| Cd-110 | 750 | 0 |
| Cd-111 | 750 | 0 |
| Cd-112 | 750 | 0,03 |
| La-128 | 5 | 0 |
| La-130 | 5 | 0 |
| La-132 | 5,2 | 0,2 |
| La-134 | 5,2 | 0,2 |
| Ga-137 | 2 | 0 |
| Sm-148 | 500 | 0 |
| Sm-150 | 500 | 0 |
| Gd-156 | 750 | 0 |

Metoda i równania tu stosowane podane są pod nazwą "własności produktów rozszczepieniowych, obliczenia, założenia". Użyte przekroje i wydatki produktów rozszczepieniowych są podane w literaturze z tolerancją niepewności przekrojów jak widać z tablicy 1. Są następujące podstawowe założenia:

- stała prędkość rozszczepień i koncentracja paliwa
- strumień termiczny 10^{14} neutr./cm²sek. /potrzebne dla określenia względnej stężoności produktów rozszczepieniowych/
- pochłanianie neutronów przez krótkotrwałe produkty rozszczepieniowe można zaniedbać
- produkty rozszczepieniowe przekształcające się wolniej przez radioaktywny rozpad niż przez pochłanianie neutronów w założonym strumieniu uważa się za trwałe
- pomiary przekrojów przy pomocy kolumny termicznej są równoważne przekrojom reaktorowym o ile te ostatnie nie są dostępne
- produkty rozszczepieniowe nie są usuwane z rdzenia.

Rysunek 1 pokazuje względne zatrucie przez produkty rozszczepieniowe dla U-235 jako funkcja wypalenia. Zatrucie jest wyrażone w stosunku do przekroju na

POOR ORIGINAL

- 18 -

rozszczepienie U-235.

Górna i dolna linia na wykresie przedstawia zatrucie obliczone dla maksymalnych i minimalnych wartości przekrojów produktów rozszczepieniowych. Należy zauważyć, że ponad 70% szerokości między tymi krzywymi jest spowodowane przez niepewność przekrojów Sm^{148} i Sm^{150} , dla których przyjęto je 0 i 500 barnów.

Tabl.2 Rozkład produktów rozszczepieniowych wg pierwiastków

| Produkt rozszczepieniowy | Wypalenie 0,1 % | Wypalenie 1,0 % |
|--------------------------|-----------------|-----------------|
| Xe^{145} | 70,95 | 35,6 |
| Sm^{149} | 13,98 | 7,0 |
| Inne ziemie rzadkie | 10,69 | 35,6 |
| Technet | 1,55 | 8,0 |
| Inne rzadkie gazy | 1,03 | 4,76 |
| Rod | 0,69 | 3,48 |
| Cez | 0,40 | 2,10 |
| Molibden | 0,18 | 1,06 |
| Inne | 0,53 | 2,40 |

Tabl.3 Rozkład produktów rozszczepieniowych wg pierwiastków

| Produkt rozszczepieniowy | Wypalenie 0,1 % | Wypalenie 1,15 % |
|--------------------------|-----------------|------------------|
| Ziemie rzadkie | 70,2 | 61,0 |
| Technet | 10,1 | 13,7 |
| Rzadkie gazy | 6,7 | 8,2 |
| Ren | 4,4 | 6,0 |
| Cez | 4,0 | 5,4 |
| Molibden | 1,2 | 1,8 |
| Inne | 3,4 | 3,9 |

Sm^{149} odjęto: Xe^{135} rozpadł się na Cs^{135} .

Eksperymentalnie znaleziono, że przekrój rozpowszechnionego produktu rozszczepieniowego Zr^{95} wynosi mniej niż 6 barnów a więc o wiele mniej niż 750 barnów jak oceniano poprzednio.

Wartości względnego zatrucia produktami rozszczepieniowymi są podane na rys.1 zawierają one zatrucie przez Xe^{135} i Sm^{149} , które posiadają nadzwyczaj duże przekroje. Izotopy te na początku powstają szybko wrost względnego zatrucia do 0,0778, ale dzięki temu, że posiadają one duże przekroje osiągają szybko stan nasycenia

- 19 -

Względne zatrucie

Rys.1

Wypalenie

Względne zatrucie

Rys.2

Wypalenie

POOR ORIGINAL

- 20 -

przy wypaleniu U_{235} i są w zasadzie stałymi trójznanymi. Przy rozpatrywaniu zmian zatrucia przez produkty rozszczepieniowe izotopy te zazwyczaj traktuje się jako stałe trójznane i nie włącza się ich do zmiennego zatrucia. Jeśli to uczynimy otrzymamy sytuację, jak na rys. 2. Początkowe nachylenie dla zmiennej trójznanej jest 100% i wynosi bezpośrednio po włączeniu reaktora. Krzywa odchyła się znacznie od linii prostej i w granicach wypalenia 2,1 zatrucie jest tylko 50% w stosunku do liniowo ekstrapolowanej wartości. Należy zauważyć, że krzywa ta jest dla maksymalnych wartości nieznanego przekroju.

Aby zilustrować wkład do zatrucia względnego produktów rozszczepieniowych wyższych rzędów /nowe produkty utworzone przez produkty rozszczepieniowe po pochłonięciu neutronu/ rys. 2 podaje tylko względne zatrucie przez produkty rozszczepieniowe pierwszego rzędu. A zatem różnica między krzywymi przedstawia zatrucie przez produkty rozszczepieniowe wyższych rzędów. Krzywe te pokazują, chociaż produkty rozszczepieniowe wyższego rzędu można pominąć przy niskim wypaleniu, to powyżej wypalenia 1,0 wkład ich jest znaczny, a przy wypaleniu 10 produkty wyższego rzędu przewyższają zatrucie pierwszego rzędu o 100% i tym samym całkowite zatrucie wzrosło.

Gdy jądro uranu ulega rozszczepieniu, tworzą się dwa atomy produktów rozszczepieniowych, których masa waha się w granicach 72 do 100 zgodnie z rozkładem statystycznym. Wiele z tych produktów rozszczepieniowych posiada krótki czas życia tworząc łańcuchy produktów rozszczepieniowych. Takie łańcuchy, których jest około 70 są zdefiniowane przez ich liczby atomowe. Chociaż wiele izotopów w poszczególnych łańcuchach może się tworzyć bezpośrednio w akcie rozszczepienia /przybliżony % jest podany przez grubość strzałki/ można, z pewną dokładnością, podać tylko ilość względnie trwałych atomów i w ten sposób otrzymać wielkość wydatku procentowego dla całego łańcucha masowego.

Wydatki te podane są dla różnych łańcuchów powstałych podczas rozszczepienia U_{233} i U_{235} . Otrzymane przez nas wartości z gładkiej krzywej przystają dobrze do dostępnych danych o wydatkach produktów rozszczepieniowych. Krzywa ta daje całkowity wydatek procentowy 200%.

W obliczeniach zakłada się, że atomy w każdym łańcuchu od razu rozpadają się aż do względnie trwałego pierwiastka. Aby zdefiniować rozsądnie trwałość przyjmuje się strumień neutronowy 10^{14} neutr./ cm^2 sek. Nie-trwały izotop jest zdefiniowany jako taki, który rozpada się szybciej niż pochłania neutrony. Każdy izotop, który posiada duży przekrój na pochłanianie neutronów jest uważany za trwały. Tak więc ^{135}Xe o okresie półrozpadu tylko 9,2 godz. jest uważany za trwały ponieważ jego przekrój $3,5 \cdot 10^5$ barnów oznacza, że przy założonym

- 21 -

strumieniu 94% znikania ^{135}Xe spowodowane jest przez pochłanianie neutronów, a pozostałe 6% przez rozpad.

Izotopy o okresie półrozpadu 20 lat lub więcej uważa się za trwałe nawet wtedy, gdy posiadają niski przekrój na pochłanianie neutronów. Pierwszy względnie trwały produkt rozszczepieniowy w każdym łańcuchu nazywany pierwotnym produktem rozszczepieniowym. Oczywiście może on pochłoniąć neutron, a jak prędko zależy to od jego przekroju dla neutronów termicznych. Po pochłonięciu neutronu staje się on nowym izotopem tego samego pierwiastka o masie o jednostkę większej. W wielu wypadkach, ten nowy pierwiastek będzie rozpadał się na inny izotop lecz bez względu na to tworzy się nowy produkt rozszczepieniowy zdolny do pochłaniania neutronów. Ten nowy pierwiastek nazywa się produktem rozszczepieniowym "drugiego rodzaju". On z kolei może pochłoniąć neutron tworząc produkt rozszczepieniowy "trzeciego rodzaju". On z kolei może pochłoniąć neutron tworząc produkt rozszczepieniowy "trzeciego rodzaju" i tak ciągle neutrony są pochłaniane, aż w końcu otrzymamy izotop o małym przekroju na pochłanianie neutronów termicznych. W łańcuchu o masie 149 przekroje produktów rozszczepieniowych różnego rzędu są dostatecznie duże, że nawet produkt rozszczepieniowy 10-tego rzędu byłby w reaktorze po długim wypaleniu.

W wypadku kilku izotopów, gdy dokładne wielkości przekrojów nie są znane max. i min. wartości przyjmuje się tak jak podano w tabeli 1. Wartości przekroju uzyskano dwoma metodami z pomiarów reaktorowych i w kolumnie rezonansów w widmie termicznym reaktora na ogół nie jest znane, nie próbowane znaleźć tych przekrojów metodami ogólnymi. Chociaż jest tu pewien błąd, przekrój można porównać z aktualnymi przekrojami w uśrednionym widmie neutronów reaktora termicznego. Wypalenie F jest określone jako liczba rozszczepień podzielona przez liczbę rozszczepialnych atomów znajdujących się na początku kampanii w rdzeniu reaktora. A więc w reaktorze jednorodnym o stałej masie krytycznej 5 kg dwa wypalenia oznaczają rozszczepienie 10 kg uranu. Równaniu zastosowane dla obliczeń zatrucia dla każdego poszczególnego izotopu utrzymuje się przez proste całkowanie równań strumienia

$$\frac{dn_1}{dt} = \gamma \cdot n_p \cdot \sigma_p - \sigma_{n_1} G_1$$

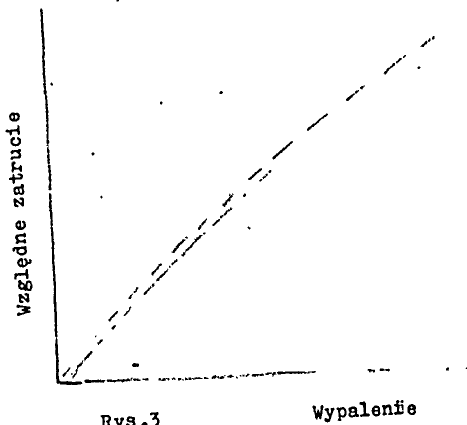
$$\frac{dn_i}{dt} = \sigma_{n_{i-1}} G_{i-1} - \sigma_{n_i} G_i$$

gdzie n_p - koncentracja rozszczepialnego paliwa

n_i - koncentracja produktów rozszczepieniowych pierwszego rzędu atomów/ cm^3

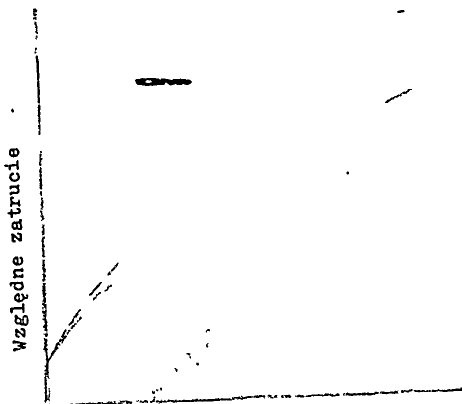
POOR ORIGINAL

- 22 -



Rys.3

Wypalenie



Rys.4

Wypalenie

- 23 -

n_1 - koncentracja produktów rozszczepieniowych i-tego rzędu atomów/cm³

t - czas w sek.

y - wydatek rozszczepienia

σ - atrumień neutronów neutr./cm²sek.

σ_f - przekrój na pochłanianie cm²

σ_f - przekrój na rozszczepianie cm²

Wtedy względne zatrucie dla produktów rozszczepieniowych pierwszego rzędu wyrazi się

$$\frac{n_1 \sigma_f}{n_f \sigma_f} = y / 1 - e^{-\frac{\sigma_f F}{\sigma_f}}$$

dla produktu drugiego rzędu

$$\frac{n_2 \sigma_f}{n_f \sigma_f} = y / 1 - \frac{\sigma_1 F}{\sigma_2 - \sigma_1} - \frac{\sigma_1 F}{\sigma_1 - \sigma_2} /$$

a przy wyższych rzędach do tego równania dodaje się dodatkowe wyrazy. Z równań tych oblicza się względne zatrucie dla każdego łańcucha dla tak wysokiego rzędu produktów rozszczepieniowych jak to jest konieczne.

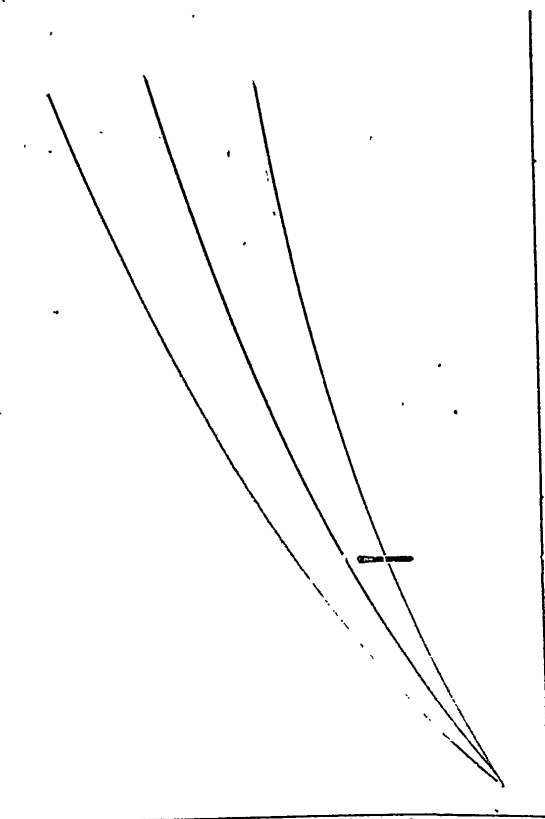
Te oddzielne zatrucia następnie dodaje się razem dla każdej danej liczby wypalenia. A więc zatrucie przez produkty rozszczepieniowe było obliczone dla wypalenia 0,1, 0,3, 1,0, 2,0 o 10,0 dla U-233 i U-235.

Zatrucie spowodowane przez ciężkie jądra powstała na skutek wychwyty radiacyjnego w U-233 i U-235 nie jest uwzględnione.

Zatrucie netto jest zmniejszone przez wytwarzanie nowych rozszczepialnych paliw przez kolejne wychwyty neutronów. Czasem pożyteczne jest mieć krzywą dla całkowitego zatrucia w postaci równania. Równanie, które wystarczająco dobrze pokrywa się powyżej wypalenia 0,3 jest pokazane na rys.3 gdzie F jest liczbą wypalenia. Równanie to przedstawia zatrucie przez dwa hipotetyczne produkty jeden o wydatku 11% i przekroju 200 barnów, a drugi o wydatku 181,2% i przekroju 21 barnów. Stanowi to 192% produktów pozostałe 8% to ²⁴¹Pu i ²⁴¹Am, które odjęte od całkowitego względnego zatrucia. Względne zatrucie materiałów rozszczepialnych jest ważne przy porównaniu typów reaktorowych. Dostępne dane dla Pu-239 wskazują, że wydatki takie same jak dla U-235 w głównym obszarze ziem rzadkich. Z powodu dużego przekroju na rozszczepienie Pu-239 jego produkty powinny powodować około 20% mniejsze względne zatrucie niż dla U-235. U-233 jest b. odpowiednim niż U-235 z powodu niższego wydatku produktów rozszczepieniowych w obszarze ziem rzadkich.

POOR ORIGINAL

- 24 -



względne zatrucie

Rys. 5

wypalenie

- 25 -

Bezpośrednie obliczenia dla U-233 podane na rys. 4 wskazują, że względne zatrucie jest około 19% mniejsze niż dla U-235.

Z obliczeń można określić rozkład zatrucia przez każdy poszczególny pierwiastek. Wskazuje to, który z pierwiastków należy usuwać aby jak najbardziej zmniejszyć zatrucie. W tabl. 2 rozkład poszczególnych pierwiastków jest podany dla wypalenia 0,1 i 1,0. Widąc, że Xe^{135} i Sm^{149} są najważniejszymi truciźnami. Ponieważ jednak nasycenie obu izotopów następuje szybko po uruchomieniu reaktora nie ma możliwości usuwania ich. Ciągłe usuwanie produktów rozszczepieniowych jest możliwe tylko w reaktorze jednorodnym. Nawet gdyby można było zupełnie je usunąć podczas regeneracji paliwa to wkrótce po włączeniu reaktora osiągnęłyby one ten sam stan co przed regeneracją paliwa. Rozkład pozostałych produktów jest podany w tablicy 3. Inne ziemie rzadkie tworzą główną część pozostałych truciźn, a więc proces, podczas którego będziemy usuwać ziemie rzadkie i produkty gazowe będzie wydatnie zmniejszał zatrucie. Jeśli ekonomia neutronów jest nadzwyczaj ważna, jak to ma miejsce w przypadku reaktorów powielających wtedy następnymi ważnymi truciźnami są: technet, rod, ces, molibden i wraz z ziemiami rzadkimi i rzadkimi gazami tworzą 99% truciźn.

Ponieważ produkty gazowe można by odsuńkować łatwiej w sposób ciągły usuwać w reaktorze jednorodnym ośmielone jest jak wtedy zmniejszyć się zatrucie. Podczas tego procesu można usuwać Xe^{135} , który jest główną truciźną oraz nietrwałe izotopy ksenonu, kryptonu, jodu i bromu, które chociaż same nie są poważnymi truciźnami lecz rozpadając się tworzą izotopy o dużym przekroju na pochłanianie. Np. Xe^{135} rozpadając się tworzy Cs^{137} . Chociaż ksenon ma niski przekrój, usuwanie jego zapobiega tworzeniu się izotopów o większym przekroju. Rozważano w wypadku usuwania gazów i wykreślono krzywe dla każdego przypadku na rys. 5. W pierwszym wypadku zakłada się, że wszystkie gazy bez względu na ich czas półrozpadu są usuwane z rdzenia. W drugim wypadku przyjmuje się, że tylko trwałe izotopy gazów lub izotopy gazów o okresie półrozpadu 3 minuty lub więcej są usuwane. Krzywe te pokazują, że zmniejszenie zatrucia o 50% jest możliwe i że im prędzej gaz usuniemy, tym większe jest zmniejszenie zatrucia. Trzeba było założyć ilości różnych izotopów tworzących się bezpośrednio podczas rozszczepienia. Na przykład w łańcuchu o masie 91 wielkość tego łańcucha, który rozpada się przechodząc przez krypton, nie jest znana. Aby podać wartość maksymalnego możliwego zausowania truciźn założono, że wszystkie łańcuchy przechodzą przez produkt gazowy. Dla przypadku gdy usuwamy tylko gazy trwałe i gazy o okresie półrozpadu powyżej 3 min. założenie to jest rozsądne. Jednak dla gazów o bardzo krótkim okresie półrozpadu, takich jak Xe^{143} założenie to jest optymistyczne.

POOR ORIGINAL

- 26 -

W pewnych reaktorach łącznie z reaktorami przedkimi zatrucie przez produkty jest minimalne w porównaniu z zatruciem spowodowanym przez materiały konstrukcyjne. Graniczna liczba wypałów elementów paliwowych jest określona przez własności metalurgiczne uranu i produkty rozszczepieniowe a nie przez zatrucie przez produkty rozszczepieniowe. Tab.4 podaje rozkład pierwiastków obecnych w produktach przy wypaleniu 0,1 i 1.

Tabl.4. Procentowy skład pierwiastków

| Produkt rozszczepieniowy | Wypalenie 0,1 | Wypalenie 1,0 |
|--------------------------|---------------|---------------|
| Ziemia rzadkie | 24,4 | 24,5 |
| Gazy rzadkie | 16,2 | 16,2 |
| Zr | 15,0 | 15,0 |
| Mo | 12,5 | 12,5 |
| Cs | 6,4 | 6,4 |
| Ru | 5,4 | 5,8 |
| Sr | 4,4 | 4,4 |
| Te | 4,0 | 3,6 |
| Ba | 3,2 | 3,2 |
| J, Br | 0,8 | 0,7 |
| | <u>92,4</u> | <u>92,3</u> |
| Inne pierwiastki | 7,6 | 7,7 |
| | 100,0 | 100,0 |

Skład ziem rzadkich przy wypaleniu 0,1: Nd - 9,6%, Ce - 6,0%, La - 3,1%, Pr - 3,0%, Pu - 1,1%, Sm - 0,7%, Eu - 0,5%, Gd - 0,1%.

Bez względu na liczbę atomów wszystkich produktów rozszczepieniowych jest oczywiście 2 razy większa niż liczba rozszczepień. Podczas gdy w wypadku zatrucia ziemie rzadkie były głównym składnikiem z punktu widzenia składu atomowego to tylko 1/4 atomów stanowią ziemie rzadkie, 1/4 atomów to gazy, 1/4 metale szlachetne, 1/4 bardziej aktywne metale. Oznacza to, że układ regeneracji paliwa, który będzie usuwać tylko 2 z 4 rodzajów atomów będzie pozostawiał połowę produktów rozszczepieniowych w uraniu. Ta ocena względnej koncentracji truczyn przy różnych wypaleniach jest stosowana przy badaniach metalurgicznych nasświetlonych elementów paliwowych. Wiele z tych badań można wykonać na modelach elementów paliwowych.

- 27 -

BEZPIECZEŃSTWO PRZY PRZERÓBCE ROZTWORU PALIWA REAKTOROWEGO

Dixon Callihan

Nucleonics, 14, 7/39-42, 1956/

Uwolnienie od przypadkowych i niezmiernych łańcuchowych reakcji jądrowych nabiera wraz z rozwojem znaczenia w miarę rozwoju techniki jądrowej w przemyśle, będącej ekonomiczną i bezpieczną w podstawowej służbie rozwoju i działania reaktora. Znaczną część programu reaktorowego stanowi przygotowanie naturalnych materiałów rozszczepialnych, przerobienie ich na elementy paliwowe i w końcu, po zainicjowaniu promieniowania, odzyskanie niewypalonej części paliwa dla przeróbki i powtórzonego zużycia.

Materiały surowcowe są obecnie przygotowywane w zakładach dyfuzyjnych AEC, w reaktorach wytwórczych w Hanford. Stale elementy paliwowe są wyrabiane w postaci pewnych stopów z metalami - i następnie koszułkowane; paliwa płynne dla reaktorów jednorodnych - przygotowuje się we właściwych procesach chemicznych.

Paliwa po użyciu są przekazywane bezpośrednio do chemicznych zakładów rozdzielających, takich jak w Idaho przy National Reactor Test Station, gdzie pozostawiają izotopów rozszczepialnych są oddzielane od produktów rozszczepienia. W uzupełnieniu swykich rozważań inżynierskich, które są oparte na chemicznych i metalurgicznych wymaganiach i muszą być przeprowadzone w odniesieniu do wszystkich czynności, winna być wprowadzona właściwa kontrola - uniemożliwiająca gromadzenie się takich ilości materiału rozszczepialnego, które mogłyby się stać podstawą łańcuchowej reakcji jądrowej.

Z drugiej strony kontrole takie nie mogą sbytnio pogarszać ekonomiczności przygotowania i odzyskania paliwa, ponieważ koszty te w znacznym stopniu wpływają na koszty uruchomienia reaktora. Ustalenie bilansu pomiędzy dostatecznym bezpieczeństwem i minimum kosztów - było przedmiotem rozległych badań w działalności AEC w ciągu ostatniego dziesięciolecia; wyniki te objęły programy doświadczalne mające na celu wyznaczenie krytycznych parametrów, dających reakcję łańcuchową i ich zastosowanie w procesach działania.

W doświadczeniach krytycznych rozmieszono się materiały rozszczepialne o pożądanej geometrii i postaciach chemicznych - w celu ustalenia warunków, w których zachodzi reakcja łańcuchowa; w paru przypadkach większe znaczenie w tych zagadnieniach ma ustalenie warunków, w których reakcja łańcuchowa nie zajdzie. Doświadczenia mogą obejmować zakres od badania wariantów programu doświadczalne mające na celu wyznaczenie krytycznych parametrów, dających reakcję łańcuchową i ich zastosowanie w procesach działania.

POOR ORIGINAL

- 28 -

Zestaw musi zawierać co najmniej masę krytyczną materiałów rozszczepialnych - jeżeli ma być podtrzymana reakcja łańcuchowa. Masa ta nie jest wartością jednoznaczną - bardzo mocno zależy od wielu czynników. Jeden z nich, który staje się ważny w zakładzie z reprodukcją paliwa, to utrata neutronów.

Ucieczka neutronów zależy od kształtu zbiornika i od zdolności odbijania neutronów przez otaczające materiały. Na przykład - możliwym jest wyszczególnienie rozmiarów zbiorników, które dadzą dość niekorzystny stosunek powierzchni do objętości, uniemożliwiający reakcję łańcuchową bez względu na ilość materiału rozszczepialnego. Jeżeli rura jest obudowana płaszczem chłodzącym, albo blisko znajduje się inne urządzenie lub materiały obudowy - wówczas wymiary będą mniejsze niż miałyby to miejsce gdyby nie było w pobliżu żadnego reflektora.

Inny czynnik, na który bardzo wrażliwa jest krytyczność masy soli wzbogaconego uranu - to obecność jąder moderujących neutrony. Masa krytyczna może zmniejszyć się znacząco - gdy wzrośnie zawartość wody, natomiast przy zbyt niskim rozcieńczeniu - masa krytyczna wzrasta nieograniczenie, ze względu na pochlamanie neutronów przez wodór.

Trzecim wreszcie czynnikiem ograniczającym jest gęstość zawartego materiału rozszczepialnego, jako szczególnie rodzaju czystości izotopowa.

Poniższa tablica przedstawia wartości krytyczne odnoszące się do jednorodnych roztworów wodnych materiałów rozszczepialnych. Do stałych metalicznych paliw tu nie rozważanych - muszą być stosowane inne ograniczenia.

Bezpieczeństwo nuklearne może być zapewnione przez odpowiednie urządzenie całego procesu, a także przez specjalne magazynowanie i transport wewnętrzny; można zastosować jedno lub więcej tych kryteriów. Jest na przykład możliwym zbudowanie zakładu wytwarzającego paliwo - w którym wszystkie urządzenia, włączając w to składy zbiernikowe, są zwyiarowane tak, że nie może nastąpić niebezpieczne nagromadzenie krytycznej ilości materiału, chemiczna jego koncentracja lub bliskość ciał odbijających neutrony. Najwyższa ilość materiału w procesie w każdej chwili - musi być utrzymywana poniżej minimum mogącego podtrzymać reakcję łańcuchową - z uwzględnieniem wszystkich optymalizujących czynników.

Parametry układu krytycznego są najmniejsze przy geometrii kulowej; wartości podane dla trzech izotopów określają objętość kuli krytycznej, otoczonej przez skuteczną, rozległą reflektor wodny. Podkreśla się, że nie ma współczynnika bezpieczeństwa przy tych ilościach i raczej się zastosować współczynnik 2 dla masy - ze względu na błędy dozowania i analizy. Nieco mniejszy współczynnik należy zastosować dla objętości. Chemiczna koncentracja, przy której masa krytyczna poszczególnych izotopów jest najmniejsza, różni się od tej, przy której objętość krytyczna jest najmniejsza.

- 29 -

Zejszcie poniżej którejs z wartości tablicy - zapobiega reakcji łańcuchowej

| materiał rozszczepialny | masa /gr./ /m ³ / | objętość /litry/ | średnica /cm/ | grubość płyt /cm/ | koncentracja /g/litr/ |
|-------------------------|------------------------------|------------------|---------------|-------------------|-----------------------|
| U ²³⁵ x/ | 800 | 6,3 | 12,7 | 3,56 | 11,6 |
| U ²³³ | 588 | 3,5 | 10,16 | ~1,27 | 10,9 |
| Pu ²³⁹ | 509 | 5,0 | 13,72 | 4,83 | 7,8 |

x/ ~ 90 % wzbogacenia

Rostwory trzech podanych izotopów mogą być bezpiecznie poddane procesom i magazynowaniu w cylindrach o wskazanych wewnętrznych średnicach. Bezpieczeństwo jest uwarunkowane przez samą tylko średnicę; kontainer może być dowolnie długi i zawierać dowolną masę przy dowolnej chemicznej koncentracji; może nawet być otoczony reflektorem wodnym.

Podobnie jak objętości roztworów wodnych - płyty nieskończonych rozmiarów mające grubości przybliżone do podanych będą podkrytyczne nawet w obecności reflektora wodnego.

Wodne roztwory mające koncentrację poniżej wartości podanych w tablicy - nie mogą stać się krytycznymi.

Każde z tych ograniczeń dotyczące masy, objętości, średnicy kontainera i koncentracji paliwa - winno niezależnie od pozostałych warunków nie dopuścić do reakcji łańcuchowej. Jest przyjęte, że materiały stosowane w zakładach chemicznych przy procesach to: zwykła woda, beton, stal szlachetna - i że elementy rozszczepialne mają gęstość mniejszą niż 1 g na cm³ w wodnym roztworze, dostatecznie rozcieńczonym dla termizacji neutronów.

Praktycznie wskazane dla bezpieczeństwa jądrowego jest jednoczesne zastosowanie dwu lub więcej kryteriów, tak by uniknąć nieskoniecznych ostrożności. W wielu przypadkach pewne warunki procesu, zupełnie niezależnie od względów jądrowych, zapewniają poważny współczynnik bezpieczeństwa. Np. maksymalna stosowana koncentracja chemiczna może nie być dostatecznie niska aby zapewnić bezpieczny proces, lecz może być dostatecznie niska aby pozwolić na potraktowanie w łagodniejszy sposób wymagań odnośnie rozmiarów. Tak więc bezpieczeństwo działania może być zapewnione przez sumę kilku ograniczeń, z których każde tylko lekko narusza gospodarność. Dość trudno jest sformułować ogólne przepisy zapewniające bezpieczeństwo jądrowe.

Jeżeli w rozpatrywanych procesach zakłada się, że szalenie wodą jest niemożliwe, a inne reflektory - jak ściany betonowe, materiały konstrukcyjne i oczywiście personel - nie znajdują się w pobliżu, wartości parametrów muszą znacznie wzrosnąć. Cylinder o średnicy 20,32 cm z roztworem wodnym U²³⁵ lub Pu²³⁹ bez reflektora

POOR ORIGINAL

- 30 -

neutronów - będzie podkrytyczny przy optymalizowanych wszystkich charakterystykach. Przy tym ściany kontajnera należy rozpatrywać jako oszczędniwy reflektor.

Roztwór U-235 z U-238 nie zmienia granicy masy krytycznej w sposób zasadniczy, aż do mieszaniny zawierającej około 95% U-238. Przy tym wzbogaceniu minimum masy stanowi nieco mniej niż 2 kg U-235. Minimalna objętość krytyczna wynosi około 30 l, a maksymalna średnica podkrytycznego cylindra z reflektorem wynosi 25,4 cm. Z dalszym zmniejszaniem ilości U-235 w mieszaninie wzrastają graniczne wartości parametrów, ponieważ jest wiadomym, że jednorodna wodna mieszanina uranu naturalnego nie może być krytyczna.

Niewielką rolę w procesach z płynami odgrywają dodatkowe trójczyny neutronów. Jedynie gdy bor lub kadm jest w sposób jednorodny rozpuszczony w roztworze - powstaje tu następny problem oczyszczenia; zanieczyszczenia nie są ważne z punktu widzenia współczynników bezpieczeństwa, wpływają natomiast na efektywność lub ekonomizację zadań, realizowanych w procesie chemicznym. Zastosowanie warstwy pochłaniającej neutrony po zewnętrznej stronie zbiornika - zwiększa masę krytyczną wskutek pochłaniania neutronów, które w innym przypadku wchodziły do zbiornika po odbiciu się od reflektora lub od warstwy materiałów rozszczepialnych. Absorbent ciekący normalnie bezreflektorową objętość - wywołuje wzrost jądrowej reaktywności, ponieważ stanowi dodatkowy reflektor. Azot w roztworach azotowych często stosowanych w procesach chemicznych i Pu-240 będący zanieczyszczeniem Pu-239, zwiększają w kilku przypadkach margines bezpieczeństwa.

Niemna ogólnych przepisów dotyczących rozmieszczenia szeregu podkrytycznych składników układu kontajnerów z materiałami rozszczepialnymi. Osłabienie promieniowania neutronowego przez 30,5 cm-ową warstwę wody - zabezpiecza efektywną izolację dla poszczególnych składników, które są zatopione. W ten sposób może być zaprojektowanych kilka układów z indywidualnymi zbiornikami rozmieszczonych w sposób bezpieczny nawet w przypadku zatopienia ich, z wystarczającym odstępem dla wody dostarczonej dla osłony neutronowej. W przypadku braku wody, każdy zbiornik musi być na tyle podkrytyczny by zmiana przewodzenia neutronów pomiędzy nimi była nieznacząca.

Jest pożądanym zastosowanie kilku współczynników bezpieczeństwa, ponieważ regulację procesu osiąga się raczej przez ograniczenie masy lub koncentracji, niż przez ograniczenie wymiarów wyposażenia. Współczynnik ostatecznie ma dwa zastosowania: zabezpieczenie od błędów analitycznych i pomiarowych oraz zabezpieczenie przed niebaczym zbliżeniem do siebie dwu partii. W większości przypadków użycie tego współczynnika było rozciągnięte na projekt wszystkich elementów procesu,

- 31 -

przez zadanie wystąpienia dwu niezależnych zadziałań i wyłączenie urządzenia przed możliwym wzrostem niebezpieczeństwa jądrowego.

Kierowanie bezpieczeństwem nuklearnym jest w miarę rozwoju interesujące i zasługuje na krótkie omówienie. Zakłady przetwórcze, które dysponują znacznymi ilościami rozszczepialnych materiałów pod różnymi postaciami - mają zorganizowane zespoły wykwalifikowanych fizyków i inżynierów biegłych w znajomości ukrytych niebezpieczeństw i metod ich wykrywania; służą oni radą przy kierowaniu produkcją i przy jej organizacji.

Program doświadczeń i analizy prowadzi do bardziej ekonomicznych projektów; kontynuuje się uruchomienie urządzeń przetwarzających i transportujących materiały rozszczepialne. Doświadczenia przeszłości mogą być pewne lecz nie koniecznie skuteczne; postęp ku bardziej liberalnemu traktowaniu procesów - musi być przeprowadzony z ostrożnością.

POOR ORIGINAL

- 32 -

REAKTOR DO BADAŃ INŻYNIERSKICH

Nucleonios, 15, 3/, 41-56, /1957/

W maju br. osiągnął stan krytyczny Engineering Test Reactor w National Reactor Testing Station w Arco, Idaho. W ten sposób została podwojona objętość użyteczna do prób elementów reaktorów w wysokim strumieniu. Jego moc i średnie strumienie wyrażają się liczbami: 175 MW; 4×10^{14} neutronów termicznych $1,1,5 \times 10^{15}$ neutronów prędkich. Daje on możliwość prowadzenia badań w warunkach temperatury, ciśnienia i otoczenia, które naśladują rzeczywiste warunki przyszłych zastosowań.

Zapotrzebowanie na reaktory do badań materiałowych pozostanie niezaspokojonym nawet po uruchomieniu ETR. Początkowo ETR jest przeznaczony na potrzeby obsługi planu rozwoju reaktorów do celów przemysłowych /energia/ i wojskowych /napędy/ Atomic Energy Commission. Nie zostaną zaspokojone rosnące potrzeby związane z planami reaktorowymi prywatnych firm i zagranicy, bowiem pomimo, że przestrzeń doświadczalna ETR będzie się przyczyniać do takich celów, nie należy oczekiwać aby była ona dostępną w poważniejszych rozmiarach.

W zależności od rozwoju potrzeb stawia się wymagania na reaktory do badań, ich możliwości zależą od poziomu umiejętności wykonawczych. Omawiana konstrukcja stanowi kompromis tych względów.

ETR stanowi przykład reaktora bardzo nowoczesnego, ale nie jest on już ostatnim słowem techniki. Wraz z rozwojem problematyki jądrowej będą wzrastać zżyczone wymagania możliwości doświadczalnych. Dlatego pożytecznym będzie prześledzić rozwój koncepcji ETR, jak również spojrzeć poza potrzeby dnia dzisiejszego na reaktory do badań w przyszłości.

Materiał Testing Reactor, pierwszy w całym tego słowa znaczeniu reaktor do badań, dał nieocenione doświadczenia eksploatacyjne dla rozwoju ETR. Oto kilka najważniejszych wniosków:

1. Strumienie poniżej $5 \cdot 10^{13}$ neutronów termicznych/cm²sek. były niepotrzebne. W USA kilka innych reaktorów może dać taki strumień. Dlatego też strefa grafitowa w MTR poza produkcją izotopów była mało wykorzystywana.

2. Kanały eksperymentalne do doświadczeń inżynierskich były bardzo kosztowne i były trudne do zaprojektowania, wykonania i obsługi. Strumień zmniejszał się w nich gwałtownie tak, że większe przestrzenie z jednolitym strumieniem były nieosiągalne.

3. Wiele doświadczeń wymagających więcej przestrzeni dla stworzenia właściwych warunków otoczenia - wysokiego ciśnienia i temperatury - na MTR nie może być wykonanych.

- 33 -

4. Płonowy i pociomy rozkład strumienia nie daje dużej przestrzeni z jednolitym strumieniem.

5. Ważne doświadczenia szczerze z elementami paliwowymi lepiej przeprowadzać w strumieniu reaktorowym niż w strumieniu neutronów termicznych.

W rezultacie ETR zaprojektowano tak aby zapewnić dużą przestrzeń z wysokim strumieniem bezpośrednio w rdzeniu reaktora. Strumień jest dostatecznie jednolity wzdłuż całej jego długości /91,4 cm/. Przewidziano pomocnicze urządzenia typu zamkniętych pętli oryginalnej konstrukcji nadające się do dowolnych chłodziw; nie zastosowano wtórnego reflektora grafitowego.

Na przyszłość przewiduje się cztery rodzaje badań: badanie materiałów, badanie oszczędności, badanie układów rdzenia i badania prototypów reaktorów. Trzy zasadnicze typy reaktorów do badań występują stale dla większości najważniejszych doświadczeń:

1. unowocześniony reaktor do badania materiałów na neutronach termicznych i prędkich, lub na jednym albo drugich;

2. reaktor z połączonymi przestrzeniami doświadczalnymi; w każdej z nich można będzie prowadzić oddzielne doświadczenie;

3. reaktor typu ETR posiadający możliwości doświadczalne pośrednie między unowocześnionym reaktorem do badań materiałów i reaktorem do sprawdzania całych reaktorów lub dużych ich segmentów. Pożądane charakterystyki takich reaktorów przedstawic w zamieszonym tablicy.

Reaktor z małymi kanałami i możliwie najwyższym strumieniem neutronów termicznych jest najpilniejszą potrzebą przyszłości. Strumienie powinny być rzędu 10^{16} . Ponieważ nagrzewanie od promieniowania gamma powoduje duże kłopoty w MTR i ETR, projekty powinny dążyć do maksymalizacji stosunku strumienia do gęstości mocy. Reaktor winien pracować przy najwyższej temperaturze i ciśnieniu dopuszczalnym ze względów eksploatacyjnych i ekonomicznych.

Został opracowany plan wieloprzeznaczeniowego basenu pływającego dla połączonych MTR i ETR. Miałyby on posiadać trzy rodzaje przestrzeni doświadczalnych:

1. duże wypełnione powietrzem przestrzenie, zaopatrzone w uranowe płyty przetwarzające, dające strumień rozszczepienia 10^{11} ,

2. przestrzeń wypełnioną wodą w odcinku niższym widmem rozszczepienia $\sim 10^9$,

3. zbiornik dający normalne reaktorowe widmo uciekających neutronów, wolnych od promieni gamma.

Kolumny grafitowe doprowadzająby neutrony do płyt przetwarzających. Reaktor pracowałby na mocy 1 MW co wymagałoby pewnego chłodziwa.

Rdzeń reaktora ETR zaprojektowano tak aby zapewnić we wnętrzu samego rdzenia duże przestrzenie

POOR ORIGINAL

- 34 -

doświadczalne z równomiernym strumieniem. Doświadczenie nabyte na MTR i badania przeprowadzone w 1954 roku przez Philips Petroleum Co. Atomic Energy Division dostarczyły cennych danych do ostatecznie opracowanego projektu. Ułożenie krytyczności, rozkładu strumienia i skuteczności regulacji sprawdzono krótką serią weryfikacyjnych doświadczeń krytycznych, przeprowadzonych na urządzeniu do pomiarów reaktywności przy MTR, wiosną 1956 roku.

ETR ma rdzeń niesymetryczny zawierający: 49 elementów paliwowych o przekroju 76,2 x 76,2 mm, 12 szarych prętów sterujących, 4 czarne pręty sterujące i 2 pręty regulacyjne w reflektorze. Zwykła woda będąca chłodziwem i moderatorem płynie w dół, przez rdzeń i reflektor berylowy. Każdy pręt sterujący składa się z sekcji paliwowej i sekcji pochłaniającej. Średnie wypalenie w ciągu cyklu trwałego 20 dni wynosi około 33%.

W tablicy poniżej wyliczono przestrzenie przeznaczone do doświadczeń w rdzeniu i reflektorze ETR. Przestrzenie w rdzeniu są ze wszystkich stron otoczone przez elementy paliwowe, w reflektorze znajdują się one w strefie aluminiowej przylegającej do reflektora berylowego. Długość aktywna wszystkich tych przestrzeni wynosi 91,4 cm. Oprócz tego w reflektorze berylowym znajdują się otwory aby w razie potrzeby w okresie późniejszym uzupełnić pewne możliwości doświadczalne.

Otwory o kształtach i górnym dnie zbiornika ciśnieniowego pozwalają na bezpośrednie doprowadzenie chłodziwa do poszczególnych doświadczeń oraz w razie potrzeby sprężonego powietrza, wody pod ciśnieniem i energii elektrycznej bez zakłócania pracy reaktora. Otwory te dają również dostęp dla przyrządów doświadczalnych i technologicznych. W pewnych wypadkach można nawet przez te otwory wyjmować badane próbki lub usunąć z wnętrza całe doświadczenia bez otwierania górnej pokrywy zbiornika reaktora.

Reaktor zapewnia możliwości wykonywania dwóch zasadniczych typów doświadczeń, a mianowicie w łańcuchach zewnętrznych i łańcuchach wewnętrznych. Wszystkie otwory w rdzeniu i reflektorze za wyjątkiem dwóch środkowych 76 x 76 mm można przystosować do pętli zewnętrznych.

W ETR zastosowano elementy paliwowe z płytek aluminiowo-uranowych typu MTR. Mają one aktywną długość 91 cm i będą zawierać ładunek teoretyczny, bez doświadczeń/około 255 g U-235 oraz 1,55 g wypalającego się ztrucia /bez naturalny/. Każdy element składa się z 19 płytek o grubości 1,27 mm i szerokości 66,7 pospawanych z bocznyimi płytami aluminiowymi, tak, że tworzą zeszcply c przekroju 76,2 x 76,2 mm. Każda płytka paliwowa składa się z rdzenia o grubości 0,51 mm z jednoczesnego stopu uranu wzbogaconego, który pokryty jest całkowicie koszulką z aluminium 2 S grubości 0,38 mm. W materiale koszulkowym znajduje się wypalające się ztrucie. Aby zapewnić stały kontakt między rdzeniem i koszulką

- 35 -

płytki prasuje się na gorąco. Cylindryczna końcówka łącząca jest przyspawana do bocznych płyt elementu paliwowego i służy jako prowadzenie oraz utrzymuje element w właściwym położeniu w rdzeniu.

Rdzeń reaktora otacza berylowy reflektor grubości 114 mm. Powoduje on:
 a. spłaszczenie rozkładu strumienia w rdzeniu, a tym samym zmniejsza współczynnik kanału gorącego co pozwala na pracę przy wyższej mocy;
 b. zmniejszenie ucieczki neutronów z rdzenia, zmniejszając tym samym wielkość wadu paliwa;
 c. zmniejszenie wpływu materiałów o dużych przekrojach czynnych znajdujących się w przestrzeniach doświadczalnych w reflektorze aluminiowym na strumień w rdzeniu, izolując rdzeń od reflektora aluminiowego.

Tablica danych Engineering Test Reactor

| | |
|---|---|
| Ogólne | |
| - moc całkowita | 175 MW |
| - gęstość mocy w rdzeniu | 494 kW/litr |
| - czas eksploatacji rdzenia | |
| - dc wymiany | 3500 Mwd |
| - rdzeń - nie włączający | dc doświadczalne |
| - średnica równoważna | 813 mm |
| - wysokość | 914 mm |
| - objętość rdzenia | 354 l |
| - zawartość U-235 /rdzeń | ~14,1 kg początek |
| - początkowy, bez doświadczalne/ | ~9,5 kg koniec cyklu |
| - zawartość U-235 przy pierwszej serii doświadczalne | ~13,3 kg początek |
| - steczek objętości metalu do wody | ~9,6 kg koniec cyklu |
| - średni strumień neutronów termicznych po 3500 Mwd | 0,67 |
| - średni strumień neutronów pośrednich po 35 Mwd | 4.10 ¹⁴ |
| - zawartość ztrucia - rdzeń początkowy, bez doświadczalne | 1,5.10 ¹⁵ |
| - zawartość ztrucia - pierwszej serii doświadczalne | 1,55 g B na element paliwowy; 0,63 g na sekcję paliwową pręta sterującego |
| - zawartość ztrucia - pierwszej serii doświadczalne | 2,62 g B na element paliwowy; 1,07 g na sekcję paliwową pręta sterującego |
| Paliwo | |
| - element paliwowy /całość/: | kwadrat 76,2x76,2x1397 mm materiał aluminium 2S. |
| - ilość elementów | 49/ oraz 16 w prętach sterujących w mniejszych ramach/ |
| - ilość płytek w elemencie paliwowym | 19 |
| - ilość płytek w sekcji paliwowej pręta sterującego | 16 |

POOR ORIGINAL

- 36 -

Sterowanie
- konstrukcja prętów sterujących

- przekrój kwadratowy w górnej części sekcji pochłaniającej w dolnej paliwowa / wyjątkiem regulacyjnych, które nie zawierają paliwa
- ilość prętów:
 - czarnych 4
 - szarych 12
 - regulacyjnych 2
 - wartość prętów:
 - czarnych/wszystkich 4/ 14,4% Δ k/k
 - szarych /każdego/ 1% Δ k/k
 - regulacyjnych /każdego/ 0,4% Δ k/k
- W reflektorze berylowym umieszczone są dwa pręty regulacyjne.

Chłodzenie

- ciśnienie na wlocie do zbiornika 14 ata
- temperatura wlotowa chłodziwa 43°C
- temperatura wylotowa chłodziwa 59°C
- ilość przejść chłodziwa przez reaktor 1
- prędkość chłodziwa na odciuku paliwowym 10,7 m/sek.
- wydatek chłodziwa 168 m³/min.
- powierzchnia wymiany ciepła 112 m²
- średnie natężenie ciepła 120.10⁶ kcal/godz./m²
- maksymalne natężenie ciepła 312.10⁶ kcal/godz./m²
- współczynnik kanału grzewczego 2,5
- maksymalna temperatura na powierzchni elementu paliwowego 136°C

Reflektor z berylu QMW wazy 635 kg i składa się z czterech bloków 952 x 877 x 114 mm. Reflektor aluminiowy otacza reflektor berylowy i składa się z elementów o wymiarach 76 x 76 x 952 mm. Każdy element aluminiowy może być usunięty dając dodatkową przestrzeń doświadczalną. Przepływająca przez elementy aluminiowe woda pod ciśnieniem, chłodzi je.

Układ sterowania BTK pozwala sterować reaktorem kompensując temperaturowy współczynnik reaktywności, przebieg zatrucia ksenonem i samarem, wypalenie i gromadzenie się produktów rozpadu. Odpowiada to doświadczeniom tego rodzaju jakie będą przeprowadzane w BTR, w których różnego rodzaju elementy paliwowe będą naświetlane w pętach doświadczalnych przez długie okresy czasu. Do prętów sterujących wytracając napęd mechaniczny, zastosowanie nowych typów układów małych

- 37 -

zatruczeń /jak np. rozprowadzenie zatrucia w chłodziwie/ wyjątkiem przeprowadzenia prac badawczych.

Pr naturalny wprowadzenie do elementów paliwowych aby zmniejszyć reaktywność, którą muszą pochłaniać urządzenia sterujące. Przekrój czynny na pochłanianie bczu jest taki, że mniej więcej jego wypalenie kompensuje się wypaleniem uranu. Nic osiągnięć idealnej kompensacji, ale wypalające się zatrucie powoduje, że spadek reaktywności na skutek wypalenia zmniejszy się z 15% do 7%. W związku z niedokładnie dobraną kompensacją, reaktywność w początkowym okresie pracy reaktora jest mniej więcej stała /lub nawet wzrasta przy umieszczeniu w reaktorze niektórych doświadczeń/ zaś w okresie końcowym spada.

Urządzenia sterownicze muszą zapewniać możliwość zmiany reaktywności ze względu na: ksenon 3%, inne produkty rozpadu 1%, zmiany temperaturowe 1%, niedokładnie dobrane zatrucie 7%, co w sumie daje 12% pomijając jakieś możliwości eksploatacyjnego regulowania w pewnych granicach. W istocie rzeczy zapas reaktywności na ksenon i niedokładnie dobrane zatrucie są dodane niewłaściwie.

W BTR można przewidzieć tylko bardzo nieznaczne ilości ksenonu. Dlatego też, albo przypadkowe wyłączenia reaktora będą likwidowane w bardzo krótkim czasie, lub reaktor będzie przełączany, albo też trzeba będzie przeliczyć go w stanie wyłącznym aż do czasu rozpadu ksenonu. Czas, w którym można powtórnie uruchomić reaktor po wyłączeniu zmienia się od 26 minut na początku cyklu, do zera po około 17 dniach pracy.

Aby zapewnić właściwe sterowanie bez większych zakłóceń strumienia, używa się prętów szarych i czarnych. Każdy z dwunastu prętów szarych składa się z szarej sekcji pochłaniającej i z sekcji paliwowej w dolnej części. Przekroje czynne na pochłanianie i rozpraszanie materiału szarej sekcji pochłaniającej są mniej więcej takie same jak i zwyczajnego elementu paliwowego, ale sekcja pochłaniająca nie zawiera materiału rozszepialnego.

Stąd, wprowadzenie szarego pręta powoduje tylko zakłócenie strumienia z powodu usunięcia z tej przestrzeni źródła neutronów prędkich. Ponieważ wydajne źródła neutronów termicznych znajdują się niekiedy więc zmniejszenie strumienia wykonywane przez szary pręt jest nieznaczne. Razem dwanaście prętów szarych daje do dyspozycji 12% pochłaniania. Są one równomiernie rozmieszczone w strefie najwyższej wagi statystycznej rdzenia.

Cztery pręty czarne składają się z górnej części pochłaniającej i dolnej paliwowej i są używane w razie potrzeby do wyłączania reaktora. W czasie normalnej pracy reaktora pręty czarne znajdują się na zewnątrz rdzenia. Cztery pręty czarne kompensują 14,4% k.

Wszystkie 16 prętów używa się do wyłączenia awaryjnego; wówczas w bardzo krótkim czasie można uzyskać

POOR ORIGINAL

- 38 -

znizzenie reaktywnosci o 26% opuszczajac wszystkie pręty w rdzeń. Pręty sterujace pod sekoja pochlaniajaca i paliwową maja amortyzator wstrzasow. Mechanizmy napędowe są przerobka uzywanych w reaktorze ORR /Oak Ridge Research Reaktor/ z magnetycznym wyzwaniem wyłączenia awaryjnego. Pręty napędzane są z dołu, w wypadkach wyłączenia awaryjnego opuszczania przyspieszane jest obciążeniem i różnicą ciśnienia. Dwa pręty regulacyjne napędzane automatycznie przez szybki serwosystem kompensują małe zmiany reaktywności. Maja one zdolność pochlania 0,4% k każdy i używa się je tylko wtedy kiedy inne nie pracują.

Za pomocą układu sterujacego można szybko znizć reaktywność. Jest sześć sposobów wyłączenia: przedkie wyłączenie awaryjne przez aparaturę elektroniczną, awaryjne wyłączenie całkowite, awaryjne wyłączenie niezupełne, tłumienie, szybkie obniżenie reaktywności i powolne obniżenie reaktywności.

Przedkie wyłączenie awaryjne przez aparaturę elektroniczną następuje na skutek wysokiego strumienia neutronów, krótkiego okresu reaktora oraz przerwy w zaopatrzeniu elektrycznością układów zabezpieczających lub przyrządów. W tym wypadku zostają wyzwolone wszystkie pręty sterujace i szare.

Awaryjne włączenie całkowite następuje od działania urządzeń blokujacych doświadczona, przerwy w zaopatrzeniu zabezpieczeń, niskiego przepływu wody, niormalnej różnicy wody, niormalnej różnicy temperatur oraz wzrostu mocy. Przekazniki wyzwala ją wówczas pręty szare i czarne.

Awaryjne włączenie niezupełne następuje od działania urządzeń blokujacych doświadczona, wysokiego strumienia neutronów, wzrostu mocy, lub wzrostu przepływu wody wysokiej temperatury wody na wlocie i wylocie. Włączenie to przeprowadza się wybraną ilością prętów szarych i czarnych znizajaco dość powoli poziom mocy tak, że po powrocie do normalnego stanu pracy, reaktor można uruchomić bez powtarzania procedury rozruchowej.

Tłumienie może być wywołane przez wysoki strumień neutronów, krótki okres reaktora, wysoką aktywność N16, wysoką temperaturę na wlocie lub wylocie z reaktora, niskie ciśnienie wody, jej znizony przepływ, lub niormalną różnicę temperatur czy ciśnienia. W tych wypadkach szare pręty opadają do rdzenia znizajaco moc do czasu aż operator nie przerwie tłumienia.

Szybkie obniżenie reaktywności następuje przy niormalnych warunkach doświadczalnych oraz nadmiernym strumieniu wskazywanym przez termoelementy. Może być ono również spowodowane bezpośrednio przez operatora. Za pomocą serwo urządzenia napędzanego wysoko-obrotowym silnikiem z oporem logarytmicznym opuszczają się wówczas pręty regulacyjne.

- 39 -

Powolne obniżenie reaktywności następuje przy wysokim strumieniu neutronów, niormalnych warunkach doświadczalnych, wyskiej aktywności N16, nadmiernym strumieniem wskazywanym przez termoelementy niskim ciśnieniem wody, jej za małym przepływem, niormalną różnicą ciśnienia lub temperatur oraz zwiększeniem mocy pompowania. Może być ono również spowodowane różnicą. Za pomocą serwo-urządzenia napędzanego wolnoobrotowym silnikiem z oporem logarytmicznym, pręty regulacyjne opuszczają się powoli w dół.

Oprzyrządowanie składa się z sześciu następujących zasadniczych podzespołów: ogranicznika strumienia, mocy i okresu, powtórnego rozruchu, automatycznej regulacji strumienia, regulacji obiegu chłodzącego, galwanometru odchyłowego. W ETR zastosowano większe oprzyrządowanie niż w MTR. Zabezpieczający ogranicznik strumienia przez swoje podzespoły kontroluje wewnątrzreaktorowe nieskompensowane komory jonizacyjne jak również rejestruje całkowity strumień w reaktorze. Podzespół mocy i okresu wskazuje logarytm mocy reaktora i rozwijany okres reaktora. Podzespół powtórnego rozruchu kontroluje rozruch i daje informacje o osiągnięciu stanu krytycznego. W jego skład wchodzi następujące układy: układ obsługujący zapewniający właściwą kolejność operacji, układ okresu rozruchu, zapisu mocy przy rozruchu, regulowania położenia komór rozszechpion wewnątrz reaktora /wyciągający je kiedy strumień wzrośnie/. Podzespół automatycznej regulacji strumienia /w ramach możliwości prętów regulacyjnych/ reaktora, utrzymuje go na zadanym poziomie za pomocą jednego z dwóch napędzanych serwo-mechanizmami prętów regulacyjnych. Podzespół regulacji obiegu pierwotnego oddziałuje na takie parametry jak przepływ, temperatura, ciśnienie itd. Podzespół galwanometru poziomowi daje dokładne wskazania zmianom poziomu mocy reaktora.

Zbiornik ciśnieniowy obciążony jest na wodę pod ciśnieniem 17,6 at, o temperaturze 93°C. Woda wpływa przez zawór stożkowy /914 mm/ do urządzenia rozdzielczego. Na wylocie znajduje się również zawór stożkowy 914 mm. Koryto spowolniane do rozdzielcznika znajdujące się na przejściu z większej średnicy zbiornika w mniejszą pozwala na opuszczanie elementów paliwowych ze zbiornika do kanału.

Wewnętrzna osłona termiczna obniża promieniowanie do takiego poziomu aby nie powodowało naprężeń cieplnych w ściankach zbiornika. Wewnętrzna osłona termiczna stanowiącą osłony stalowe płyty cylindryczne oraz przylegająca do nich woda. Na wewnętrznej osłonie termicznej użyto z przyczyn ekonomicznych więcej stali niż w rzeczywistości potrzeba. Powoduje to zmniejszenie ilości stali potrzebnej na zewnętrznej osłonie termicznej. Zewnętrzna osłona termiczna zabezpiecza betonowe osłony biologiczne od nadmiernego nagrzewania. Zewnętrzna osłona

POOR ORIGINAL

- 40 -

termiczna składa się z 89 mm warstwy ołowiu z wewnętrznym obwodem chłodzącym ze stali nierdzewnej. Obliczono ją tak, aby utrzymywać wewnętrzną powierzchnię betonowej osłony biologicznej w temperaturze poniżej 49°C.

Przewiduje się, że w ETR wymiana paliwa będzie następować po upływie każdego 17 dni. Trzy dni przeznaczają się na wymianę paliwa i próby konserwacyjne. W rzeczywistości te czasy będą zależały od umiejętności i doświadczenia operatorów i planu pracy. Dwugodzinny okres chłodzenia wystarczy aby można było rozpocząć po usunięciu pokrywy zbiornika, operację wymiany paliwa ze stanowiska wmontowanego nad zbiornikiem. W czasie wymiany paliwa w reaktorze pozostaje dostateczna ilość wody aby ochronić obsługę wymieniającą paliwo od przekroczenia dopuszczalnej dawki napromieniowania. Końce aktywnej części pozostają nie mniej niż na 138 cm pod powierzchnią wody przez cały czas. Wyciągnięte z rdzenia elementy paliwowe i płyty sterujące opuszczane są do koryta spustowego. Z koryta spustowego elementy dobiegają się do rury mechanicznego transportera. Rura wyrzuca elementy do kanału skąd są one wciągane do sita odstojnika. Sekcje doświadczalne długości do 4,75 m mogą być spuszczone przez koryto spustowe po usunięciu rury transportera. Sekcje dłuższe niż 4,75 m trzeba wyciągać przez wierzech.

Projekt ETR pochodzi częściowo z projektu koncepcyjnego opracowanego przez Philips Petroleum Co. W 1955 Atomic Energy Commission zawarła pierwszy kontakt z Kaiser Engineering na opracowanie projektu i budowę. Kaiser z kolei zlecił General Electric projekt i konstrukcję rdzenia i sterowania. W chwili osiągnięcia przez reaktor stanu krytycznego minęło dwa lata od chwili rozpoczęcia prac nad projektem, a półtora od rozpoczęcia budowy.

Reaktor jest na ogół normalny za wyjątkiem tego, że pręty sterujące są napędzane z dołu i że otwory przelotowe dają możliwość urządzenia pętli doświadczalnych w reaktorze. Zasadniczą przyczyną zastosowania napędu z dołu prętów sterujących było to, aby powierzchnia nad reaktorem była jak najmniej zajęta, zwiększając tym samym powierzchnię dla prac doświadczalnych. Przez pętle przechodzące wewnątrz reaktora, badany czynnik może cyrkulować stale z rejonu rdzenia do doświadczalnych odsieków na poziomie fundamentów budynku i z powrotem, lub też całe doświadczenia można prowadzić całkowicie wewnątrz zbiornika reaktora.

Całkowity koszt ETR wyniósł 17,2 mln \$, wliczając opracowanie, badania i wykonanie. Budżet początkowy przewidywał na te cele 18,3 mln \$. Rozbicie na poszczególne pozycje wyglądało następująco:

- 41 -

| | |
|--|-------------|
| - reaktor i oprzyrządowanie | 2,9 mln \$ |
| - budynek reaktora | 2,2 " " |
| - całość urządzeń doświadczalnych i pomocniczych | 2,1 " " |
| - układ chłodzenia i związane z nim budynki | 4,2 " " |
| - elektryfikacja obiektu | 2,1 " " |
| - zabezpieczenia przed zimą | 0,3 " " |
| - wszystkie pozostałe koszty | 0,8 " " |
| Całość budowy | 14,6 " " |
| Projektowanie, badanie i nadzór | 2,6 " " |
| Razem : | 17,2 mln \$ |

Całe urządzenie ETR składa się z następujących zasadniczych części: reaktor, kanał odstojnika, pierwotny i wtórny układ chłodzący, urządzenia doświadczalne, budynki pomocnicze, łącznie z istniejącymi już na terenie urządzeniami. ETR znajduje się obok MTR na terenie National Reactor Testing Station. Z tego względu nie było potrzeby budować całego zaplecza jak np. laboratoria, składy, a trzeba było tylko wykonać połączenie ETR z istniejącymi już urządzeniami.

Pętla doświadczalna wygląda w ten sposób, że przechodzi przez cały reaktor zakręcając pod kątem prostym pod pokrywą reaktora i wychodzi na zewnątrz. Od dołu przechodzi przez dno reaktora i jest odprowadzona na poziomie fundamentów. W odsieku tym znajduje się nie wiele aparatury doświadczalnej i sterującej związanej z pętlą ponieważ do tych celów przeznaczone są pomieszczenia na następnym poziomie. Na poziomie fundamentów znajdują się tylko elementy urządzeń doświadczalnych jak wymienniki ciepła, pompy, silniki i tego rodzaju rzeczy.

Do mechanizmów napędu prętów sterujących jest dojeżdżenie z pomieszczenia pod reaktorem, do którego przechodzą pręty sterujące. Stosunkowo duża wysokość tego pomieszczenia pozwala usuwać duże sekcje wyciągniętych prętów w całości. Materiały radioaktywne takie jak elementy paliwowe, wyposażenie doświadczalne, pręty sterujące itp. uważa się że zbiornika przez koryto spustowe i przechowuje w kanale do dalszej dyspozycji.

Od początku było wiadomo, że najtrudniejszym problemem i stąd wymagającym najwcześniejszego przystąpienia do jego opracowania będzie szkielet reaktora. Wymiary obliczono jeszcze w październiku 1955 roku aby określić potrzebną wielkość wykupu pod budynek reaktora. Zbiornik jest umiarkowanie normalnych rozmiarów. Ma on wysokość około 10,7 m, górną średnicę 3,66 m i dolną 2,44 m. Obliczeniowe ciśnienie 17,57 atm i temperatura 93°C. Sam zbiornik waży 68 ton, waga eksploatacyjna wynosi 159 ton. Woda przepływająca przez zbiornik w ilości około 166 m³/min. Wywiera ciśnienie do 10 ton na osłonę rury wlotowej o średnicy 916 mm.

POOR ORIGINAL

- 42 -

Przy wykonaniu zastosowano sposoby konwencjonalne. Część cylindryczna zbiornika została wygięta z płyt i zespawana zgodnie z normami ASME dla ciśnieniowych zbiorników nieogrzewanych. Eliptyczna pokrywa górna posiada króćce i kołnierze przymocowane w normalny sposób. Zbiornik wykonano ze stali węglistej i wyłożono warstwą stali nierdzewnej 304 L. W pewnych wypadkach zastosowano bardziej precyzyjne i szczegółowe metody niż to przewidują normy - ultra dźwiękowe badania wszystkich materiałów, ośkowite badania radiograficzne, próby farbą oraz badania kucia i spawów metodą magnetyczną. Tolerancje technologiczne na równoległość, owalność, płaskość, prostopadłość ustawienia itd. były znacznie lepsze niż w normach.

Uchciał zbiornik otrzymać oficjalny znak Komisji norm; to jednak normy służyły jedynie jako wymagania minimalne szczegółowej analizie, poddano bowiem naprężenia w każdym elemencie. W trakcie prac znaleziono w kilku ogólnie przyjętych normach błędne wskaźniki. Autorzy norm zgodzili się wnieść poprawki do następnych wydań norm.

Konstrukcja dna zbiornika pozwala przenikać do wnętrza zbiornika rurom doświadczalnym i prętom sterującym. Są one uszczelnione za pomocą dławnic zapobiegających przeciekom, co daje również możliwość przesunięcia w związku z rozszerzeniami cieplnymi. Możliwym jest usuwanie rur doświadczalnych prętów sterujących i wszystkich oo przechodzi przez dno bez jakiegokolwiek straty wody ze zbiornika.

Łącznie w dnie znajduje się 37 otworów o średnicach w granicach od 63,5 mm do 152 mm. Wszystkie one znajdują się w środkowej części dna na powierzchni o średnicy 916 mm, całe dno posiada średnicę 1651 mm i grubość 216 mm. Obciążenie dna od ciśnienia i ciężaru w całości wynosi ponad 590 ton. Jest to mniej więcej tak jak gdyby podciął składający się z dwunastu 50-cio tonowych wagonów ułożonych jeden na drugim ustawiono na tym całym otworze dna. Oprócz tego w wypadku wyłączenia awaryjnego gdy 16 prętów sterujących spadnie z najwyższego położenia na środek dna działa obciążenie dynamiczne 72 ton.

Wszystkie te otwory dla rur doświadczalnych i rur prętów sterujących powodują, że dno wygląda jak kawałek sera szwajcarskiego, otwory stanowią więcej niż 20% objętości dna. W części środkowej dna więcej niż 40% metalu jest usunięte. W niektórych miejscach między brzegami otworów odległość wynosi 35 mm. W takich miejscach znajdują się właśnie punkty maksymalnych naprężeń, osiągających 1476 kg/cm² przy zrzuconiu prętów sterujących. Usasadnia to potrzebę szczególnych badań naprężeń.

Podpory podtrzymujące zbiornik muszą wytrzymać obciążenie w kierunku pionowym 228,6 ton, przy czym

- 43 -

w ten sposób, aby rozszerzenia cieplne nie spowodowały naprężeń, lub przesunięć zbiornika czy kolektorów wody chłodzącej, co mogłoby być niebezpieczne i niepożądane.

Wielu kłopotów przysporzyła decyzja o zastosowaniu prętów sterujących napędzanych od dołu. Mechanizmy napędowe stały się tak długie, że pręty przechodzą przez pomieszczenia bezpośrednio pod reaktorem i wystają do pomieszczenia następnej kondygnacji /w którym znajdują się napędy prętów/ wykutego w skale poniżej dna zbiornika na 7,6 m. Ponieważ pręty sterujące oparte są i o dno zbiornika i o konstrukcję budynku więc powstał problem możliwości wzajemnego przesunięcia się tych punktów pod wpływem rozszerzenia się lub obciążenia zbiornika. Kilka setnych milimetra może doprowadzić do niedopuszczalnego wypadku, jakim jest zaklinowanie prętów sterujących nie dopuszczające ich opadnięcia w wypadku wiązania awaryjnego. W wyniku współpracy projektantów budowlanych i mechaników powstał system podpierający zbiornik, który nie ogranicza przesunięć zbiornika, ale ściśle określa ich kierunek, a także daje możliwość pionowych przesunięć łącząc prowadząc prętów.

W zbiorniku przejście z dużej średnicy na małą znajduje się między wlotowym i wylotowym kolektorem wody chłodzącej w związku z umiejscowieniem podparcia na przejściu obie rury kolektorów mają jednakowe przesunięcia od rozszerzenia cieplnego zbiornika. Cstatocznie wybrana konstrukcja podparcia spoczywa na betonie osłony biologicznej i daje stosunkowo jednolite podparcie na całym obwodzie przejściowym zbiornika. Oprócz tego, że podpora niesie obciążenia pionowe, daje ona możliwość rozszerzenia promieniowego oraz zapewnia prowadzenie zbiornika w dolnej /większej/ części zabezpieczając go od obrotu wokół osi pionowej i odchylenia tej osi od położenia pionowego.

Podpory zbiornika noszą: cały ciężar zbiornika wraz z jego zawartością, ciężar pokrywy oraz uderzenia przy awaryjnym opadaniu prętów sterujących. Obciążenia te z grubsza biorąc są następujące:

| | |
|---|----------|
| - zbiornik, pokrywa i wewnętrzna osłona termiczna | 68,0 ton |
| - woda i zawartość zbiornika | 74,4 " |
| - załadunek przestrzeni doświadczalnych | 13,6 " |
| - uderzenia prętów sterujących | 72,6 " |

razem : 228,6 tony
Założenia projektowe obejmowały następujące zagadnienia:

1. Promieniowe i pionowe rozszerzenia cieplne zbiornika nie mogą powodować zaciśnięcia prętów sterowniczych przechodzących przez dno.
2. Sprowadzić do minimum przesunięcia rur kolektorów wodnych.

- 44 -

3. Stworzyć jednolitą podporę wokół całego zbiornika tak, aby nie skoncentrować naprężeń w odcinku przejściowym.

4. Zapewnić aby podpory rozszerzały się wraz ze zbiornikiem i pozostawały z nim w stałym kontakcie.

5. Zmontować podpory bez dokładnych tolerancji i ustalić dokładnie położenie zbiornika.

6. Nie zajmować przestrzeni pod reaktorem wspornikami, filarami itp.

7. Zapewnić swobodę rozszerzenia cieplnych zbiornika, aby nie powstawały w nim naprężenia, na które zbiornik nie jest obliczony.

8. Układ podparcia nie może wymagać doglądania ponieważ po zmontowaniu osłony biologicznej będzie niedostępny.

Płyta łoża zbiornika jest jednolita i nie podaje się rozszerzeniem cieplnym zbiornika. Opiera się ona w 20 punktach rozmieszczonych w równomiernych odstępach. Obejmuje ona odcinek przejścia z większej średnicy na mniejszą i jest przyspawana do zbiornika, którego ciężar rozkłada się na całej powierzchni. Zbiornik i podpory rozszerzają się jednocześnie tak, że nie może zajść wypadek, że zbiornik nie opiera się na którejś z podpór. Ciśnienie na płytę wynosi około $2,1 \text{ kg/cm}^2$ i jest odcinkiem niższe dlatego, że wsporniki o przekroju "U" są przyspawane do zakończenia dolnej części zbiornika, mającego w tym miejscu większą grubość ścianki, którym łączy się on z przejściem na większą średnicę. 20 punktów oparcia przekazuje obciążenie na 34 płyty dylatacyjne i w ten sposób obciążenie na jednostkę powierzchni wynosi 28 kg/cm^2 . Są to specjalnie przetranszowane do takich celów płyty samosmarujące się ze stopu brązowego, o wytrzymałości na nacisk 84 kg/cm^2 i temperaturę 2880°C . Przyjęto współczynnik bezpieczeństwa 3 aby zabezpieczyć się na wypadek gdyby obciążenie na wszystkie płyty było niejednakowe. Podparcie w okolicach koryta spustowego wykonane jest w postaci kratownicy ponieważ nie ma tu betonu, na którym można by było oprzeć. Płyty są połączone między sobą mocnym kątownikiem dając całemu układowi większą wytrzymałość na obciążenie boczne oraz ubezpieczają go od obrętu. Do zbiornika przyspawany jest powierzchniowo pierścień ustawiony z kątownika; pierścień ten swoją powierzchnią opiera się na podkładce leżącej na konstrukcji płóz, zanim płyty nie zostaną przyspawane do zbiornika.

Przy zmianie temperatury o 66°C zbiornik promieniowo rozszerza się o około 2,8 mm. Rozszerzenie to jest kierowane przez prowadzące kołki, umieszczone w podłużnych otworach rozmieszczonych wokół obwodu zbiornika, pozwalające tylko na rozszerzenie w kierunku promieniowym. Dno zbiornika ustawione jest poziomo w granicach tolerancji $\pm 0,08 \text{ mm/m}$. Zachowanie tej tolerancji zapewniono w czasie montażu zbiornika; po opuszczeniu zbiornika na miejsce ustalone poziome położenie

- 45 -

dna oraz współosiowość zbiornika i konstrukcji nośnej, a następnie przyspawano płyty do zbiornika. Potem zostały przyspawane kątowniki łączące wszystkie płyty, zapewniając konstrukcji nośnej sztywność i wytrzymałość na momenty kręzące. Cały zbiornik ma możliwość swobodnych rozszerzeń promieniowych oraz pionowych w obie strony od płoż. Umieszczenie opór między wlotem i wylotem chłodziwa spowodowało do minimum przesunięcia rur doprowadzających o dużych średnicach. Jeśli chodzi o zapewnienie pionowego połączenia zbiornika to na dolnym końcu zbiornika przewidziano cztery prowadzące występy, które nie przeszkadzają przesunięciom pionowym ale zabezpieczają od przesunięć poziomych i obrótów. Występy te przyspawano do zbiornika po ustawieniu go z zachowaniem tolerancji montażowych. Szczelina między występem prowadzącym i prowadnią wynosi $0,08 \pm 0,06 \text{ mm}$. Prowadnice są pewnie umocowane w betonie osłony.

Pierwotny układ chłodzący charakteryzuje się temperaturą na wlocie równą 430°C , wydatkiem $168 \text{ m}^3/\text{min}$. przy ciśnieniu 14 ata. Przedsięwzięto środki aby wykluczyć możliwość twórczenia się pęcherzyków gazu w rdzeniu i aby zapobiec wrzeniu w obiegach pierwotnych w wypadkach. Zmieszczona woda w obiegu pierwotnym przepływa przez reaktor i stronę rurową rurowego wymiennika ciepła. Ciepło z obiegu wtórnego przekazywane jest w atmosferę przez wieże chłodnicze.

Z punktu widzenia oszczędności pożądanym jest aby chłodziwo opuszczało reaktor przy możliwie najwyższej temperaturze, aby mieć dużą średnią arytmetyczną różnicę temperatur w wymienniku ciepła. Po rozważeniu tych spraw obciążenia wykazały, że wlotowa temperatura chłodziwa nie powinna przekraczać 43°C w celu zabezpieczenia się od wypalenia paliwa w pewnych złożonych warunkach awaryjnych. Rozważania tego typu są ogromnie niedokładne i być może, że wyższa temperatura wlotowa mogłaby być spokojnie zastosowana. Jednakże, aby uzasadnić zastosowanie wysokiej temperatury trzeba było przeprowadzić wymagający wiele pracy i kosztów cykl doświadczeń. W wypadku pozytywnych rezultatów tych doświadczeń mogłaby być zastosowana wyższa temperatura odpowiadająca do maksymalnego strumienia cieplnego równego $312 \cdot 10^6 \text{ kcal/m}^2/\text{godz}$.

Do dziś dnia żaden reaktor w normalnych warunkach pracy nawet nie zbliżył się do takich obciążeń cieplnych zaś dla zrobienia jakiegś umiarkowanego ekstrapolacji zbyt mało jest doświadczeń. W tej sytuacji powstaje realny problem oszczędzenia około 200 tys. \$ na obwodzie pierwotnym jeśli by podnieść temperaturę wlotową z 43°C do 53°C . W normalnych warunkach powinna być wmontowana zapasowa sekcja wymiennika ciepła, aby w czasie remontu jednej z sekcji reaktor mógł pracować na pełną moc. Nie wykonując na razie sekcji zapasowej zaoszczędzono 200 tys. \$, chociaż w budynku wymienników ciepła

- 46 -

na wypadek gdyby była potrzebna pozostawiono wolne miejsce. W czasie pierwszego roku pracy będzie się prowadzić doświadczenia w celu weryfikacji cieplnej charakterystyki rdzenia. W ten sposób można będzie uniknąć kosztownych doświadczeń prowadzonych poza reaktorem dla określenia możliwości podniesienia temperatury wlotowej z 43°C do 54°C. W wypadku pozytywnych rezultatów doświadczeń z istniejącego już wymiennika ciepła będzie można wydzielić sekcję zapasową co w rezultacie da oszczędność 200 tys. \$.

Rozważono różne układy chłodzenia aby wybrać dla ETR najbardziej ekonomiczny. W tablicy poniższej pokazano skalkulowane koszty całkowite oparte na kosztach ruchu i kosztach 9% amortyzacji nakładów inwestycyjnych. Ponieważ wariant 2, - wieża chłodnicza połączona z wymiennikiem ciepła ze stali nierdzewnej, daje najniższe koszty roczne, został on wybrany. Porównując wymienniki ciepła ze stali nierdzewnej i z aluminium na korzyść pierwszych przemawia kilka momentów takich jak większe doświadczenie stosowania w warunkach reaktorowych i fakt, że potrzebny będzie znacznie mniejszy przepływ przez urządzenie do zmiekania aby utrzymać pożądaną stopień zanieczyszczenia rzędu 1/2 cząsteczki na milion. Zmniejsza się również kłopot z usuwaniem uszkodzeń od promieniowania.

Podtrzymywanie ciśnienia w układzie odbywa się przez stałe pompowanie wody do układu i wypompowywanie jej w takim stopniu w jakim potrzebne jest do utrzymania i regulowania ciśnienia. Pompa ciśnieniowa pobiera wodę ze zbiornika odgazowywacza i pompuje ją do układu przez zawór regulacyjny ustawiony na przepływ 1,135 m³/min. Zbiornik kompensacyjny zapełniony jest w 2/3 swojej objętości powietrzem służącym przy normalnych warunkach pracy jako poduszka, w takim łatwiej jest regulować ciśnienie w wąskich granicach. Wypełnia on również ważną funkcję awaryjnego źródła wody i ciśnienia.

Powstawanie gazu w rdzeniu musi być wykluczone, aby utrzymać jak najwyższe znaczenie współczynnika wymiany ciepła. Zbiornik odgazowywacza może pracować przy ciśnieniu atmosferycznym lub podciśnieniu. Opierając się na rozważaniach teoretycznych i doświadczeniach ustalono, że w stanie równowagi można utrzymać koncentrację H₂ i O₂ rzędu 5 cm³/litr, /rozpuszczalność wyrażona w objętości zajmowanej przez gaz w normalnych warunkach/, jest to znacznie mniej od minimalnej rozpuszczalności w układzie, wynoszącej 160 cm³/l. na wlocie do pompy układu pierwotnego.

Kilka przyczyn wpłynęło na włączenie do układu zbiornika odgazowywacza. Pierwszą z nich jest to, że obecnie brak jeszcze doświadczenia eksploatacyjnego z zastosowania wody o tak małej zawartości cząstek stałych jak 1/2 cząsteczki na milion w reaktorze w rodzaju ETR

- 47 -

Po drugie, w zbiorniku można będzie usuwać izotopy gazów szlachetnych na wypadek uszkodzenia jakiegoś elementu. Po trzecie, można będzie usuwać dwutlenek węgla powstający przy utlenianiu się związków organicznych i wodę powstającą przy korozji. Przez rozpylaną wodę przedmuchiwane będzie powietrze, które będzie zabierał ze sobą cząstki gazu i zapobiegał zbieraniu się mieszaniny picrunującej, gazy wydmuchiwane będą przez komin.

Zasadniczym materiałem konstrukcyjnym są stale. Zbiornik wykonano ze stali węglistej i wycięto warstwę stali nierdzewnej. Pierwotny układ chłodzący wykonano z dobrej stali nierdzewnej 347, rury wymiennika ze stali nierdzewnej 304. Korpusy pomp wykonano ze stali węglistej zaś wirniki z austenitycznej stali nierdzewnej.

Wybór materiałów przeznaczonych na obieg pierwotny, przeprowadzono w oparciu o następujące założenia: utrzymanie zanieczyszczenia wody cząstkami stałymi na poziomie 1/2 cząstki na milion; kontakt z wodą o pH = 6, temperatura 59°C, i maksymalne ciśnienie 17,5 kg/cm². Takie parametry charakteryzują warunki odpowiednie do osiągnięcia wystarczającego czasu służby aluminium pokryć elementów paliwowych. Tym nie mniej, gdy rozważano możliwość zastosowania stopu aluminium na rury obwodu pierwotnego i wymiennik ciepła okazało się, że ze względu na niskie dopuszczalne naprężenia ścianki powinny być tak grube, iż koszty tego rozwiązania byłyby wyższe od porównywalnego układu wykonanego ze stali. Dalej ponieważ prędkość korozji aluminium jest około 25 razy większa w porównaniu ze stalą, więc zastosowanie aluminium oznaczałoby, że byłoby potrzebny znacznie większy przepływ przez urządzenie zmiekania. Duże przekroje czynne i długi półokres rozpadu produktów korozji czyniłyby taką wodę dodatkowo niepożądaną dla reaktora z tak wysokim strumieniem jak ETR. Dla tychże przyczyn miedź i stopy brązowe nie mogą być brane pod uwagę jako materiały konstrukcyjne obwodu pierwotnego. Korozji międzyziarnistej na powierzchniach spawanych można zapobiec przez zastosowanie stabilizowanej stali nierdzewnej 347. Sprawy pęknięć pod łącznym wpływem naprężeń i korozji, która załazy w dużym stopniu od koncentracji chlorków w wodzie obiegu wtórnego, jest spowodowana do minimum prawie całkowitym brakiem pęcherzyków w spawaniu wymienników ciepła i przewodów.

Badania ekonomiczne wykazały, że w cienkościennych rurach o dużej średnicy dobra stal nierdzewna jest tańsza od stali węglistej. Granicą ekonomiczną są grubości ścianki około 19 mm. Dlatego też na rury układu obwodu pierwotnego wybrano stal nierdzewną, natomiast w zbiorniku zastosowano pokrycie ze stali nierdzewnej ponieważ grubość ścianki wynosi tam od 25 do 63 mm.

Co się tyczy pomp, to stosunkowo mała powierzchnia ich korpusu w porównaniu z całym układem znajduje się w kontakcie z wodą w związku z czym, z punktu

- 48 -

widzenia okresu użytkowania i zaniedbywalnej ilości produktów korozji kerpusy mogą być wykonane jako odlewy stalowe. Ze względu na okres użytkowania wirniki wykonuje się z austenitycznej stali nierdzewnej. Koszt pompy o wydatku $76 \text{ m}^3/\text{min}$. przez zastosowanie korpusu ze stali węglistej zamiast stali nierdzewnej zmniejsza się o 10 tys. zł.

Rury wymiennika ciepła są wykonane ze stali nierdzewnej 304, zaś zbiornik ze stali węglistej, która jest wystarczająco dobra dla obwodu wtórnego.

Jednym z zasadniczych problemów materiałowych było uzyskanie odpowiedniej jakości kucia płyty dna zbiornika reaktora. Jest to tarcza z dobrej stali nierdzewnej o grubości 228 mm i średnicy 1650 mm. Waga płyty dna ukutej wynosi 4,1 ton zaś obrabionej 2,7 ton. Tylko dwie firmy mogły się podjąć wykonania takiej części-kutej. W firmie, z którą zawarto umowę, tarozę wykonano w następujący sposób. Wykuto dwie tarozę z tego samego wlewka z wlewnicy gorącej. Wlewki rozcięto na dwie części, które spłaszczono i obcisnęto rogi z grubszą nadano im kształt tarozy. Jednak w rezultacie badań ultradźwiękowych okazało się, że obie tarozę w środkowej części posiadają defekty. Wiercenia potwierdziły badania ultradźwiękowe, tarozę zostały odrzucone i odlano dodatkowo następny wlew. Jednakże tym razem rozplaszczono większy kawałek dolnej części wlewka, a rogów nie obcisnęto jak poprzednio. Przy badaniach ultradźwiękowych wykryto tylko drobne defekty, które mogły być usunięte przy mechanicznej obróbce. Było to możliwe ze względu na to, że płyta dna reaktora posiada tak wiele otworów. Ponieważ ABC zamówiło dostarczenie zapasowej płyty dna reaktora, z mniejszej pozostałości części wlewka odkuto drugą płytę, ale nie obcisnęto się tu bez obcisnienia rogów aby nadać jej kształt tarozy. Niestety obcislenie rogów spowodowało uszkodzenia części wlewnicy podobnie jak w wypadku pierwszych dwóch taroz, tak, że zapasowa płyta dna reaktora nie została wykonana.

Płytki paliwowe są płaskie o długości 914 mm. W pokryciu płytek zawarty jest bor jako wypalające się zatrućie. Badania na korozję i stałość przeprowadzone w MTR wykazały, że nie należy oczekiwać jakichś poważniejszych problemów w związku z zastosowaniem stopu boru z aluminium. W okresie próbnym zbadano dwa sposoby łączenia płytek paliwowych z płytkami bocznymi: spawanie piecowe i spawanie pod warstwą topniku. Początkowo elementy paliwowe do MTR wykonywane były przez spawanie piecowe. Okazało się jednak, że spawanie pod warstwą topniku daje duże oszczędności jeśli chodzi o wykonanie. Mimo, że wszystkie stosowane topniki zawierają chlorek litu, to jednak ilość litu, która pozostaje w spawach jest tak nieznaczna, że duży przekrój czynny litu na pochłanianie i powstający z niego hel nie stanowią problemu.

- 49 -

Można wyróżnić trzy zasadnicze grupy osłon. Osłona betonowa ma za zadanie zabezpieczenie personelu od promieniowania gamma i neutronów. Wewnątrz niej znajduje się pięć osłon termicznych: jedna na zewnątrz zbiornika i cztery wewnątrz zbiornika reaktora. Mają one za zadanie zabezpieczenie osłony biologicznej i ścianek zbiornika od nadmiernych naprężeń termicznych. Jest również osłona radioaktywnego obwodu pierwotnego i na końcu jest zagadnienie osłaniania wypalonego paliwa.

Wewnątrz zbiornika znajdują się cztery koncentryczne osłony termiczne ze stali nierdzewnej 304. Grubość ich wynosi około 100 mm. Te osłony osłony chłodzone są wodą obiegu pierwotnego, która najpierw spływa w dół przez rdzeń, a następnie zawraca i płynie w górę przez osłony termiczne do wylotu ze zbiornika reaktora. W celu zmniejszenia promieniowania na beton osłony biologicznej i dalej między zbiornikiem i betonem umieszczono zewnętrzną osłonę termiczną. Ta osłona termiczna wykonana jest z warstwy ołowiu 89 mm i zawiera wewnątrz obwód chłodzący ze stali nierdzewnej. Woda z pierwotnego obiegu chłodzącego krąży w tym obwodzie, aby odebrać ~ 100.000 Kcal/godz. wydzielanych w tej osłonie. Konstruktory tej osłony musieli być wyjątkowo ostrożni, ponieważ w czasie najbardziej starannie ze wszelkimi ostrożnościami aby zapewnić nieprzerwane chłodzenie, ponieważ w czasie działania reaktora dostęp do niej jest wykluczony. Aby dotrzeć do osłony trzeba całkowicie rozmontować rdzeń i usunąć zbiornik reaktora.

Wielkość promieniowania pochłanianego na poszczególnych osłonach wyraża się następującymi liczbami:

1. wewnętrzna osłona termiczna - 500.000 Kcal/godz
2. zewnętrzna osłona termiczna - 100.000 Kcal/godz
3. betonowa osłona biologiczna - 1.000 Kcal/godz

Kilka reakcji jądrowych powoduje aktywność wody. Najważniejszymi z nich są te, które powodują powstawanie ^{16}O N,p i ^{16}O N,p ^{16}O . Oba te izotopy mają dość długi półokres życia i dość dużą energię promieniowania gamma tak, że powodują konieczność osłony na obiegu chłodzącym. W wyniku reakcji ^{16}O N,p ^{16}O powstaje ^{16}O N,p ^{16}O mający półokres życia 7 godz. Nie jest to aktywność długotrwała. Tym nie mniej posiada on energię promieniowania gamma 7 MeV i wymaga osłony, jeżeli czas przepływu między rdzeniem i miejscami uczęszczanymi przez ludzi jest krótszy od około 2 min. W STR całkowity cykl w obiegu pierwotnym trwa niewiele ponad 1 min. i dlatego woda chłodząca musi być osłonięta. Budynek reaktora łączy się z budynkiem wymienników ciepła kanałem długości 15 m, w którym znajdują się rury z wodą chłodzącą; wokół kanału ułożono osłonę grubości nie mniej niż 1,2 m z gęstego betonu. Sód radioaktywny powstaje w dwójki sposób: 1/ naturalny ^{23}Na znajdujący się w wodzie jako zanieczyszczenie pochłanianie neutron zamieniając się w ^{24}Na ; 2/ stony aluminium w pokryciu płytek paliwowych po pochłonięciu

- 50 -

neutronu prędkiego wysyłają cząsteczkę alfa pozostawiając atom sodu [$Al^{27}/n, \alpha / Na^{24}$]. Jeżeli atom aluminium znajduje się dosyć blisko powierzchni płytki będącej w kontakcie z wodą ochładzającą to energii reakcji wystarczy, aby wyrwać radioaktywny atom i sód trafia do wody. Radioaktywny sód posiada półokres życia równy 15 godz. z czego wynika, że aktywność wody w związku z zawartością Na^{24} trwa znacznie dłużej niż aktywność od Ni^{63} . Woda ochładzająca w BTR jest wysokiej czystości; zanieczyszczenia sodem naturalnym stanowi 0,25 cząsteczki na milion. Obliczenia wykazują, że 10% aktywnego sodu pochodzi z zanieczyszczenia wody, zaś 90% z sodu wyrwanego z pokrycia płytek. Całkowita aktywność sodu wynosi 10.000 impulsów/cm³. Należy przypuszczać, że ta zależność może być zastosowana do innych reaktorów z obiegiem ochładzającym tego samego typu.

W pierwszym przybliżeniu, wymagana grubość osłony biologicznej jest odwrotnie proporcjonalna do gęstości. Zastosowanie betonu dużej gęstości zmniejsza grubość osłony i zwiększa powierzchnię do pracy. Rodzaje domieszek do betonu zazwyczaj określa się w wyniku rozważań ekonomicznych. Typowymi domieszkami stosowanymi w osłonach reaktorów są: baryty, magnetyt i fosforan żelaza. Niektóre domieszki w rezultacie pochłaniania neutronów stają się źródłem wtórnego promieniowania gamma. Odnosi się to przede wszystkim do magnetytu, rudy składającej się zasadniczo z atomów żelaza. Promieniowanie gamma przy pochłanianiu w żelazie ma dużą energię - 7,8 MeV i dlatego do źródła promieniowania nie może być pominięte przy projektowaniu osłony. Na przykład przy zastosowaniu betonu magnetytowego grubość osłony biologicznej ~~wyraża~~ około 2,4 m, natomiast jeśli użyć betonu barytowego wystarczającą jest grubość 2,1 m. Jednakże niski koszt betonu magnetytowego równoważy straty powierzchni użytkowej przy reaktorze. Osłona zostaje obliczona na obniżenie promieniowania do 1/10 dopuszczalnego.

Idealnym betonem dla osłon jest posiadający maksymalną gęstość ze względu na promieniowanie gamma i zawierający jak najwięcej wodoru zazwyczaj w postaci wody ze względu na strumień neutronów. Gdyby nie istniały inne wymagania, do dwum pierwszym warunkom odpowiadałaby mieszanka zawierająca możliwie mało piasku, możliwie dużo domieszki, oraz jak najwięcej wody i jak najmniej cementu. Jednakże taka mieszanka napewno nie zastygłaby równomiernie, miałyby miejsce osadzanie się cięższych składników. Choć wygląda to nieprawdopodobnie, ale zwykły cement mógłby okazać się lepszy dla zapewnienia wspomnianych warunków niż beton zawierający dużą ilość domieszek, które osiadałyby na dnie wypierając ku górze mniej gęste składniki mieszanki.

Należy pamiętać, że wymagania osłony BTR nie ograniczają się do wymienionych na wstępie. W warunkach

- 51 -

eksploatacji na osłonie istnieje spadek temperatury rzędu 16°C co powoduje naprężenie normalne i styżne i w związku z tym materiał osłony musi posiadać określoną wytrzymałość.

W związku z tym, że w osłonę wbudowane jest szereg elementów osadzanie się i nierównomierność zastyganie musi być ograniczone do minimum aby zapobiec powstawaniu szczelin pod elementami smontowanymi. Beton musi nadawać się do spełnienia skomplikowanych szczelin i musi dobrze przylegać do znajdujących się w nim elementów. Osadzanie się musi być ograniczone do minimum przez właściwy dobór składu mieszanki.

Kilka warunków na beton osłony jest wzajemnie się wykluczających. Zmniejszenie nierównomierności zastygania i zwiększenie zdolności spełnienia związane jest z równoczesnym znizieniem gęstości. Na pierwszy rzut oka wydaje się łatwym zwiększenie wytrzymałości betonu po prostu przez odpowiednią zmianę zawartości cementu. Próbną mieszanką dowiodły jednakże, że cement ma podwójną rolę w ciężkich betonach: cement jest nie tylko odczynnikiem nadającym wytrzymałość stwardniałemu betonowi, ale także potrzebnym jest w świeżo przygotowanym betonie do podtrzymywania kawałków ciężkich domieszek, wiąże go i nadaje mu płynność. Szczególnie sprawa płynności ze względu na różnorodność: płaskie, wydłużone, kanciaste kształty kawałków domieszki nie wyjącając nawet drobnego piasku wymaga aby papka cementowa spełniała rolę "smaru" ułatwiającego spełnienie nie wszelkich szczelin.

Ze wszystkich wykonanych próbnie mieszanki wynikało jedno: aby zrobić dobrze spełniający ciężki beton duże cząstki muszą być zawieszane w gęstej dobrze związanej zaprawie. To ostatnie oznaczało jak najmniejszą zawartość wody w związku z wymaganym skurozem i możliwie dużą ilość drobnych cząstek cementu, powietrza lub domieszek obojętnych. Ponieważ zawartość powietrza obniża gęstość, cement zaś zwiększa wytrzymałość powyżej wymaganych granic, dla otrzymania optymalnej gęstości, wytrzymałości i płynności trzeba było zastosować domieszkę "pożolanie".

Naprężenia w betonie zależą od gradientu temperatury w osłonie i takich właściwości betonu jak wytrzymałość na ściskanie, modułu sprężystości, współczynnika pochłaniania energii i rozszerzania w związku z periodycznymi zmianami temperatury. W czasie pracy reaktora gradient temperatury powoduje na wewnętrznej powierzchni osłony naprężenia ściskające zaś na zewnętrznej rozciągające. Oblicza się, że maksymalna temperatura betonu wynosi -58°C w odległości około 300 mm od powierzchni od strony zbiornika reaktora. Odnosnie zasadniczych źródeł naprężeń trzeba powiedzieć, że spadek temperatury spowodowany przez wydzielane w osłonie ciepło od promieniowania powoduje naprężenia wielkości

POOR ORIGINAL

- 52 -

tylko 7 kg/cm^2 . Pozostałych 35 kg/cm^2 spowodowanych jest różnicą temperatur między zewnętrzną osłoną termiczną i otoczeniem reaktora.

Największymi problemami związanymi z zastosowaniem ciężkich betonów w rzeczywistości są: rozszerzanie pod wpływem periodycznych zmian temperatury i zapewnienie jednakowej gęstości betonu w całej osłonie. Aby rozstrzygnąć oba te problemy, zanim zakończy się projektowanie, dla każdej danej mieszanki betonowej zawierającej ciężkie piaski i domieszki trzeba przeprowadzić szereg doświadczeń. Koszty takich badań są na ogół niezmiernie. Badania te dla ETR kosztowały mniej niż 40 tys. \$.

Jeśli dana mieszanka betonowa silnie rozszerza się pod wpływem cykli cieplnych /a uniknąć ich nie można bo reaktor musi być co pewien czas wyłączone/ to osłona może popękać i przepuszczać promieniowanie. W każdym wypadku trzeba przewidzieć odpowiednie uzbrojenie osłony w celu skompensowania jakichkolwiek naprężeń wynikających z powodu rozszerzeń od cykli cieplnych. Rozszerzenia od cykli cieplnych mierzone na betonie ze specjalnymi domieszkami magnetytu nie wiele różnią się od rozszerzeń otrzymywanych przy betonowych ze zwykłych materiałów. Dla ilustracji warto dodać, że w elektrowni w Conowingo Pennsylvania stopniowe rozszerzanie się betonu pod wpływem cykli cieplnych spowodowało zaklinowanie zaworów regulacyjnych elektrowni.

Ustalenie właściwego składu polega na określeniu stosunku ilości wody do cementu i zawartości piasku aby dać budowniczym materiał odpowiednio płynny, zastygający równomiernie i nie osiadający. W oparciu o przeprowadzone doświadczenia ustalono odpowiednią proporcję. Średnia gęstość betonu 3548 kg/m^3 waha się w granicach od 3483 do 3629 kg/m^3 . Przy zmniejszeniu zawartości cementu z $5,5$ worka/ m^3 do 5 worków/ m^3 w kilku próbnych partiach, nastąpiło nierównomierne zastyganie i obniżyła się gęstość. Podobne normy ciężkich domieszek jak Protex czy Pozzolith również powodują nierównomierne zastyganie i zmniejszenie gęstości. Nawet w okresie miesięcy zimowych kiedy temperatura spadła do 30° poniżej zera zarządzono utrzymanie temperatury betonu w granicach $16 + 24^\circ\text{C}$ w czasie zalewania, w czasie zastygania zaś utrzymywano minimalną dopuszczalną temperaturę 10°C .

Średni koszt ponad 3000 m^3 ciężkiego betonu wyniósł 627 tys. \$. W sumę to włączono formy, uzbrojenia, zalanie, oczyszczenie i wykończenie cieżki biologicznej i kanału dla rur z wodą chłodzącą.

W czasie 20 dnicywego cyklu w rdzeniu wypala się około 30% uranu. Niewypalony materiał rozszczepialny znajdujący się w elementach /okolic 70 na każdy wsad/ będzie wytwarzać ciepło w rezultacie rozpada w związku z czym elementy muszą być chłodzone. Chłodzenie to

- 53 -

zapewnione jest przez przechowanie wypalonych elementów w połączeniu pionowym w kanale-ochronie ETR, co pozwala na powstanie konwekcji naturalnej i w ten sposób ciepło rozpadu jest odprowadzane. W każdym z koszy znajdujących się w kanale mieści się 36 wypalonych elementów, jeden kosz zajmuje około $7,6 \text{ m}$ bieżącego kanału-ochronu.

Utrzymanie powietrza w otoczeniu reaktora w stanie odpowiednio czystym wymaga:

1. dobrze zaprojektowanego układu wentylacyjnego,
2. tak zaprojektowanego i umiejscowionego kominu aby bez względu na reżim pracy reaktora i warunki meteorologiczne wprowadzane przez komin gazy nie szkodziły otoczeniu.

W budynku reaktora są dwa oddzielne układy wentylacyjne: jeden dla pierwszego piętra, drugi dla parteru i pomieszczeń w fundamentach.

Układ pierwszego piętra składa się z wieżyczek do pobierania powietrza atmosferycznego, zwilzacza, filtrów, które można przemywać, podgrzewaczy parowych, wentylatorów obiegowego i wentylatora wdmuchującego zużyte powietrze przez dach. Przepływ powietrza wynosi cztery objętości pomieszczeń na godzinę. Połowę przepływającego powietrza stanowi świeżo pobrane z atmosfery, połowę zaś przepływające powtórnie. Zużyte powietrze usuwa się przez szybko zamykający się zawór znajdujący się w górnej części budynku. Parter i dolna kondygnacja mają wspólny system wentylacji. Przepływ powietrza w pomieszczeniach parteru wynosi sześć zmian objętości na godzinę. Około połowa powietrza przepływa powtórnie. Poszczególne części układu wentylacyjnego są podobne do układu pierwszego piętra. Połowa powietrza z parteru przepływa do dolnej kondygnacji i przenika do odsieków obwodowych przez szpary w drzwiach, wokół rur i otworów. Wyprowadzenie powietrza z odsieków następuje przez specjalnie do tych celów przewidziane przewody, w ten sposób w odsiekach panuje ciśnienie niższe niż w pomieszczeniach parteru. Powietrze z odsieków odprowadzane jest do kominu.

Układ regulujący odpowietrzenie pomieszczenia pod reaktorem i pomieszczenia obsługi prętów sterujących utrzymuje w nich podciśnienie. Do pomieszczenia pod reaktorem powietrze dostaje się przez szczeliny wokół zbiornika reaktora i korków zakrywających otwory doświadczeniowe. Do pomieszczenia obsługi prętów sterujących powietrze przedostaje się przez otwory w płycie montażowej prętów sterujących i drzwi wejściowe. Wspólny dla obydwóch tych pomieszczeń przewód odprowadzający łączy się z układem odprowadzenia powietrza z odsieków. W wypadku awarii zawór wentylacyjny w dachu może być zamknięty w ciągu 15 sek., podczas gdy układ połączony z kominem pracuje nadal. Pomiędzy górną częścią zbiornika reaktora i otaczającą go osłoną betonową znajduje się szczelina szerokości $2,5 \text{ cm}$. Powietrze z tej szczeliny przepływa przez pomieszczenie pod reaktorem i przechodzi

POOR ORIGINAL

- 54 -

do systemu odprowadzającego odsieki. W wypadku awarii zawór wentylacyjny w dachu może być zamknięty w ciągu 15 sek., podczas gdy układ połączony z kominem pracuje nadal. Pomiędzy górną częścią zbiornika reaktora i otaczającą go osłoną betonową znajduje się szczelina szerokości 2,5 cm. Powietrze z tej szczeliny przepływa przez pomieszczenie pod reaktorem i przechodzi do systemu odprowadzającego odsieki.

Komin ma za zadanie usuwanie powietrza zatrutego w związku z:

- zanieczyszczeniami wentylacyjnego powietrza powodującymi jego zatrucie,
- odgazowywaniem wody obiegu pierwotnego,
- ciągłym powstawaniem aktywnego argonu przy doświadczeniach chłodzonych gazem,
- uszkodzeniami elementów przy doświadczeniach chłodzonych gazem.

Można wyróżnić cztery zasadnicze kryteria określające sposób wykonania komina do usuwania radioaktywnych gazów:

1. na wejściu do komina winien być umieszczony filtr oczyszczający gaz od cząsteczek radioaktywnych;
2. komin powinien być zlokalizowany, w kierunku wiatru od stałych urządzeń, jeżeli daje się określić wybrany pod tym względem kierunek;
3. komin powinien być znacznie wyższy od wszystkich otaczających zabudowań i konstrukcji aby uniknąć miejscowych zawirowań w kierunku ziemi powietrza niosącego zatrucie;
4. odległość /między kominem i zabudowaną powierzchnią/ i wysokość komina powinny być łącznie dobrane tak, aby w wypadku prądów zstępujących, kiedy gazy wydychiwane przez komin spływają na ziemię, koncentracja radioaktywnych materiałów była w dopuszczalnych granicach.

Zastosowanie tych zasad do ETR wyraziło się w lokalizacji komina wyraźnie na wschód od terenów zajmowanych przez ETR i MTR. Jedynie wiatry z kierunków od ENE do SE niosą produkty wydychiwane przez komin ponad powierzchnią zabudowaną. Z tego sektora wiatry wieją przez mniej niż 7% czasu. Komin posiada wysokość 76 metrów i znajduje się o około 150 metrów od najbliższych zabudowań. W wyniku takiej lokalizacji i wysokości komina koncentracja argonu - 41 powstała w doświadczeniach chłodzonych powietrzem, może być tak duża jak $1 - 2 \times 10^{-5}$ mo/litr w czasie niebezpiecznych warunków atmosferycznych jak np. przy "zadymianiu" i "pętlaach". Zadymianie przez strumień gazów wydobywających się z komina następuje wtedy gdy na poziomie wylotu komina ma miejsce przeskok temperatury. Zjawisko to działa zupełnie jak pokrywa powodując konwekcyjne mieszanie wydobywających się z komina gazów w warstwach położonych bliżej ziemi. W tych warunkach prądy powietrza przepływające około wylotu komina przenoszą na

- 55 -

ziemię większą koncentracją wydalonych produktów. Również i szerzej, na większą odległość od komina, w tych warunkach może być przenoszona większa koncentracja. Koncentracja na powierzchni ziemi w otoczeniu komina w tych warunkach utrzymuje się również na wyższym poziomie. Dlatego zjawisko zadymiania stanowi największe niebezpieczeństwo dla terenów otaczających. Pętle opisują gazy wydane przez komin w wypadku istnienia dużego pionowego gradientu temperatury powietrza atmosferycznego. Gazy unoszą się turbulentnie z komina i od czasu do czasu "kłąb" gazów mających dużą koncentrację zostaje przy padku rzucony na ziemię w pobliżu komina. Jeszcze inne od pętli zjawiska powstają prawdopodobnie gdy wiatr dmąca ze stosunkowo równego terenu nad zabudowaniami powoduje poważne zaburzenia mechaniczne strumienia gazów.

Koncentracja Ar^{41} 2×10^{-5} mo/litr stanowi ponad 12 dopuszczalnych dawek dla stałego przebywania według danych Hand-book 52. Jednakże przypuszcza się, że warunki atmosferyczne powodujące taką koncentrację mogą mieć miejsce najwyżej w okresie 2,5% czasu. Ponieważ oczekuje się, że doświadczenia chłodzone powietrzem będą zajmowały tylko połowę czasu pracy więc wspomniana koncentracja Ar^{41} może mieć miejsce przypuszczalnie przez około 1% czasu. Dlatego takie chwilowe wysokie koncentracje można dopuścić.

Można ocenić niebezpieczeństwo powstające w wypadku uszkodzenia elementu paliwowego wydzielającego gazowe i stałe produkty rozpadu przy doświadczeniu chłodzonym gazem w czasie kiedy wiatr wieje z południowo-wschodniego sektora. Cząsteczki stałe mogłyby być wyłowione przez filtr, ale produkty gazowe takie jak ksenon i jod byłyby wydane przez komin. Przy obliczeniu powstałego w takim wypadku niebezpieczeństwa założono, że wytopiłby się i został uniesiony strumieniem chłodziwa aż do filtru 1% elementu paliwowego przy doświadczeniu chłodzonym gazem prowadzonym przy mocy 6,5 MW. Dalej założono, że wszystkie jod byłyby w stanie lotnym. To istotne założenie jest prawdopodobnie pesymistycznym ponieważ część jodu w produktach rozpadu niewątpliwie byłaby związana albo z paliwem uranowym, albo z innymi produktami rozpadu.

Stwierdzono, że w wypadku uszkodzenia elementu przy doświadczeniu chłodzonym gazem w czasie normalnych warunków atmosferycznych nikt z obsługi ETR i MTR ani z terenów sąsiednich nie byłby narażony na niedopuszczalne napromieniowanie. Jednakże w warunkach nie często zdarzających się "zadymień" i "pętli" istnieje prawdopodobieństwo "niedopuszczalnego technicznego napromieniania" osób z obsługi ETR-MTR /dawka do tarczywy większa niż 25 r/ jodem-131. Dawka taka jest mniej więcej równa stosowanej w celach diagnostycznych dozie trasyjącej. W jeszcze radszych wypadkach przy

POOR ORIGINAL

- 56 -

"zadymieniu", możliwym jest niedopuszczalne naswietlenie w wyniku łącznego promieniowania gazowych produktów rozpadu znajdujących się w wydalonym powietrzu. W rezultacie w okresie prowadzenia doświadczeń chłodzonych, jeżeli miałyby miejsce niesprzyjające warunki atmosferyczne, będą przedsięwzięte specjalne środki przy obsłudze reaktora, lub nawet doświadczenia mogą zostać przerwane do czasu poprawy warunków atmosferycznych. Na początku tego artykułu podano składowe koszty ETR. W tabelicy poniżej wyliczono główne składowe części oraz ilość ofert na nie i obiecane terminy ich dostaw.

Niektórzy twierdzą, że wysokie kalkulacyjne koszty projektowanych reaktorów doświadczalnych i siłowni jądrowych wynikają z braku zorientowania się w możliwościach producentów poszczególnych elementów. Jak widać bez wielkich zmian i po krótkim zbadaniu, można było wybrać wygodne oferty na ETR. Z tabelicy poniższej wynika niezbicie, że wiele firm nie orientuje się stale jeszcze co do wielkości kosztów. Korzyść wynikająca z zawarcia zasadniczej umowy z firmą budowlano-konstrukcyjną jest oczywista. Firma taka może zaprojektować i zbudować urządzenie nie będące uzależnione w wyborze żadnego z wykonawców oddzielnych elementów. Należy podkreślić, że koszty reaktora, sterowania i oprzyrządowania stanowią mniej niż 20% całkowitych kosztów ETR.

Skalkulowane koszty układów chłodzących

| W a r i a n t | Koszty in- | | Amortyzacja | | Koszty ru- | | Całkowite |
|---|---------------------|---------------------|---------------------|------------------------|------------------------|------------------------|-----------|
| | wes-tycyjne | roczna | roczna | rocz- | nie | koszty rocz- | |
| | /10 ³ g/ | /10 ³ g/ | /10 ³ g/ | nie/10 ³ g/ | nie/10 ³ g/ | nie/10 ³ g/ | |
| 1. Wieża chłodnicza, aluminiowy zbiornik i rury | 2,42 | 218 | 218 | 326 | 326 | 544 | |
| 2. Wieża chłodnicza, zbiornik ze stali węglistej, rury ze stali nierdzewnej | 2,58 | 232 | 232 | 296 | 296 | 528 | |
| 3. Zeberkowanie, aluminium | 4,92 | 443 | 443 | 515 | 515 | 958 | |
| 4. Zeberkowanie, stal nierdzewna | 6,47 | 582 | 582 | 458 | 458 | 1040 | |
| 5. Wyparowywacz, zbiornik i rury z aluminium | 3,55 | 320 | 320 | 420 | 420 | 740 | |
| 6. Wyparowywacz, zbiornik ze stali węglistej i rury ze stali nierdzewnej | 3,70 | 333 | 333 | 376 | 376 | 709 | |
| 7. Skraplacz, zbiornik i rury aluminiowe | 2,50 | 225 | 225 | 350 | 350 | 575 | |
| 8. Skraplacz, zbiornik ze stali węglistej i rury ze stali nierdzewnej | 2,7 | 249 | 249 | 316 | 316 | 565 | |

- 57 -

POOR ORIGINAL

Teoretyczne warunki na przyszłosciowe reaktory do badań

| Parametry przestrzeni doświadczalnej | Rodzenie materiałów | Pojedyncze części | Układy rdzenia | Prototypy reaktorów |
|--|----------------------------|----------------------------|----------------------|----------------------|
| Strumień neutronów termicznych | 0,5-1,0 · 10 ¹⁶ | 10, 5-5 · 10 ¹⁵ | 5 · 10 ¹⁴ | 5 · 10 ¹⁴ |
| Strumień neutronów prędkich /0,1 Mev/ | 5 · 10 ¹⁶ | 0,5-5 · 10 ¹⁵ | 5 · 10 ¹⁵ | 5 · 10 ¹⁵ |
| Przekrój przestrzeni doświadczalnej /cm ² / | 7,6 x 7,6 | 22,9 x 22,9 | 22,9 x 22,9 | - |
| Grubość wyizolowanego strumienia /cm/ | 30 | 60 | 60 | 60 |
| Parametry eksploatacyjne | Woda | Powł. cetrze | Ciekły metal lub sól | |
| Temperatura /°C/ | 330 | 2.030 | 830 | |
| Cisnienie /kg/cm ² / | 422 | 21 | - | |

Oferty i dostawy najważniejszych części ETR

| Nazwa części | Ilość ofert | Najtańsza będąca do przyjęcia oferta tys. zł | Najdroższa oferta tys. zł | Terminy dostaw obliczane w miesiące /miesiące/ |
|--|-------------|--|---------------------------|--|
| Zbiornik reaktora | 12 | 338 | 532 | 10 14 |
| Oprządowanie reaktora | 4 | 265 | 577 | 9 10 |
| Wieża chłodnicza | 3 | 292 | 292 | 5 5 |
| Pręty sterujące i napędy | 4 | 187 | 600 | 5 7 |
| Wysokociśnieniowe sprężarki | 4 | 531 | 558 | 6 5 |
| Wymienniki ciepła | 11 | 452 | 700 | 5 7 |
| Wycucie dolnej płyty | 2 | 19 | 20 | 1,5 1,5 |
| Obróbka dolnej płyty | 2 | 55 | 60 | 6 6 |
| Elementy paliwowe /za sztukę/ | 3 | 0,358 | 1,645 | 6 6 |
| Transformator 15.000 Kra | 4 | 232 | 267 | 6 7 |
| Pompy o wydanku 57 m ³ /min | 4 | 222 | 228 | 4 4 |
| 916 mm rury ze stali nierdzewnej | 4 | 76 | 116 | 7 9 |
| | 4 | 55 | 74 | 7 8 |

POOR ORIGINAL

- 60 -

**REAKTOR O ZWARTEJ BUDOWIE, NISKIM KOSZCIE WYKONANIA
I ZWIEKSZONYM STOPNIU BEZPIECZENSTWA**

A.T.Biehl, R.Payram, R.Henley, G.Linenberger,
H.Montgomery, R.Mainhardt, G.Newby, J.Randall, D.Sawle
i J.Sherwin.

Nucleonics, 14, /9/, 100-103, /1956/

Reaktor niniejszy przeznaczony jest dla szkolenia kadr oraz do użytku w medycynie i przemyśle. Reaktor ten posiada moc 100 MW, wysoki jest na 9,5 stóp, wyposażony w urządzenie do zdalnej regulacji. Instalowanie go w istniejących budynkach nie wymaga żadnej specjalnej osłony.

Ten mały reaktor oznaczony symbolem AGN-201 przeznaczony jest dla celów szkoleniowych i badawczych, a poza tym znajduje zastosowanie w medycynie oraz regulowaniu procesów przemysłowych. Pomyślany jest ten reaktor specjalnie dla tych zastosowań, które nie wymagają wysokiego strumienia neutronów termicznych, natomiast pożądaną są takie przymioty, jak: niski koszt, możliwie najwyższa pewność działania, możliwość przenoszenia go oraz wysoka czułość. Podstawowe dane charakterystyczne tego reaktora zawarte są poniżej w tabeli.

Urządzenie do regulacji reaktora są połączone między sobą kablem elektrycznym. Osłonę reaktora zaprojektowano tak, by zabezpieczyć personel obsługujący przed nadmiernym napromieniowaniem nawet w wypadku przypadkowego i gwałtownego wzrostu mocy. Ponadto urządzenia bezpieczeństwa obejmują monitory kontrolne mocy i reaktywności, które uruchamiają mechanizm boczowy i bezpiecznik, które będą powodować odizolowanie rdzenia w przypadku nadmiernego spiętrzenia mocy.

Przy projektowaniu reaktora AGN-201 kierowano się tym, aby: był on maksymalnie pewny w działaniu; użyć najmniejszą ilość materiałów, maksymalnie do 20% wzbogacenia /dla celów eksportowych/; zapewnić odpowiednią objętość do badań w reaktorze przy możliwie największym strumieniu neutronów termicznych na jednostkę mocy; utrzymać możliwie najmniejsze wymiary, najniższy ciężar i najniższe koszty; zapewnić efektywnie nieograniczony okres życia; zapewnić wysoką analityczną czułość na badania współczynnika bezpieczeństwa.

W granicach pewnego przymusu, reaktor AGN-201 jest reaktorem o minimalnej masie krytycznej. Jego masa krytyczna jest określana na 600 gram U-235 w postaci UO₂ wzbogaconia. Znajduje się ona w postaci proszku rozproszonego w stałym polietylenowym moderatorze. Nie zrobiono tu żadnych ustępstw w zakresie bezpieczeństwa na rzecz zmniejszenia ilości wymaganego U-235.

Teoretycznie najmniejszą masę krytyczną uranu-235 szacuje się poniżej 300 gram. Tego rodzaju konstrukcja użyłaby moderatora z polietylenu przez grubego reflektora o wysokiej gęstości z BeO. Zbiorniki, przęty regulacyjne itd. spowodowałyby wzrost masy krytycznej. Taka

- 61 -

konstrukcja była także rozważana, jednak zrezygnowano z niej z powodu niebezpieczeństwa dla zdrowia oraz wysokich kosztów związanych z użyciem BeO. Cienki grafitowy moderator o wysokiej gęstości zastąpił moderator z BeO.

Ponieważ strumień neutronów termicznych w każdym reaktorze jest prawie proporcjonalny do mocy reaktora podzielonej przez masę krytyczną, dlatego zmniejszenie tej masy ze względów bezpieczeństwa zapewnia maksymalny strumień neutronów dla zadanej mocy i nagromadzenia produktów rozpadu.

Wymiary i ciężar reaktora AGN-201 zależą prawie całkowicie od osłony zabezpieczającej obsługujący personel przed nadmiernym promieniowaniem w czasie spiętrzenia mocy. Zabezpieczenie jest więc więcej niż wystarczające dla normalnej eksploatacji reaktora przy mocy 100 MW. Projekt osłony został wykonany przy przyjęciu maksymalnie możliwego wzrostu mocy, która została określona na 2.10⁶ dtauli przy 2% zmianie reaktywności. Maksymalna dawka promieniowania nasawnatr osłony ze względu na personel przy tego rodzaju wypadku została wybrana o wielkości 1 rem, co jest równoważne czasowi trzech tygodni "maksymalnie dopuszczalnym poziomie" - jak to ustalono przez Komisję Energii Atomowej USA. Mając określone te parametry, można zaprojektować osłonę posiadającą minimalny ciężar.

Charakterystyka reaktora AGN-201

| | |
|---|---------------------------------------|
| moc, dopuszczalna | - 100 MW |
| moc, przy specjalnej ostrożności | 3 Watt |
| maksymalny strumień termiczny /100 MW/ | 4×10^6 n/cm ² sek |
| masa krytyczna | 3000 g U/20% wzbogacenia/ |
| wymiar rdzenia cylindrycznego | 10 cali średnica, wysokość 9,5 cala |
| spowalniacz | 11 kg polietylenu |
| nasyconie U-235 | 50 mg na cm ³ |
| reflektor z grafitu | 20 cm gruby /1,7 g/cm ³ / |
| osłona z ołowiu | 10 cm gruba /7500 funt/ |
| woda z 3% HBO ₂ | 55 cm gruba /8700 funt/ |
| całkowita średnica | 6,5 stopy |
| całkowita wysokość | 9 stóp |
| całkowity ciężar reaktora | 22000 funtów |
| z osłoną bez zawartości wody | 13300 funtów |
| temperaturowy współczynnik reaktywności | $36 \cdot 10^{-4}/^{\circ}\text{C}$ |

Istnieją wystarczające dane o wpływie promieniowania jonizacyjnego na polietylen, aby móc dokładnie określić okres "życia rdzenia". Doświadczenia wykazały, że nie oznaczają się wyraźne zmiany w wymiarach ani też nie będzie pienia się przy dawkach mniejszych od 1000 Mrad /10¹¹erg/g/. Przyjmując, że 10% energii rozszczepienia przejawia się w postaci promieniowania jonizacyjnego w polietylenie, to przy mocy 100 MW/10⁶erg/sek/

POOR ORIGINAL

- 62 -

wystąpi dawka około 3 Mrep/rok. W ten sposób minimalny okres życia rdzenia można oszacować na 300 lat przy poziomie mocy 100 MW /24 godz. na dzień, 7 dni w tygodniu. Wypalenie paliwa jest prawie niezauważalne bo wynosi około 30 ug/rok.

Celem uproszczenia budowy rdzenia i jego wyposażenia, zaprojektowano rdzeń w formie 9 sekcji o różnych grubościach. Cieńsze sekcje umożliwiają zmianę ilości U-235 w rdzeniu na dostatecznie małe przyrosty, co pozwala w wygodny sposób regulować masę krytyczną, tak dla montażu, jak i dla celów eksperymentalnych. Każda z czterech dolnych tarczy posiada 3 otwory o średnicy 5 cm oraz jeden otwór o średnicy 2,5 cm. Dwa z nich służą do prętów bezpieczeństwa; jeden przeznaczony do pręta regulacyjnego /z grubą regulacją/; otwór zaś najmniejszy służy dla pręta regulacyjnego regulacji dokładnej. Położony "otwór wspaniasty" o średnicy około 1 cala przebiega poprzez rdzeń reaktora.

Tarcze rdzenia są wykonane z mieszaniny polityleny i dwutlenku uranu UO₂, będącego w formie kawałeczków UO₂ o wielkości 10-20 mikronów. Całkowita gęstość UO₂ wynosi tu 284 mg/cm³, przedstawiając stosunek wagowy 1 gm UO₂ do 3,16 gm politylenu.

W grafitowym reflektorze umieszczone jest 10 mc źródło Ra-Be, którego zadaniem jest dostarczenie neutronów w chwili rozruchu. Przy wyciągniętych prętach bezpieczeństwa i wysuniętych prętach regulacyjnych rozmożenie reaktora jest wystarczające do wytworzenia 30 MW mocy i do udzielenia bodźca wszystkim instrumentom. Moc reaktora może być zmieniana w sposób bezpieczny przy współczynniku 3000 /0,030-100 MW/ przy pomocy prętów regulacyjnych.

Ze wszystkich stron rdzenia znajduje się reflektor wykonany z czystego grafitu o gęstości 170 g/cm³. Odpowiednie otwory są przewidziane dla prętów bezpieczeństwa, prętów kontrolnych oraz jako kanały kontrolne. Zarówno rdzeń reaktora jak i reflektor grafitowy otoczone są warstwą ołowiu o grubości 10 cm. Reflektor waży około 750 funtów, natomiast waga osłony ołowianej wynosi około 6300 funtów.

Wszystkie z czterech kanałów kontrolnych plus "otwór wspaniasty" /głowy kole/ i kolumna termiczna są przewidziane do prac eksperymentalnych. Cztery kanały kontrolne o średnicy 4 cali przebiegają zupełnie przez reflektor. "Otwór wspaniasty" o średnicy 1 cala przechodzi poprzez rdzeń. Przy normalnych warunkach eksploatacyjnych wszystkie kanały są zamknięte odpowiednimi korkami lub płytkami celem wyrównania do otaczającego materiału.

Rdzeń otoczony jest przez 3 koncentryczne zbiorniki płynoszczelne. Oznaczone są one odpowiednio jako zbiornik na rdzeń, zbiornik reaktora i zbiornik wody.

Zbiornik na rdzeń został zaprojektowany tak, by mógł zachować się w nim produkty gazowe wyrzucane w rdzeniu podczas rozszczepień. Użyto tu do budowy

- 63 -

zbiornika handlowego stopu aluminium. Zbiornik posiada górne i dolne sekcje, oddzielone od siebie tarczą aluminiową przechodzącą przez główny cylinder w tej samej płaszczyźnie co i "otwór wspaniasty". Tarcza ta przedziela rdzeń na dwie części i stanowi część systemu bezpieczeństwa. Dające się odejmować górna i dolna płyta przykrywa, podobnie jak i końcowe gniazda prętów kontrolnych i bezpieczeństwa, stanowią integralną część zbiornika.

W dolnej części zbiornika na rdzeniu znajduje się połowa materiału rdzenia, jak również składająca się z dwu części cylindryczna część reflektora grafitowego. Wymienione części materiału rdzenia oraz wewnętrzna część reflektora grafitowego są podtrzymywane prętami aluminiowymi skierowanymi pochyło do dołu od przegubu bezpieczeństwa podtrzymywanego przez dolną przykrywkę w formie płyty. Obszerne miejsce u dołu cylindra służy do zabezpieczenia swobodnego upadku dolnej połowy sekcji rdzenia plus reflektor w wypadku gdy bezpiecznik stopi się wskutek nadmiernego wzrostu mocy. Ten upadek jest ponadto ułatwiony poprzez stożkowe połączenie grafitowe, które zabezpiecza przed zaklinowaniem.

W górnej sekcji zbiornika rdzenia znajduje się sześć części składowych rdzenia. Miejsce na wydłużanie się rdzenia oraz na zbieranie się gazu przewidziano u góry zbiornika.

Osłona z ołowiu, reflektor oraz rdzeń zamknięte są w grubym stalowym zbiorniku, którego promień wynosi 43,4 cm. Posiada on dającą się usunąć przykrywkę górną, umożliwiającą dostęp do wnętrza zbiornika. Zbiornik ten spełnia rolę drugiego pojemnika dla zbiornika na rdzeń i przy zamkniętych kanałach kontrolnych i "otworze wspaniastym" jest on zupełnie szczelny na zawartość ciekłą.

Zbiornik wodny jest trzecim, najbardziej zewnętrzny płynoszczelnym pojemnikiem. Jest on głównym elementem konstrukcyjnym o średnicy 6,5 stóp wykonany ze stali. Dostęp do górnej części rdzenia może być zapewniony - nawet w wypadku wypełnienia wodą zbiornika wodnego - przez usunięcie górnej pokrywy zamykającej oraz zbiornika kolumny termicznej. Będąca w zbiorniku wodnym osłona wodna przeciw neutronom szybkim składa się z około 1000 galonów wody zawierającej 250 funtów rozpuszczonego kwasu borowego.

Górny zbiornik albo kolumna termiczna służy jako osłona w wypadku, gdy jest wypełniony wodą i ołowiem, natomiast gdy jest wypełniony grafitem spełnia rolę kolumny termicznej. Daje się on usuwać w celu umożliwienia wyjścia pokrywy zbiornika na rdzeń albo też całego zbiornika rdzenia.

Reaktor AGN-201 posiada dwa pręty bezpieczeństwa oraz dwa pręty regulacyjne. Oba pręty bezpieczeństwa oraz pręt regulacyjny zgrubnej regulacji są identyczne. Pręt regulacyjny dokładnej regulacji jest podobny, ale posiada średnicę o połowę mniejszą. Każdy pręt zawiera 0,25 gr U-235 i wywiera takie działanie, że reaktywność wzrasta

POOR ORIGINAL

- 64 -

gdy pręt jest usunięty. Ilość reaktywności, którą reguluje każdy pręt, wzrasta gdy wzrasta ilość zawartego materiału aktywnego. Przy maksymalnej zawartości U-235 w prętach zgrubnych /13,3 g przy 50 mg/cm²/ każdy pręt reguluje około 1,6% reaktywności. Pręt dokładnej regulacji został przystosowany do regulacji około 0,2% reaktywności.

Paliwo aktywne w pręcie jest zawarte w dwu aluminiowych zbiornikach. Zewnętrzny zbiornik zapewnia uszczelnienie ze strony zbiornika rdzenia, natomiast wewnętrzny uszczelnia paliwo w pręcie. Tego rodzaju konstrukcja gwarantuje podwójne uszczelnienie plynoszczelne tak dla rdzenia, jak i dla prętów regulacyjnych i bezpieczeństwa.

Pręty regulacyjne i bezpieczeństwa służą również innemu celowi. Umożliwiają one realizację subtelnych zmian ilości uranu w rdzeniu, stwarzając wygodną metodę zwiększania lub zmniejszania ilości paliwa. Przewidziane są one do zastosowania w eksperymentach krytycznych podczas rozruchu, jak również służą one do niewielkiego wpływu na osiągalną reaktywność przy normalnych warunkach eksploatacyjnych.

Pręty bezpieczeństwa znajdują się w "safe" lub w położeniu podkrytycznym, gdyż są one wyciągnięte. W tej sytuacji paliwo zawarte w pręcie znajduje się w osłonie ołowianej. Pręty zostają wsuwane w miarę potrzeby przy pomocy mechanizmu napędowego, wymagającego około 1 min. na przebycie całego 25 cm skoku. Mechanizm uruchamiający jest w ten sposób skonstruowany, że gdy tylko pojawia się sygnał do zadziałania, trzy duże pręty zostają przesunięte do najbardziej wysuniętej na zewnątrz pozycji.

System bezpieczeństwa jest skonstruowany tak, by zabezpieczać przed defektami. Sygnał bodźcowy uruchamia magnesy bezpośrednio przesuwające i trzymające pręty, które zostają przemieszczone ruchem przyspieszonym na zewnątrz przy pomocy zarówno siły ciężkości, jak ściągniętych sprężyn. Stała sprężyna jest takiej wielkości, że pręty zostają początkowo przyspieszone z siłą 5 g, wymagającą około 140 ursek. czasu na zupełne cofnięcie się. Zmiana reaktywności obydwu prętów bezpieczeństwa wynosi 0,9% podczas pierwszych 50 msek. Na ostatnich 12,5 cm drogi pręty zostają przyhamowane za pośrednictwem hydraulicznego amortyzatora.

Nawrotne silniki prądu stałego napędzają przez osłonę ołowianą zarówno pręty regulacyjne zgrubnej jak i dokładnej regulacji. Silniki są regulowane za pomocą przełączników znajdujących się na tablicy kontrolnej. Przy maksymalnej szybkości przesuwu pręt regulacji zgrubnej powoduje zmianę reaktywności rzędu 3.10⁻⁴ sek⁻¹. Położenia obydwu prętów regulacyjnych są uwidaczniane zdalnie na tablicy kontrolnej. Zwarcie zabezpieczają przesunięcia prętów regulacyjnych zanim pręty bezpieczeństwa nie zostaną podniesione. Pręty bezpieczeństwa

- 65 -

nie mogą zostać podniesione zanim pręty regulacyjne nie osiągną swojego "safe" lub pozycji wyjściowej. System regulacyjny jest bardzo podobny do systemów stosowanych dla innych reaktorów niskiej mocy. Urządzenia bodźcowe zaczynają działać przez zachwianie poziomu mocy, detektor trzęsienia ziemi, detektor poziomu osłony wodnej, detektor niskiej temperatury, ręczny przycisk zablokowania dowolnego kanału wejściowego oraz przez wskaźnik poziomu mocy. Licznik może być przełączony do monitora któregośkolwiek urządzenia detekcyjnego neutronów. Obie komory jonizacyjne są umieszczone poza osłoną ołowianą w osłonie przeciwneutronowej z wody z domieszką boru. Licznik NF₃ znajduje się poza osłoną z ołowiu w strefie zajętej przez pręty regulacyjne i bezpieczeństwa.

W przypadku wystąpienia bodźca uruchamiającego, którykolwiek z trzech detektorów lub inne urządzenie zabezpieczające uruchamia układ bodźcowy, powodując automatyczne i szybkie wyrzucenie obu prętów bezpieczeństwa i prętów regulacyjnych oraz zadziałania zarówno światła ostrzegawczego, jak i dzwonka alarmowego.

System ma na celu zmniejszenie do minimum możliwości jądrowego rozbiegania się, a w wypadku takiej okoliczności, zabezpieczenie obsługującego personelu przed nadmiernym promieniowaniem. Stałe czasowe systemu bodźcowego nie mogą być takie, aby wstrzymać wszystkie rozbieganie zanim termiczne rozszerzenie się rdzenia mogłoby opanować je. Z drugiej strony dokładna analiza wykazuje, że takie samoograniczenie bezpieczeństwa przed wyzwoleniem niebezpiecznej ilości energii. Czynność bezpiecznika rdzenia /wykonanego z polistyrenu zawierającego 100 mg/cm² U-235/ oraz prętów bezpieczeństwa zabezpiecza wtedy ponownie przed powtórny wystąpieniem takiego samego przypadku. Bezpiecznik rdzenia nagrzewa się szybciej aniżeli rdzeń i topi się przy temperaturze 1000°C.

Produkty rozpadu w przeważającej ilości będą zawarte w rdzeniu. Ponieważ rdzeń jest wykonany z polietyleno spojonego przez promieniowanie, dlatego nie stopi się on przy spodziewanych temperaturach. Jeśliby wszystkie produkty rozszczepienia powstałe w największym dającym się pomyśleć wypadku, zostały zebrane w pomieszczeniu o pojemności 10⁶ litrów, to oszacowania wskazują, że ilość najbardziej niebezpiecznego izotopu J-131 osiągnęłaby skurat zaledwie niebezpieczny poziom.

POOR ORIGINAL

- 66 -

MITR: REAKTOR BADAWCZY MIT
T.J. Thompson, T. Cantwell
Nuclonics, 15, 1/38-40, 1957/

Nowy ciężkowodny reaktor charakteryzuje się strumieniem 10^{13} osiąganym przy 1 MW, różnorodnością kanałów doświadczalnych, rozwiązaniem rdzenia, które zaprojektowano tak, że szybki strumień może być zmniejszany w wybranych kanałach; urządzenia modyfikujące psianą dogodny spowolniczy strumień 10^{10} z tłem strumienia neutronów prędkich - tylko 10^7 i z promieniowaniem Gamma 100 r/h.

Reaktor chłodzony i moderowany ciężką wodą buduje się w Massachusetts w Instytucie Technologii - dla celów badawczych i szkoleniowych. Wyboru tego reaktora dokonano po rozważeniu warunków bezpieczeństwa reaktorów różnego typu, planowanego programu badań i odpowiadających kosztów.

Planowany program badawczy wymaga strumienia około 10^{13} n/cm²sek; potrzeba więc uruchomić reaktor o mocy około 1 MW.

Ponieważ reaktor jest umieszczony w pobliżu osiedla - wzięto pod uwagę wszystko co zapewnia bezpieczeństwo. Pewność, właściwą reaktorom moderowanym ciężką wodą, zawdzięcza się dużemu życiu neutronów termicznych. Wraz z dostępną większą objętością badaną w reaktorze tego typu, należy się liczyć z większymi nakładami kapitałnymi. Aby otrzymać rzeczywiste niskie koszty przez zastosowanie wyeksperymentowanych urządzeń - zaprojektowano reaktor w sposób możliwie najprostszym, bez zbędnych ozdób.

Reaktor posiada wiele właściwości, które można znaleźć w innych reaktorach US, ale ma również kilka cech oryginalnych; w szczególności ma on pewne cechy wspólne z reaktorem CP-5 z Argonne National Laboratory i z Omega West w Los Alamos. Jest najbardziej zbliżony do CP-5, ponieważ oba reaktory pracują z ciężką wodą, są tego samego typu i stosują ten sam typ paliwa.

W kilku ważnych punktach reaktor MIT różni się od innych reaktorów tego typu. Najbardziej zasadnicze różnice występują w rdzeniu i reflektorze, w układzie regulacyjnym i w projekcie oraz rdzeniu urządzeń doświadczalnych.

Element paliwowy MITR jest dokładną kopią 18-to płytkowego elementu MTR, z wyjątkiem tego, że dwie zewnętrzne płytki nie zawierają paliwa.

Wewnątrz zbiornika rdzenia o średnicy 1,22 m - znajduje się jeden element paliwowy w samym środku; otacza go sześć elementów rozmieszczonych w sześcokątnej kolumnie sześciokątnej; wszystkie one są etyczne i składają się z 12-tka dalszymi elementami. Te 19 elementów tworzą główny, często stosowany układ. Decyzja wewnętrznej

- 67 -

brzegu zbiornika reaktora znajduje się 11 dodatkowych stanowisk elementów paliwowych, które także mogą być użyte; elementy paliwowe w tym położeniu działają podobnie jak powielające płyty rozszczepialne, i w wybranych kanałach eksperymentalnych wzmacniają strumień neutronów prędkich. W ten sposób urządzenia zapewniają średnio najwyższy strumień lokalny reaktora. Owe stanowiska służą również do zabezpieczenia wystarczającego dla zapewnienia krytyczności reaktora załadowania paliwa, właściwego rozruchu, jak również do stworzenia przestrzeni, w której mogą być umieszczone małe próbki w sąsiedztwie głównych urządzeń.

Po stronie zewnętrznej zbiornika rdzenia znajduje się w atmosferze helu reflektor grafitowy o grubości 61 cm. Kanały eksperymentalne przechodzą poprzez warstwę grafitu, lecz kończą się przed zbiornikiem rdzenia. W samym zbiorniku brak przejść, co znacznie upraszcza problemy rozszerzalności cieplnej.

Nazewnątrz strefy reflektora grafitowego znajduje się stalowa i ołowiana osłona termiczna, która składa się z dwu 50,8 mm-cowych płyt stalowych i umieszczonej pomiędzy nimi 37,1 mm-owej warstwy ołowiu. Dla ochłodzenia w ołowiu odłano odpowiednie wężownice. Betonowa osłona biologiczna znajduje się nazewnątrz osłony termicznej.

W zbiorniku rdzenia znajduje się sześć klinowatych prętów bezpieczeństwa i jeden cienki pręt regulacyjny. Lokalizację prętów regulacyjnych wybrano tak, by zmniejszyć wpływ przesłaniania na sąsiedztwo i zmniejszyć oddziaływanie prętów regulacyjnych na doświadczenia zewnętrzne. Pręt regulacji dokładnej znajduje się blisko brzegu zbiornika D20.

Każdy element regulacyjny składa się z aluminiowej rury wypełnionej kadmem. Na wierzchołku każdej rury aluminiowej znajduje się żelazna, pokryta niklem głowica. Aby pręt regulacyjny wyjął z rdzenia reaktora - spuszcza się elektromagnes aż do zetknięcia się z głowicą, włącza się prąd magnesujący i wraz z magnesem podnosi się pręt regulacyjny. "Wytrząsk" działa na zasadzie przerwania prądu magnesującego, które powoduje spadanie pręta regulacyjnego pod wpływem siły ciężkości - w głąb reaktora. Doświadczenia wykazały, że czas opadania wynosi około 0,4 sek.

Element regulacyjny jest umieszczony w pojedynczej rurze kierującej, która eliminuje przypadkowe nierówności. Całe urządzenie można wydobyc dla naprawy lub przemieszczenia, i może ono być zbadane w całości poza reaktorem.

Obliczenia wskazują, że wartość reaktywności każdego z sześciu prętów regulacyjnych wynosi około 4,8%. Ponieważ nadmiar reaktywności przez cały czas nie powinien przekraczać 7,8% - jakiegokolwiek dwa pręty bezpieczeństwa są zdolne zatrzymać reaktor. Pręt służący

POOR ORIGINAL

- 68 -

do regulacji dokładnej posiada reaktywność o wartości około 0,5%.

MTR posiada różne kanały i pętle doświadczalne jak również kolumnę termiczną i urządzenia dla zabiegów lekarskich.

Po jednej stronie reaktora znajduje się grafitowa kolumna termiczna, obejmująca powierzchnię reaktora o średnicy 0,76 m. Kolumna termiczna od strony rdzenia posiada zasuwę ołowianą o grubości 15,25 cm, która może być zdalnie sterowana i normalnie winna być użyta do odciążenia promieniowania gamma z kolumny termicznej podczas okresu zatrzymania reaktora tak, że kolumna termiczna może być otwarta.

Przez przednią oszczęd kolumny termicznej przechodzą trzy duże kanały; jeden przez otwór od góry i dwa przez otwory boczne - przechodzące od jednego brzegu do drugiego. Zamknięcie kolumny termicznej może być odsuwane po szynach ułożonych na podłożu hali reaktora w taki sposób, że jeśli zajdzie potrzeba - może powstać otwór z promieniowaniem w zewnętrznej części kolumny termicznej.

W reaktorze znajdują się kanały o różnych średnicach: sześć o średnicy 10,16 cm, sześć - 15,25 cm, jeden kanał o średnicy 30,5 cm; kanały doświadczalne wiodące przez inne kanały: jeden o średnicy 15,25 cm i dwa - po 10,16 cm oraz cztery kanały dla przyrządów - o średnicy 10,16 cm. Ponadto znajdują się w reaktorze od strony wierzchołka - w obrębie grafitu - sześć prostopadłych pętli doświadczalnych i dziesięć małych próbnych pętli, które mogą być wstawione w miejsce dodatkowych elementów paliwowych na skraju rdzenia.

Typowy kanał o średnicy 30,5 cm, jak również kanały 15,25 centymetrowe, posiadają wewnętrzne zasuwę stanowiące zamknięcie dla strumienia neutronów. Zasuwę te otwierają się pionowo i są blokowane przez mechanizm dostępny z zewnątrz. Wylot każdego kanału kończy się zamknięciem, które może być wykorzystane dla bezpiecznych zastosowań w kanale reaktora - dla celów doświadczalnych. Zamknięcia te stanowią również drugi stopień osłony.

Duży kanał w spodzie reaktora może być stosowany do kierowania promieniowania neutronowego dla celów medycznych. Uważa się, że można uzyskać strumień neutronów termicznych 10^{10} n/cm²sek - w otwartym suficie pomieszczenia znajdującego się pod tym kanałem. Termionemu promieniowaniu neutronowemu towarzyszy tło neutronów prędkich - 10^7 n/cm²sek i tło promieniowania gamma - 100 r/h. Kilku medycznych zespołów badawczych w Bostonie - zamierza wykorzystać to urządzenie do rozległych zastosowań.

Na spodzie zbiornika ciężkiej wody przewidziano kilka warstw bizmutu umieszczonego wewnątrz zbiornika w roli osłony rdzenia przed promieniowaniem gamma.

- 69 -

Poszczególne warstwy bizmutu są ujęte w koszulki z aluminium.

Mechanizm zamykający zastosowany do zamykania kanału medycznego - składa się ze zbiornika z H₂O, który gdy go napełnić służy do moderowania i pochłaniania dużej części neutronów. Poniżej zbiornika z H₂O znajduje się osłona zawierająca bor i dodatkowa osłona od promieniowania gamma. Gdy się urządzenie to uruchamia, usuwa się H₂O ze zbiornika; wtedy ruchoma zasuwana zasłona jedzie na bok usuwając bor z toru promieniowania, natomiast na drodze promieniowania pozostawia się bizmut - w ilości wystarczającej dla osłabienia promieniowania gamma do poziomu możliwego do przyjęcia.

W uzupełnieniu gabinetu lekarskiego podpiwniczona zawiera: urządzenie do promieniowania gamma /wypełnione wodą zbiornik, w którym są magazynowane zużyte elementy paliwowe/, chemiczne gorące laboratorium, sterownik reaktora i pomieszczenie z wyposażeniem dla obsługi reaktora i budynku.

Początkowo planuje się uruchomienie reaktora w zasadzie na całą dobę - od poniedziałku do piątku z zatrzymaniem na weekend. Pierwsza zmiana od poniedziałku rano - winna być poświęcona na bezpieczne usunięcie niesprawności i na przeładowanie paliwa. Przewiduje się, że elementy paliwowe winny być wyjęty i zastąpiony - raz na około 4 tygodnie normalnej pracy reaktora.

Reaktor ten zostanie oddany do eksploatacji w październiku br.

POOR ORIGINAL

PODKRYTYCZNY REAKTOR

Alan B. Smith

Nucleonics, 14, 11, -81-83, 1956/

Specjalnym instrumentem dla badania statycznej charakterystyki reaktora jest budowany oszczędnie reaktor podkrytyczny. Jednocześnie jest on doskonały dla doświadczeń studentów - w zakresie doświadczalnej fizyki reaktorowej.

Podkrytyczny albo wykładniczy reaktor ma tak małe wymiary, że ucieczka neutronów nie pozwala na utrzymanie układu krytycznego, chociaż współczynnik rozmnożenia k_{eff} dla danego środowiska przekracza jedność. Źródło neutronów dostarcza ich w celu podtrzymania żądanego poziomu strumienia neutronów. Reaktor jest niezmiernie wszechstronny a użytkownik nie jest obciążony obzeraną osłoną i aparaturami niezbędnymi dla bezpiecznego uruchomienia doświadczeń krytycznych.

Za pomocą reaktora podkrytycznego można wyznaczyć rozmiary krytyczne, podstawowe stałe reaktora β/k , współczynniki strat, wykorzystanie cieplne itp. oraz wpływ trójca i wpływ reflektora. Nie można wyznaczyć właściwości kinetycznych układu, ani efektów wypalenia paliwa - dla zestawu opisywanego typu.

International Journal of Nuclear Science and Engineering, Argonne National Laboratory, Lemont, Illinois używa podkrytycznego reaktora nie tylko do celów badawczych, lecz również do zdobywania doświadczenia przez studentów - w technice eksperymentalnej fizyki reaktorowej.

Dodatkowe źródło neutronów Sb-Be /antymencwo-berylowe/ jest szczególnie odpowiednie ze względu na niskie koszty jednostkowe oraz niską energię neutronów i promieniowania gamma. Antymon może być aktywowany i reaktywowany w każdym wysokoprężnym reaktorze doświadczalnym, takim jak CP-5, przy możliwie umiarkowanym koszcie. Stosunkowo długi okres połowicznego rozpadu $Sb/T_{1/2} = 60$ dni/ ozniło źródło użytecznym w rozważanym okresie. Przy źródle antymonowym 10 curie - poziom promienienia blisko zestawu nie jest zbyt wysoki dla odpowiedniego dopuszczalnego obciążenia danego zestawu.

W pętlaoh wykrywających stosuje się liczniki B^{10} , powielające komory rozszczepieniowe, lub gaźnada z folią. Przy bardziej dokładnych pracach stosuje się folie o 0,35 gm, 4 cm² - z indu wysokiej czystości, montowane w pudełkach z kadmu lub aluminium, o grubości 0,75 mm, zależnie od żądanej energii. Wszystkie rodzaje promienowania są doprowadzone do stanu nasycenia. Aparat liczący jest zbudowany ze scyntylacyjnych liczników NaI/Tl, zdolnych dać najlepszy stosunek impulsu sygnałowego do tła. Zespół studentki z małą praktyką może napromienować i obliczyć z łatwością komplet folii - z dokładnością do 1%.

Koszt reaktora podkrytycznego

Koszt urządzeń. Przy ocenie kosztów takich jak laboratorium - może powstać myśl, że aparatura ANL jest - sofistycznie mówiąc - zdolna do wybornej pracy badawczej. Proste urządzenie zawierające w zbiorniku zwykłą wodę i naturalny lub lekko wzbogacony uran, może być budowane za mniej niż czwartą część normalnych kosztów, i może służyć wielu celom.

W kształtowaniu oceny kosztów paliwo i moderator nie są rozważane jako te, które mogą być uzyskane na drodze pożyczki. Ani nie jest przeanalizowany koszt budowy laboratorium, ani czas nauki, który jak można stwierdzić jest najbardziej drogi i trudny do uzyskania.

Zestawienie kosztów podano w tabelicy 1.

Tabela 1

Koszty reaktora podkrytycznego

| | |
|-----------------------------------|---------------|
| główny zbiornik aluminiowy | 5 000 |
| rury i zbiorniki D ₂ O | 3 000 |
| pompa bez przecieków | 500 |
| przebiegny kadmowe | 300 |
| grafit reaktorowy | 2 000 |
| wyposażenie licznikowo-sygnałowe | 4 000 |
| urki paliwowe /bez uranu/ | 400 |
| źródła i aparatura manipulacyjna | 2 000 |
| | 17 200 |

Przykładem rodzaju doświadczeń, które mogą być wykonywane z reaktorem podkrytycznym, jest program studencki ANL, obejmujący studia nad rozkładem neutronów wewnątrz reaktora. Z pomiarów parametrów materiałowych osiągnano w ten sposób masy krytyczne różnych środowisk mnożących. Gdy inicjowano doświadczenia - parametry materiałowe siatki studionowanego typu nie były dostępne w literaturze; nawet w chwili obecnej wartości ich nie są pewne: wyniki pomiarów osiągnięte przez Instytut Lotnictwa Ameryki Południowej /NAA/ nie zgadzają się z osiągniętymi przez zespół Chalk River pracujący w ZSEP; należy mieć nadzieję, że obecne doświadczenia wyjaśnią te niezgodności.

Zbudowano pięć układów kwadratowych, każda z innym stosunkiem paliwa do moderatora /patrz tablica 2/. Siatki były zmieniane przez różny układ płyt podtrzymujących elementy paliwowe. Zespoły odkrytych i pokrytych kadmem folii rozmieszczono w zestawie; ułożone je ze ściślej zachowaniem wzajemnego położenia jednej względem drugiej i z zachowaniem siatki komórek. Wyniki otrzymane w rezultacie dobrego poznania rozkładów strumienia termicznego i epikadmowego.

W przybliżeniu dyfuzyjnym asymptotyczny przebieg

POOR ORIGINAL

71

Koszt urządzeń. Przy ocenie kosztów takich jak laboratorium - może powstać myśl, że aparatura ANL jest - sofistycznie mówiąc - zdolna do wyborczej pracy brąw-owej. Proste urządzenie zawierające w zbiorniku zwykłą wodę i naturalny lub lekki wzbogacony uran, może być budowane za mniej niż oształt oszczędności normalnych kosztów, i może służyć wielu celom.

W kształtowaniu oceny kosztów paliwo i moderator nie są rozważane jako te, które mogą być uzyskane na drodze pożyczki. Ani nie jest przeanalizowany koszt budowy laboratorium, ani czas nauki, który jak można stwierdzić jest najbardziej drogi i trudny do uzyskania.

Zestawienie kosztów podano w tabelicy 1.

Tablica 1
Koszty reaktora podkrytycznego

| | |
|-----------------------------------|---------------|
| główny zbiornik aluminiowy | 5 000 |
| rury i zbiorniki D ₂ O | 3 000 |
| pompa bez przecieków | 500 |
| przesłony kadmowe | 300 |
| grafit reaktorowy | 2 000 |
| wyposażenie licznikowo-sygnałowe | 4 000 |
| urządki paliwowe /bez uranu/ | 400 |
| źródła i aparatura manipulacyjna | 2 000 |
| | 17 200 |

Przykładem rodzaju doświadczeń, które mogą być wykonywane z reaktorem podkrytycznym, jest program studencki ANL, obejmujący studia nad rozkładem neutronów wewnątrz reaktora. Z pomiarów parametrów materiałowych osiągnięto w ten sposób masy krytyczne różnych środowisk mnożących. Gdy inożowano doświadczenia - parametry materiałowe siatki studiowanego typu nie były dostępne w literaturze; nawet w chwili obecnej wartości ich nie są pewne; wyniki pomiarów osiągnięte przez Instytut Lotnictwa Ameryki Południowej /NAA/ nie zgadzają się z osiągniętymi przez zespół Chalk River pracujący w ZSEP; należy mieć nadzieję, że obecne doświadczenia wyjaśnią te niezgodności.

Zbudowano pięć układów kwadratowych, każda z innym stosunkiem paliwa do moderatora /patrz tablica 2/. Siatki były zmieniane przez różny układ płyt podtrzymujących elementy paliwowe. Zespoły odkrytych i pokrytych kadmem folii rozmieszczono w zestawie; ułożone je ze ściślejszym zachowaniem wzajemnego położenia jednej względem drugiej i z zachowaniem siatki komórek. Wyniki otrzymano w rezultacie dobrego poznania rozkładów strumienia termicznego i epikadmowego.

W przybliżeniu dyfuzyjnym asymptotyczny przebieg wyrażenia na rozkład neutronów wewnątrz reaktora - jest równaniem Laplace'a:

- 72 -

gdzie $B^2 + B^2 = C$
gdzie B^2 = parametr materiałowy
 ρ = izotopowy strumień neutronów
Rozwiązanie tego równania na drodze doświadczalnej dla cylindra:

$$\rho = \frac{\Lambda_1 J_0}{\mu_1 r} \frac{1}{\sinh K_1 z_0} - z /$$

gdzie z = wymiar w kierunku osiowym
 z_0 = ekstrapolowana wysokość wykładniczej

$$r = \text{wymiar w kierunku promieniowym}$$

$$B^2 = \mu_1^2 - K_1^2$$

Łatwo wykazać, że pierwszy człon w równaniu 1 bezpośrednio odnosi się do warunków brzegowych zestawu krytycznego. W ten sposób określenie B^2 jest równoznaczne z osiągnięciem wymiarów krytycznych.

Obecnie rozkład strumienia ρ mierzy się doświadczalnie. Następnie wyrażeniem równania 2. Analizuje się z teoretycznym wyrażeniem rozkładu wymaga liza użyteczności metody w oskiej rozciągłości wymaga obszernych prac; na szczęście odpowiedni projekt doświadczenia zezwala na rozważanie tylko pierwszego członu szeregu. Jeśli wprowadzi się do zestawu neutrony przy energii bardzo bliskiej charakterystyki siatki, i jeżeli środowisko stanowi znaczną część objętości krytycznej, duża część zestawu winna zawierać tylko główny składnik. W doświadczeniu tym źródło w podstawie urządzenia daje dobrą jakość zestawu właściwą geometrię i energię; środowisko mnożące jest duże i stanowi około 1/3 masy krytycznej. Doświadczalnie osiąga się stały współczynnik kadmu, wskazujący, że widmo neutronów jest bliskie równowagi. Ponadto doświadczalnie określony rozkład strumienia odpowiada dość dobrze dla większej części zestawu - głównej składowej rozkładu:

$$\rho = \Lambda_1 J_0 / \mu_1 r \frac{1}{\sinh K_1 z_0} - z /$$

W doświadczeniu tym nie da się wyznaczyć odczytników wyższych harmonicznych.

Analiza danych jest trudnym problemem przy trójparametrowym przebiegu krzywych; początkowo grupa studentów wykonuje prace posługując się wytycznymi Barnesa i innych. Większość danych była analizowana przez powtarzanie metod przy zastosowaniu maszyny liczącej AVIDAC w Argonne; ułatwia to prace numeryczne, lecz maszyna nie jest potrzebna jeśli eksperymentator posiada troche wytrwałości.
Wartości stałej materiałowej uzyskane z tych badań przedstawiono na rys. 3 i w tabelicy 2.

POOR ORIGINAL

Tablica 2

Wyniki otrzymane z doświadczenia

| Podziółka kwadrato- wej siatki /cm/ | U | Al | D ₂ O | A - J ₀₁ / ³ o /cm ⁻¹ / | K /cm ¹ / | B ² - J ² - K ² /10 ⁶ cm ¹ / | R poprawio- ne dla 1 mm koszulki Al /10 ⁶ cm ² / |
|--|------|-----|------------------|---|-------------------------|--|---|
| 7 | 10,4 | 2,3 | 87,3 | 0,03180 | 0,03037 | 26,3 ± 8 | 26,9 |
| 9,9 | 5,2 | 1,0 | 93,8 | 0,03182 | 0,01435 | 743,8 ± 7 | 763,4 |
| 12,5 | 3,3 | 0,7 | 96,0 | 0,03071 | 0,01354 | 760,0 ± 5 | 780,0 |
| 14 | 2,6 | 0,6 | 96,8 | 0,03083 | 0,01484 | 730,0 ± 3 | 749,0 |
| 17,5 | 1,6 | 0,4 | 98,0 | 0,03079 | 0,02031 | 535,0 ± 10 | 549,0 |

- 73 -

$$\phi / \text{strumień} / = A J_0 / r / \sinh K / z_0 - z /$$

- 74 -

W ostatniej kolumnie tablicy 2 podano rezultaty doświadczeń dostosowane do jednomilimetrowej warstwy koszulki aluminiowej na paliwie, stosowanej przez innych pracowników.

W wyniku wielogrupowej metody badań, jako optymalną wartość doświadczalną boku siatki kwadratowej - uzyskano 11,7 cm. Prace NAA dają istotnie taką samą siatkę, lecz wartość parametru materiałowego jest tu wyższa o około 6%. Jak wskazują dane wartości uzyskane przez NAA są także wyższe o 4 + 5% od rezultatów grupy pracującej z ZEEP w Chalk River. Skorygowane wartości są jeszcze ciągle wyższe od wyników obecnych prac, lecz wielkość odchylenia mieści się w granicach błęd.

Mają być sprawdzone możliwe przyczyny powodujące powstawanie błędów systematycznych w obecnych doświadczeniach. We wszystkich przykładach mała wielkość błędów wskazuje, że wykluczony jest znaczny jego udział w wynikach. W ten sposób doświadczenia te prowadzą do uzasadnienia niższych wartości parametru materiałowego układu U-nat - D₂O, osiągniętych przez grupę Chalk River.

POOR ORIGINAL

- 75 -

REAKTORY ENERGETYCZNE CHŁODZONE GAZEM
Nucleonics, 14, 3/33-44, /1956/

Zainteresowanie Stanów Zjednoczonych reaktorami energetycznymi chłodzonymi gazem odżyło po głuchym milczeniu w ciągu ostatniego dziesięciolecia. Poparte przez rozwój turbin gazowych, rojącej nadzieję na realizację małych sprawnych jednostek, zainteresowanie zostało pozatem wywołane w wyniku spodziewanej tańszej recykliczacji i mniejszej ilości materiału oraz zagadnień przegrzewu.

Reaktor chłodzony gazem dla energetyki państwowej został zaproponowany w r. 1944 przez zespół Manhattan District na uniwersytecie w Chicago. Zespół o wysokiej temperaturze miał posiadać paliwo oraz moderator o charakterze ceramicznym. Krótkotrwały program rozwoju i realizacji tego projektu, znanego pod nazwą Daniels Pile /"stos Daniela"/ zapoczątkowany został w Oak Ridge, ale w 1947 r. prace wstrzymano. Członkowie AEC /Komisja Energii Atomowej/, którzy byli wprowadzeni w projekt, stwierdzili, że plan zamierzeń upadł, ponieważ był przedwcześnie podjęty, nie opanowano jeszcze jego technologii oraz zbyt wiele rzeczy trzeba było wykonać w tym samym czasie. Wielu do dzisiaj jest zdania, że projekt nie powinien być zaniechany; żałują oni przede wszystkim tego, iż przedwczesna rezygnacja stała się nieuzasadnioną przeszkodą w rozwoju reaktorów chłodzonych gazem.

Jednakże, zagadnienie powróciło prawie że do pozycji wyjściowej dzięki nie tyle miejscowym protektorom, co raczej pracom badawczym zagranicą, specjalnie we Francji i w Anglii. Zagadnienie chłodzenia gazem ponownie stało się ważnym w aspekcie pewnych zastosowań. W niniejszym specjalnym raporcie, "Nucleonics" prezentuje jądro aktualnej myśli naukowej Stanów Zjednoczonych na temat reaktorów chłodzonych gazem dla celów energetycznych.

Pierwotny projektodawca reaktorów chłodzonych gazem, Farrington Daniels, wzywa do "rehabilitacji" zalet tych reaktorów i podjęcia budowy siłowni o mocy 5 MW z zastosowaniem helu jako chłodziwa reaktora i czynnika roboczego turbiny gazowej.

Postępy w turbinach gazowych i realizacja małych jednostek siłownianych oraz tania recykliczacja paliwa wymagają ponownego zajęcia się reaktorami z gazowym chłodziwem. Eksploatacja reaktora chłodzonego helum z grafitem jako moderatorem i zbiornikiem paliwa wykazywałaby dogodność i ekonomiczność obiegu roboczego.

Tendencje w kierunku budowy małych reaktorów energetycznych wystąpiły specjalnie żywo od czasu Konferencji Narodów Zjednoczonych o Pokojowym Wykorzystaniu Energii Jądrowej. Kraje silnie uprzemysłowione w sposób

- 76 -

szczególny zainteresowane są posiadaniem małych jednostek o wielkości 5 : 50 MW, wykazujących niskie początkowe koszty oraz łatwe do transportu. Postępy amerykańskie z zakresu jądrowych siłowni energetycznych dotyczących dużych jednostek o standardowej budowie i elementach obrabianych ze ścisłą tolerancją. Paliwa jądrowe prezentują nowe możliwości: nie ma potrzeby trzymać się tradycyjnej techniki opartej o doświadczenia z paliwami konwencjonalnymi.

Powstaje możliwość budowy prostszego i tańszego reaktora energetycznego, dla którego charakterystyczna jest niedroga przeróbka częściowego zużytego paliwa oraz zmniejszenie do minimum niebezpieczeństwa przepalenia. Przedstawiony tu projekt podobny jest do projektu sprzed dziesięciu lat, paliwo i moderator w wykonaniu ceramicznym, eksploatacja w zakresie wysokich temperatur przy użyciu gazu jako chłodziwa. Tak się niefortunnie złożyło, że pierwsze prace techniczne nad jądrową siłownią energetyczną zostały zaniechane w 1947 r. przed wykonaniem wszystkich rysunków konstrukcyjnych. Zrewidowany plan został przedstawiony w r. 1950. Posunięcie się w pracach nad turbinami gazowymi oraz realizacja mniejszych jednostek i niekosztownej recykliczacji paliwa wymagały w tym czasie ponownego przeanalizowania.

Turbiny gazowe oferują wiele korzyści na przyszłość; również i obecnie przedstawiają one zalety w postaci małych wymiarów oraz elastyczności eksploatacyjnej. Celem podgrzania gazu do temperatury ponad 1200° F aby uzyskać sprawną eksploatację turbiny gazowej, należy dopuścić do wystąpienia tak gorących elementów reaktora, że może nastąpić miejscowe przegrzanie, powodujące stłżenie żelaza, niklu, cyrkonu, berylu oraz innych metali zawyżających występujących w reaktorach. Większość z przedstawionych do dziś projektów nie zezwoliłaby na praktyczną eksploatację turbiny gazowej.

Występowanie metali w reaktorze nie jest rzeczą konieczną, gdyż można je zastąpić przez substancje ceramiczne. Konwencjonalne silniki ciepłne wymagają nadmiaru tlenku dla spalania paliwa i dlatego grafit, molibden oraz pewne inne materiały o wysokim punkcie topliwości mogą być użyte. Natomiast w przypadku reaktorów jądrowych tlen nie jest potrzebny.

Proponuje się, aby zrezygnować z paliwa metalicznego oraz z wyłożenia metalicznego wnętrza reaktora, a zastosować grafit chłodzony helum. Moderator grafitowy oraz wzbogacony karbid uranu i grafit w elementach paliwowych mogą znieść temperaturę 3600° F i więcej bez żadnych uszkodzeń.

Największa radioaktywność będzie występować wewnątrz grafitowych elementów paliwowych, jednak stamtąd będą dyfundować lotne produkty rozszczepieniowe. Stopień tego skażenia radioaktywnego jest trudny do przewidzenia na podstawie obliczeń, czy eksperymentów

POOR ORIGINAL

- 77 -

laboratoryjnych. A zatem w pierwszym reaktorze okazało się niezbędnym osłonięcie i wymiennika ciepłego celem zabezpieczenia się przed możliwym skażeniem turbiny; również będzie trzeba włączyć w obieg reaktora małego przewodu obejściowego /by-pass/ przystosowanego do oczyszczania gazu.

Obieg chłodzący reaktora oraz obieg turbinowy znajdują się w oddzielnych pomieszczeniach i przedzielone są gazoszczelnym wymiennikiem ciepłym.

Zbiornik ciśnieniowy ze stali nierdzewnej otaczający reaktor posiada średnicę równą 10 stopom, a wysokość 15 stóp; ma on rury wybiegające na 9 stóp ponad górę, które umożliwiają przesuwanie prętów regulacyjnych. Cały zbiornik otacza betonowa osłona o grubości 5 stóp. Wymiennik ciepła ma średnicę 5 stóp, a wysokość równą 25 stopom; wymiennik otacza beton o grubości 2 stóp. Betonowa ściana zamykająca wysoka jest na 30 stóp, szeroka na 25 stóp i 35 stóp długa; wielkości te dotyczą wymiarów zewnętrznych.

Turbinownia wysoka jest na 20 stóp, szeroka na 30 stóp i długa na 35 stóp; posiada ściany betonowe o grubości 1 1/2 stóp. Większa część instalacji znajduje się pod ziemią. Zużyto tu ponad 60000 stóp sześciennych betonu. Wnętrze wszystkich ścian betonowych wyłożone jest cienką stalą nierdzewną oraz zaopatrzone w instalację układową odkażeniową.

Komora ekspansyjna połączona jest z reaktorem przy pomocy kanału o średnicy 2,5 stopy i przepony ciśnieniowej wykonanej z cienkiego metalu, która zostaje zniszczona gdy ciśnienie helu wzrośnie ponad 225 psi. Objętość komory wynosi 8400 stóp³, co spowodowałoby redukcję ciśnienia 560 stóp³ helu z 15 atm do ciśnienia 1 atm ponad ciśnienie atmosferyczne panujące w komorze ekspansyjnej. Komora ta może być również użyta w przypadku przecieków helu z obiegu helu będącego pod ciśnieniem.

Półcylindryczna osłona metalowa typu Quonset umieszczona jest ponad całą osłonę betonową celem dalszego zapobieżenia ucieczce gazu lub pyłu radioaktywnego w przypadku przecieków względnie wypadku.

Rdzeń reaktora ma 6 stóp średnicy i wysokości 5,5 stopy. Składa się z ułożonych pionowo bloków grafitowych wolnych od boru. Bloki te są ułożone na siatce z molibdenem, a przetrzymywane przy pomocy dźwigarów molibdenowych lub dźwigarów z tlenku berylu. Dolne części bloków w drugiej i trzeciej warstwie posiadają prostokątne zakończenia, które pasują do prostokątnych wypustek, utrzymując w ten sposób bloki w sposób wyrównany z góry na dół.

Ponieważ grafit jest doskonałym przewodnikiem ciepła i przy wyższych temperaturach część ciepła unoszona jest przez promieniowanie, dlatego powierzchnie stykowe między blokami grafitowymi nie zmniejszają

- 78 -

przepływu ciepła w sposób wyraźny.

Reflektor grafitowy o grubości 1,5 stopy otaczający rdzeń wykonany jest z bloków o wymiarach 3,75 x 3,75 cala. Otwory o średnicy 0,5 cala przebiegające u góry i u dołu reflektora są centryczne z otworami przebiegającymi przez rdzeń. Znajdują się tam ponadto pionowe otwory o średnicy 0,5 cala przebiegające przez reflektor boczny i służące do usuwania ciepła wytwarzanego w procesie powielania Th-U233, który występuje w węgluku toru umieszczonym w zewnętrznych reflektorze. W rdzeniu znajduje się 156 stóp³ /9 ton/ grafitu; w reflektorze jest 384 stóp³ /23 ton/. Umieszczono jeszcze piarscień 6-calowy z cegieł izolacyjnych pomiędzy reflektorem i zbiornikiem ciśnieniowym.

Grube naczynie ciśnieniowe może znieść znacznie wyższe ciśnienie, aniżeli panujące w reaktorze 225 psi. Chłodzone jest ono od strony zewnętrznej przez cyrkulującą powietrze.

Węgiel uranu UC2 wybrano jako paliwo jądrowe, a to ze względu na możliwość podgrzania go do temperatury ponad 3600°F. Przy czym w zetknięciu z grafitem czy hePem nie nastąpi żadna wyraźna reakcja, ani odparowanie, czy tworzenie produktów gazowych. Po wyjęciu z reaktora utlenia się on łatwo w powietrzu przy 2000°F, dając dwutlenek uranu, łatwo rozpuszczający w kwasie azotowym, przy czym powstaje azotan uranu bez wytwarzania gazów. Azotan uranu jest wygodnym materiałem, dla prowadzenia procesu oddzielania produktów rozszczepieniowych oraz dla regeneracji węgla.

Wzbogacony węgiel uranu, zawierający 107 U-235, przygotowuje się przez podgrzanie wzbogaconego azotanu uranu do czerwoności w powietrzu w celu otrzymania U₃O₈. Otrzymany U₃O₈ jest mieszaną w nadmiarze ze sproszkowanym grafitem i podgrzewany do 3600°F w nieutleniającej atmosferze. Dana ilość grafitu wynosi tyle, że otrzymany UC₂ i grafit akurat wystarcza do wypełnienia 22000 trzycalowych ładunków paliwa do 1000 kanałów paliwowych. Ilość węgla uranu i grafitu winna zawierać 13,7 kg U-235.

W badaniu laboratoryjnym podgrzewano mieszaninę U₃O₈ i grafitu o stosunku 1 : 5 w pojemniku grafitowym przy pomocy grafitowego piaca elektryczno-oporowego, przez który przepływał strumień argonu. Po 2 godz. przy temp. 2700°F, a po kilku minutach przy 3600°F, mieszanina została ochłodzona w argonie, a następnie poddana analizie. Analiza promieniami X wykazała UC₂ oraz grafit, bez dających się odczytać ilości U₃O₈, UC₂ lub U.

Elementy paliwowe mogą być przygotowane drogą zmieszania UC₂ i grafitu w formie proszku z niewielką ilością kwasu stearynowego, formując je w kształcie prętów cylindrycznych. Każdy pręt zostaje wstawiany w pustoty otwór w graficie, który zostaje następnie zakorkowany małymi korkami grafitowymi. Towarzystwo National Carbon Co wykonało nieprzepuszczalne cylindryczne rury

POOR ORIGINAL

- 79 -

grafitowe, w których na końcach zamocowuje się szczelnie korki przy użyciu grafitowego uszczelnienia. One są prawdopodobnie wystarczająco nieprzenikliwe dla gazów, tak, że uniemożliwiają wydostawanie się większości z produktów rozszczepienia. Większość z łatwo ulatniających się produktów rozszczepienia ma krótki czas życia i pozostaje w zamkniętych otworach wystarczająco długo, aby w dostatecznym stopniu ulec rozkładowi. Nieprzenikliwe rury grafitowe występują o długości 6 cali, jednak stosuje się je w długościach 3 calowych celem zmniejszenia niebezpieczeństwa zaklinowywania się ładunków w kanale paliwowym, co mogłoby wystąpić w wyniku ich wydzierżnienia wskutek niszczenia radiacyjnego. Wysokie temperatury w reaktorze będą sprzyjały zjawisku wyżarzania oprócz niszczenia radiacyjnego.

Odmienna metoda wykonania polega na formowaniu masy węgla uranu, grafitu i kwasu stearynowego w kształcie kulek, posługując się przy tym specjalną maszyną Stokesa zdalnie obsługiwaną. Tak wykonane kulki umieszczane są w ładunki. W jeszcze innej metodzie, ładunki są zakorkowane z jednej strony, a następnie wypełniane dwutlenkiem uranu i sproszkowanym grafitem; zawartość zostaje wymieszana i szczelnie ubita. Ładunki zostają podgrzane do temperatury 3600°F przez przepuszczenie przez nie dużego ładunku elektrycznego, przy czym jednocześnie przesypane są mączką grafitową, celem zabezpieczenia przed utlenieniem. Podczas podgrzewania uwalnia się tlenek węgla i powstaje węgiel uranu UC_2 . Po ochłodzeniu bez dopływu powietrza, ładunek zakorkowuje się z drugiej strony korkiem grafitowym i uszczelnia.

Elementy paliwowe umieszczone są w swoich kanałach przy pomocy sprężonego helu poprzez centralnie ulokowaną i obracającą się rurę ładującą. Elementy są wprowadzane przez pomieszczenie specjalnie do tego służące, które znajduje się poniżej reaktora. Zważenie znajdujące się u góry reaktora utrzymuje je w miejscu; molibdenowe stawidło ślizgowe będące pod każdym kanałem paliwowym pomaga do rozładowania ładunków.

Uważa się, że 10 kg U-235 spowoduje stan nadkrytyczny reaktora; będące ponadto 3,7 kg U-235 przewidziane jest do zastąpienia paliwa wypalonego w okresie 6 miesięcy eksploatacji przy poziomie mocy 20 MW ciepła /5 MW mocy elektrycznej/. Z tego powodu więc, 13,7 kg U-235 znajduje się w reaktorze razem z prętami "zatrzymującymi" molibdenowymi zawierającymi węgiel boru. Ze względu na brak w reaktorze materiału o wysokich właściwościach pochłaniania neutronów, znacznie mniej niżeli 10 kg U-235 wystarczy do zapewnienia stanu krytycznego. Przyjmuje się, że uran będzie prawdopodobnie wzbogacony do 10% w U-235, że 137 kg stanowić będzie całkowitą wagę uranu i że 150 kg wynosić będzie waga UC_2 . Te 150 kg UC_2 razem z 65 kg sproszkowanego grafitu znajdującego się będzie w ładunkach paliwowych. Jeśli wzbogacenie U-235

- 80 -

wyniesie 20%, to waga UC_2 wyniesie połowę. Pręty regulacyjne długie na 15 stóp wykonane są z molibdenu z dodatkiem boru albo węgliku boru. Każdy pręt regulacyjny obsługiwany jest przez mechanizm zębatkowy napędzany okapturzoną silnikiem. Przy podnoszeniu pręty przesuwają się do zamkniętych rur wznoszących się 9 stóp ponad zbiornik ciśnieniowy. Wszystkie te rury oraz obudowa silnika okapturzonego przypawane są szczelnie do zbiornika ciśnieniowego, w którym hel pozostaje pod ciśnieniem 225 psi. Nie dopuszcza się tu możliwości jakichkolwiek nieszczelności.

Pręty bezpieczeństwa, wykonane podobnie z molibdenu i boru lub B_2C znajdują się w oddzielnych pionowych rurach. Pręty opadają do rdzenia w wypadku stopienia się nierdzewnego drutu w wyniku zbyt wysokiej temperaturze helu, albo w wypadku spadku ciśnienia helu. Molibden jest stosowany z tego powodu, że jest on jednym z nielicznych metali posiadających bardzo wysoki punkt topliwości, a poza tym nie jest on specjalnie drogi /cena 5 dolarów za funt/. Molibden nie może być użyty przy wysokich temperaturach w obecności tlenu czy azotu, natomiast jest on stały w atmosferze helu. W istocie, potrzeba posiadania metalowych prętów regulacyjnych znoszących temperatury powyżej 3000°F skierowuje zainteresowanie na molibden /punkt topliwości wynosi 4750°F/, tungsten /6100°F/ i Tytan /3275°F/ lub inny podobny metal. Metale te wymagają stosowania helu. Zastosowanie stali w atmosferze azotu jest zadowalające do 1800°F.

Reaktor jest chłodzony helem znajdującym się pod ciśnieniem 225 psi. Przy tym ciśnieniu właściwości przejmowania ciepła przez hel są prawie takie same, jak powietrza będącego pod ciśnieniem 400 psi, która to wielkość jest ciśnieniem eksploatacyjnym turbiny gazowej.

Hel przepływając przez 3000 kanałów reaktora /każdy o długości 8,5 stopy/ odprowadza ciepła z części centralnej długiej na 5,5 stóp, w której ciepło jest wytwarzane. Pole każdego kanału chłodzącego w rdzeniu wynosi 0,72 stopy² /dla wszystkich 3000 kanałów wynosi to 2160 stopy²/. Temperatura na powierzchni kanałów chłodzących reaktor zmienia się w zależności od temperatury wlotowej helu od 820°F do 1500 - 1800°F. Nie należy obawiać się żadnych trudności, jeżeli temperatura na powierzchni kanałów wogóle nieznacznie powyżej tej wielkości - do ponad 3600°F. Natomiast nie można doprowadzać do nadmiernego wzrostu temperatury w wymienniku ciepła. Tak więc gdy zajdzie potrzeba ochłodzenia zbyt gorącego helu, należy to uczynić przy pomocy chłodzonego helu. Chłodzony hel może być doprowadzony z dołotu wokół reaktora albo może zostać przepuszczony przez wymiennik ciepła chłodzony wodą. Autor przeprowadził doświadczenia z gazami przy temperaturach do 3800°F w urządzeniu o prawie takiej samej wielkości, co opisywany tu reaktor.

POOR ORIGINAL

- 81 -

Dmuchawa do przytłaczania helu krążącego w zamkniętym obiegu będzie napędzana okapturzonym silnikiem posiadającym długie łożyska wyizolowane od wysokich temperatur i radioaktywności. Komora z obudową silnika jest ochłodzona. Firma Allis-Chalmers Manufacturing Co, Westinghouse Electric Co i inne posiadają doświadczenie w projektowaniu i budowie długich okapturzonych silników. Dmuchawa i silnik są w ten sposób obudowane, że mogą być wymieniane przez zdalną obsługę na wypadek awarii.

Przewody o średnicy 2,5 stopy doprowadzające hel do wymiennika ciepła są typu 316 lub 347 ze stali nierdzewnej wyłożone cegłą ogniotrwałą. Objętość helu jest oceniana na 565 stóp³ rozdzielona w sposób następujący: w 3000 półcalowych, przewodów o długości 8,5 stopy znajduje się 37 stóp³, w części dolnej i górnej zbiornika reaktora jest 325 stóp³, w przewodach - 100 stóp³ oraz w wymienniku ciepła - 103 stopy³. W warunkach ciśnienia atmosferycznego tej objętości helu odpowiada 8475 stóp³; mierząc tę objętość w temperaturze pokojowej wyniesie to mniej niż połowę. Ponieważ cały obieg jest gąszczelny, więc praktycznie helu nie ma potrzeby uzupełniać.

Nieco ksenonu i krótkotrwałych lotnych produktów rozszczepieniowych będzie prawdopodobnie przeciekać, a ponadto w trakcie nagrzewania grafitu gazy będą się wydzielać. Z tego powodu zajdzie potrzeba ciągłej cyrkulacji małej ilości helu poprzez separator cyklonowy oraz poprzez aktywowany węgiel drzewny znajdujące się w chłodnej "pułapce" celem usuwania wszystkich zbędnych materiałów poza helem. Ponieważ produkty rozszczepieniowe /zmieszane z grafitem i UO₂/ zawarte są w grafitowych rurach w kanałach, przez który hel nie cyrkuluje, dlatego cząstki produktów rozszczepieniowych prawdopodobnie nie dostaną się do strumienia helu.

Wymiennik ciepła prostego standardowego typu wykonany ze stali nierdzewnej - o średnicy 5 stóp i długości 25 stóp posiada 3000 równoległych półcalowych rur również ze stali nierdzewnej.

Hel pod ciśnieniem 225 psi i temperaturze 1350°F dopływa do małych rurek i opuszcza je z temperaturą 820°F. W obwodzie turbinowym powietrze pod ciśnieniem 420 psi i o temperaturze 743°F dopływa do wymiennika ciepłego, gdzie w zetknięciu się z rurkami z helem podgrzewa się do temperatury 1250°F i dalej płynie do wlotu turbiny.

Zbiornik wymiennika ciepła musi wytrzymywać ciśnienie 420 psi przy temperaturze 1350°F; półcalowe rurki wytrzymują ciśnienie panujące z zewnątrz o wielkości 420 psi oraz ciśnienie wewnątrz nich równe 225 psi przy temperaturze 1350°F. Nie dopuszcza się tu żadnych nieszczelności pomiędzy obwodem helowym reaktora i

- 82 -

obwodem powietrznym turbiny, a to z powodu możliwości zatrućcia radioaktywnego.

Objętość 3000 rurek wynosi około 100 stóp³, a ich całkowita powierzchnia liczy 10000 stóp². Wymiennik ciepła prawdopodobnie może być wydawnie zredukowany w swoich wymiarach, i to gdzieś możliwie do połowy.

Przedsiębiorstwo Escher Wyss Co w Zurichu w Szwajcarii wykonuje turbiny gazowe o obiegu zamkniętym i mocy 2 MW o współczynniku sprawności 30%. Nadają się one specjalnie do opisywanego tu reaktora energetycznego. Przedsiębiorstwo American Turbine Co z Nowego Jorku posiada licencję natomiast przedsiębiorstwa Nordberg Engineering Co z Milwaukee i Westinghouse Corp. mają uprawnienie do produkcji wyposażenia turbin.

Standardowa turbina gazowa pracuje z typowym podgrzewaczem powietrza ogrzewanym za pośrednictwem ruryliwa konwencjonalnego, natomiast w wypadku opisywanego tu reaktora podgrzewacz ogrzewany byłby helem dopływającym z reaktora. Ponieważ turbina o mocy 2 MW jest zbyt mała na proponowaną jednostkę, dlatego potrzebny jest większy model o mocy 5 MW. Tego rodzaju model jest już zupełnie zaprojektowany i gotowy do produkcji. Może być wykonany w przeciągu 18 miesięcy. Jeszcze większy model o mocy 10 - 15 MW jest w opracowaniu i prawdopodobnie mógłby być dostarczony w przeciągu 2 lat. Turbina i wyposażenie mogą być uważane jako doświadczalne.

Będą one nadawać się do naprawy, ponieważ wymiennik ciepła zabezpiecza je przed wszelkimi skażeniami radioaktywnymi.

Turbina i sprężarka waży 31 ton; wymiennik ciepła dla podgrzewania powietrza w obiegu turbinowym waży 52 tony; generator elektryczny waży 23 tony. Cały układ siłowni do wymiennika ciepła hel - powietrze razem z generatorem prądu waży 106 ton. Długość całkowita wynosi 33 stopy, zaś szerokość - 12 stóp.

Dokładny wykaz kosztów nie jest możliwy we wstępnym projekcie tego typu. Pewne pozycje z wyposażenia materiałów i obsługi podane są tu ze względu na chęć poczynienia bardziej dokładnych szacunków:

turbina gazowa wraz z generatorem mocy 5 MW i wyposażeniem, 32 tony grafitu wolnego od boru, 60.000 stóp³ betonu, wymiennik ciepła, 7,4 kg U-235/102 wzbogacenie na okres 1 rocznej eksploatacji przy współczynniku sprawności /zamiana mocy cieplnej na moc elektryczną/ równy 25% /dwa razy po 3,7 kg na 6 mies./, 6% roczny udział od 10 kg U-235 wymagany dla utrzymania stanu krytycznego reaktora, dmuchawa i 400 KW okapturzony silnik stalowy zbiornik zamykający, przety regulacyjne, silniki, sterowanie, storna oszona, wyposażenie w instrumenty, urządzenie do czyszczenia gazu, urządzenie do zabiegów chemicznych, konstrukcja i projektowanie, budowa, eksploatacja przez 1 rok,

POOR ORIGINAL

- 83 -

całkowity koszt wyniósłby prawdopodobnie około 2 milionów dolarów.

Przyjmuje się, że:

- a/ 10 kg U-235 w postaci 10% wzbogacenia UO_2 będzie bardziej niż wystarczające dla wywołania stanu krytycznego reaktora,
- b/ paliwo jądrowe może być otrzymane na warunkach polityczki, a niezużyta część zwrócona.

Zakładając ciągłą eksploatację na poziomie mocy 5 MW przez okres roku, można wyprodukować $43,8 \cdot 10^6$ kWh. Można obliczyć koszt jednej kWh. Koszty paliwowe mogą być wydatnie zredukowane drogą zamiany toru w uran - 235 lub przez zamianę U-238 w Pu-239.

Koszty inwestycyjne są wysokie dla małych jednostek energetycznych. Jeśli pierwszy 5 MW reaktor kosztuje 2 miliony dolarów, to koszty inwestycyjne wyniosą 400 dolarów na KW. Przy reaktorze o mocy 10 MW koszty elektrycznej i kosztującym 3 miliony dolarów koszty inwestycyjne wyniosłyby 300 dolarów na KW. Aktualne koszty będą zależały od ceny wyposażenia, stopy amortyzacyjnej, rocznych kosztów eksploatacyjnych, oraz od ceny wzbogaconego uranu.

Stale jądrowe dla uranu i grafitu są tak dobrze znane, że prawdopodobnie będzie możliwym zbudować duży reaktor przy pomocy bloków grafitowych w ich końcowym wykonaniu. Wydatne ułatwienie załadunku paliwa może być zrealizowane przez zmianę stosunku grafitu do węgla uranu w paliwie albo przez zmianę wzbogacenia.

Po początkowej pracy na niskim poziomie reaktor winien być eksploatowany przy mocy 20 MW ciepłych przez okres 6 miesięcy. Możliwym będzie usuwać częściowo zużyte ładunki paliwa zawierające UO_2 oraz kuleczki grafitu i zastępować je świeżymi ładunkami w trakcie pracy reaktora. Jednakże, mając na uwadze doświadczenia projektowe pierwszego reaktora energetycznego z 1946 i 1947 r., gdzie wykonano wiele wysiłków na próby zaprojektowania mechanizmu do wymiany paliwa mogącego pracować gdy gaz pozostaje pod ciśnieniem - wydaje się być słusniejszym przyjęcie założenia, iż reaktor powinien być wyłączany krótko na okres wymiany paliwa. W tym czasie nadmiar ilości helu zostanie przetoczony do zbiorników zapasowych celem zmniejszenia ciśnienia w reaktorze do ciśnienia atmosferycznego.

Jednakową temperaturę w reaktorze można osiągnąć przez wzrost stosunku UO_2 do grafitu w zewnętrznych pierścieniach paliwa oraz przez zmniejszenie tego stosunku w części środkowej reaktora, albo też poprzez opuszczenie kilku ładunków paliwa w części środkowej i wprowadzenie ich później, gdy okaże się to niezbędne celem przyswyciężenia trucizn jądrowych z produktów rozszczepienia.

- 84 -

Wypalenie U-235 oparte jest na założeniu, że rozszczepienie 1 g U-235 daje energię cieplną równą 1 MWD. Stąd podczas eksploatacji reaktora przy 20 MW ciepłych będzie potrzebna 3,7 kg U-235. Pewna ilość neutronów zostanie zużyta na przemianę toru w U-233, zaś część neutronów utworzy pluton z U-238. Kuleczki węgliku toru znajdują się w ładunkach grafitowych w półcalowych pionowych otworach położonych w reflektorze grafitowym. Ponieważ nie ma tu materiału kosztownego pochłaniającego neutrony, jak również nie obserwuje się absorpcji neutronów przez chłodziwo, dlatego bilans neutronów jest bardzo korzystny. Przyczynia się to do polepszenia właściwości przemiany i powielania w porównaniu z wieloma innymi reaktorami.

Sugerowany 6-miesięczny okres eksploatacji jest często arbitralnym okresem. Długość trwania eksploatacji przed wyłączeniem będzie zależała od zatrucia produktami rozszczepienia, zaś nie będzie zależała od wymiarów czy zmian wynikłych z tytułu zniszczenia radiacyjnego. Nie istnieją ścisłe tolerancje wymiarowe i rozpad elementów paliwa w ładunkach grafitowych będzie odbywał się bez zakłóceń. Część zniszczenia radiacyjnego grafitu będzie malała w wyższych temperaturach.

Kuleczki paliwowe UO_2 oraz grafitowe mogą rozpaść się na pył, który pozostaje w ładunkach grafitowych, a ciepło wytwarzane tam wskutek rozszczepień jest przewodzone i wypromieniowane z ładunku do bloku moderatora chłodzonego helem. Przewodność cieplna grafitu jest w przybliżeniu równa przewodności metali. Temperatura paliwa uranu węglikowo-grafitowego może być dużo wyższa od temperatury na powierzchni kanałów chłodzonych, jednak nie wynika z tego żadna szkoda.

W trakcie eksploatacji, a specjalnie na początku, hel musi być oczyszczony, wilgoć, powietrze i węglowodory wydostają się podczas nagrzewania grafitu; pozatem można tam się znaleźć dwutlenek węgla, cząsteczki pyłu, ksenon radioaktywny oraz inne produkty rozszczepieniowe. Zbiornik pyłu i "wylapywacz" gazu zawierający adsorpcyjny węgiel drzewny będą pracowały w sposób ciągły przy temperaturze skroplonego powietrza. Zainteresowane są one w przewodzie omijającym /by-pass/ i mają na celu wychwytywać zanieczyszczenia, jak również doprowadzają do rozpadu produktów rozszczepienia. Hel cyrkuluje w obiegu zamkniętym i tylko małą część całkowitego strumienia przepływa przewodem omijającym przez urządzenie oczyszczające. Druk z molibdenu lub z tytanu, dający się wymieniać, podgrzewany elektrycznie, służy do usuwania tlenu z helu oraz wskazuje poprzez wzrastający opór elektryczny jeśli do obiegu dostanie się jakaś dająca się ocenić ilość tlenu.

W opisywanym reaktorze nie są możliwe zmiany fazy przejścia z plynu w parę użytych tu materiałów. Hel pozostający pod ciśnieniem 225 psi może zawierać

POOR ORIGINAL

- 85 -

trochę produktów rozszczepienia, zależnie od sprawności funkcjonowania systemu oczyszczania gazu.

Nagła awaria może spowodować 15-krotny wzrost objętości gazu. Znajduje się tam jednak zabezpieczająca komora ekspansyjna, która przejmuje skutki takiej awarii. To 15-krotne rozprężenie stoi w wyraźnym kontraście do 1700-krotnego rozprężenia możliwego w wypadku nagłego przejścia wody pozostającej pod ciśnieniem w stan pary. Reaktory chłodzone gazami nie cechują się niebezpieczeństwem typu wybuchu kotła parowego, w przeciwieństwie do reaktorów chłodzonych lub moderowanych wodą.

Niczego tu nie ma, co by mogło doprowadzić do eksplozji chemicznej, jak to jest teoretycznie możliwe w reaktorach zawierających sól i wodę albo aluminium i wodę. Niczego tu nie ma poza grafitem, helem, węglikiem uranu i molibdenem, co może doprowadzić do defektów mechanicznych, eksplozji albo też korozji poniżej temperatury 4000°F. Nie powstaje tu ani korozja metali w wyniku obecności wody ani stali wskutek gorącego sodu.

Materiały zastosowane w opisywanym tutaj reaktorze mogą wytrzymywać temperatury przynajmniej w granicach 2000 do 3000°F wyższe, aniżeli w przypadku użycia stali, cyrkonu, berylu lub aluminium, a jeszcze specjalnie gdy pozostają one w kontakcie z wodą.

Jest rzeczą trudną utrzymać wszystkie części reaktora przy równomiernej temperaturze, każde miejscowe zakłócenie cyrkulacji chłodziwa może prowadzić do wystąpienia lokalnych spiężeń temperatury. Celem zachowania bezpieczeństwa, przeciętna temperatura chłodziwa musi być utrzymana znacznie poniżej niebezpiecznej wielkości użytych materiałów.

Aczkolwiek miejscowe zwyki temperatury w reaktorze można dopuścić do 4000°F i nawet wyżej, to granicę temperatury w obwodzie reaktora określa wymiennik ciepła wykonany ze stali nierdzewnej. Granica ta nie może być wyższa od 1400°F i stąd temperatura helu opuszczającego reaktor nie przekracza 1350°F. Hel z różnych kanałów chłodzonych miesza się a następnie dopływa do wymiennika ciepła. Niebezpieczeństwo stopienia lub osłabienia stali nierdzewnej ogrzewanej tym wymieszany helem jest dużo mniejsze, aniżeli w wypadku kotła ogrzewanego palącym się węglem.

Możliwym jest pewne zwiększenie bezpiecznej w eksploatacji temperatury w wymienniku ciepła poprzez użycie azotu zamiast powietrza w obwodzie turbiny gazowej. Stal nierdzewna jest w stanie wytrzymać w sposób ciągły wyższe temperatury o ile wyeliminuje się działanie tlenu.

Tania przeróbka częściowo zużytych elementów paliwowych jest istotną w zapewnieniu ekonomicznego sukcesu siłowni jądrowej. Jeżeli elementy paliwowe muszą być usuwane z reaktora bardzo często, następnie rozpuszczane w kwasie azotowym, wyodrębniane z produktów

- 86 -

rozpadu i przeobrażane w nowe elementy paliwowe - wtedy koszty tej przeróbki są wysokie. Wydatki te mogą być zmniejszone dwoma sposobami: po pierwsze przez pozostawienie elementów paliwowych przez dłuższy czas w reaktorze i po drugie przez obniżenie kosztów procesu recyklicacji paliwa. Przedstawiony tu projekt cechuje się oboma wymienionymi zaletami.

Celem przygotowania paliwa do recyklicacji są naboje grafitowe zawierające paliwo w postaci UC_2 , usuwane są z dołu kanałów paliwowych i gromadzone w specjalnych zbiornikach podobnych do zbiorników na rudę. Następnie zostają one tam pokruszone młotami i częściowo zużyte będące radioaktywnym sproszkowane paliwo w postaci UC_2 zostaje przesłane; wydzielone przez to zostają większe fragmenty ładunków grafitowych. Albo są też one podgrzewane do temperatury 1800°F w zamkniętym obiegu, w którym cyrkuluje tlen z częstym jego uzupełnieniem. Dwutlenek węgla zostaje pochłonięty przez wodotlenek sodu.

Podczas przeróbki UC_2 częściowo zużytego w trakcie eksploatacji w reaktorze zostaje przetłaczany w zamkniętym obwodzie tlen ponad materiałem absorbcyjnym przy niskich temperaturach, a to celem usunięcia ksenonu, jodu i innych lotnych produktów rozszczepienia wyzwalanych podczas nagrzewania.

Przeróbka chemiczna składa się z kilku prostych operacji wykonywanych z tyłoma ładunkami, z iloma tylko można mając na względzie masę krytyczną oraz intensywność radioaktywności.

1. Węglik uranu i grafit podgrzewane są do około 1800°F w atmosferze tlenu lub powietrza celem utlenienia węgla na tlenek. Podczas eksperymentu kontrolnego stwierdzono, że 2 godz. wystarczyły na dokonanie się reakcji przejścia małych próbek UC_2 w UO_2 i U_2O_5 . Początkowy UC_2 i O straciły dość dużo na wadze podczas ogrzewania, a produkty zawierające 90% U rozpuszczały się intensywnie i całkowicie w 3-molowym kwasie azotowym bez wydzielania się gazu.

2. Tlenek uranu utworzony podczas ogrzewania węgla rozpuszcza się w kwasie azotowym, tworząc azotan uranu. Nie ma tu metali dających tlenki azotu i tak, jak to ma miejsce w przypadku użycia uranu metalicznego, aluminium, cyrkonu czy innych metali kosztownych. Okoliczność, że nie wytwarzają się gazy, jest bardzo korzystna, ponieważ ułatwiający się gazy zakazywałyby radioaktywnie i wymagałyby dodatkowych urządzeń celem wychwytywania ich i oczyszczania.

3. Rozpuszczanie jest dopuszczalne do stanu umożliwiającego osiadczenie niewielkich ilości grafitu, który następnie zostaje odfiltrowany. Czysty roztwór kwasu azotowego zawierający uran i produkty rozszczepienia jest poddany działaniu fosforanu trójbutylu

POOR ORIGINAL

- 87 -

1. kerosenu celem usunięcia azotanu uranylu drogą ekstrakcji z użyciem rozpuszczalnika. Doświadczenia laboratoryjne z ekstrakcją fosforanu trójbutylu wykazuje, że uran zostaje usunięty szybko i zupełnie. Przyjmuje się, że większość produktów rozszczepienia zostaje szybko wydzielona z uranu poprzez ekstrakcję. Musi tu być uwzględniony zwykły problem niszczenia radiacyjnego rozpuszczalnika organicznego.

4. Uran rozpuszczony w fosforanie trójbutylu i kerosenie zostaje strącony przy pomocy gazowego amoniaku dającego żelatynowy osad dwuuranianu amonowego. Ponownie przeprowadzone doświadczenie z tą reakcją wykazuje, że wytrącenie jest zupełne i szybkie. Następnie dwuuranian amonowy zostaje usunięty przy pomocy filtru odśrodkowego.

5. Dwuuranian amonowy jest podgrzewany do około 800°F do utworzenia tlenku U_3O_8 . Związek ten zostaje oczyszczony i zmieszany z grafitowym proszkiem, a następnie podgrzewany bez dopływu tlenu aż do otrzymania UC_2 do ponownego użytku.

6. Produkty rozszczepienia oraz płynny roztwór kwasu azotowego zostają odparowane do suchości i uszczelnione w spawanych rurach ze stali nierdzewnej celem przechowania. Suchy ten materiał pozostający w rurach może być użyty do podgrzania powietrza; może on być również użyty w charakterze silnego źródła promieniowania gamma. Jeśli wydzielanie się ciepła względnie promieniowania gamma jest zbyt intensywne, to produkty rozszczepienia w formie osadu mogą być rozcieńczone sproszkowanym grafitem.

7. Węgiel uranu z operacji 5 zostaje zmieszany z grafitem i ładowany do nabojev grafitowych, jak to uprzednio opisano.

8. Wszystkie opisane operacje, tzn.: usuwanie częściowo zużytego paliwa, rozpuszczanie, ekstrakcja rozpuszczalnikowa, strącanie, filtrowanie, podgrzewanie i ponowne ładowanie - są wykonywane w sposób zdalny. Nie są tu wymagane żadne operacje ręczne.

9. Ponieważ całkowity proces chemiczny oraz ponowne załadowanie dokonywane jest przy zdalnej kontroli, bez operacji maszynowych, dlatego jasnym jest, że długi okres "ochładzania" na rozpad promieniotwórczy nie jest konieczny z wyjątkiem zmniejszenia skutków promieniowania wymierzanych na rozpuszczalnik. Zredukowany okres "ochładzania" zdążą do zmniejszenia ilości $U-235$ - a tym samym do zmniejszenia nakładów inwestycyjnych.

Proces chemiczny elementów paliwa UC_2 - grafit może być przeprowadzony czterema drogami:

1. Częściowo zużyte paliwo może być przesłane do centralnego zakładu przetwórczego, który zajmuje się

- 88 -

zużytym paliwem z kilku reaktorów.
2. Nowy zakład przetwórczy może zostać wybudowany w pobliżu reaktora. Koszt takiego zakładu przetwórczego z uwzględnieniem występującego tu niebezpieczeństwa radioaktywności jest tak duży, że wymagana byłaby wysoka jego wydajność.

3. Sugeruje się zakład przeróbczy o małej wydajności. Przy 10% wzbogacania, tylko 13,7 kg $U-235$ i 137 uranu oraz produkty rozszczepienia stanowią całkowity materiał podlegający przeróbce. Po kilku dniach rozpuszczalnik jest oddestylowany i element zostaje schowany do betonu; nie usiłuje się odkażać urządzenia ani używać go powtórnie. Sugeruje się schron betonowy w formie sześcianu o boku 10 stóp z wyłożeniem stałą nierdzawą i pokryciem zewnętrznym.

4. Ostatnia alternatywa polega na wypaleniu $U-235$ tak głęboko /możliwie więcej niż 66% wypalenia, że będzie można sobie pozwolić na pozostawienie pozostałości $U-235$ i cały materiał przechować w schronach bez poddawania go jakiejś przeróbce.

Wydaje się, że lansowany jest obecnie pogląd, iż znacznie większy nacisk winien być położony na reaktory chłodzone jadem.

Konstrukcja i eksploatacja reaktorów chłodzonych gazem i pracujących przy wysokich temperaturach wnieśli by ważny wkład w program rozwoju reaktorów energetycznych.

Możnaby zainstalować w reaktorze pętlę eksperymentalną celem przeprowadzenia doświadczeń przy silnym promieniowaniu neutronowym i temperaturach do 1500°F, uzyskując w ten sposób dodatkowe sposobności do badań.

Przedstawiony tu reaktor wydaje się posiadać zalety w postaci prostoty i małych kosztów inwestycyjnych, co może być interesujące dla krajów nieuprzemysłowionych. Może Stany Zjednoczone będą mogły pożytyć im niezbędny uran wzbogacony, jako "zapas", przy pomocy której będą mogły one uruchomić reaktory powielające celem rozwiązania sobie problemów energetycznych.

Istnieje nadzieja, że pewne towarzystwa przemysłowe i laboratoria, będą zainteresowane w finansowaniu, budowie, i eksploatacji reaktora energetycznego opisanego tu typu. Istnieje również nadzieja, że tego rodzaju program może spotkać się z czynnym poparciem amerykańskiej Komisji Energii Atomowej.

Drugi reaktor energetyczny z pewnością będzie miał moc zwiększoną z 5 do 10 MW. Odpowiednia turbina i generator kosztować będą również więcej, natomiast reszta wyposażenia nie zmieni się wiele, za wyjątkiem dmuchawy i wymiennika ciepła, które wymiarowo wzrosłyby dwukrotnie.

POOR ORIGINAL

- 89 -

Wymiennik ciepła zostałby wyeliminowany w tej ostatniej instalacji, o ile by zostały spełnione następujące warunki:

- a/ małe skażenia radioaktywne
- b/ małe przecieki z turbiny
- c/ nastąpi rozwój prac nad turbiną na hel; ceramiczne lub chłodzone gazem pręty regulacyjne zostaną udoskonalone tak, że umożliwi się użycie azotu w charakterze chłodziwa reaktora.

Zainteresowania w kierunku dużych instalacji mogą nastąpić z chwilą udoskonalenia dużych turbin gazowych pracujących w układzie zamkniętym. 60 MW turbina na hel została zaprojektowana. Okazało się, że duże wymiary nie będą poważnymi ograniczeniami.

Z drugiej strony istnieją argumenty uzasadniające ustawienie kilku jednostek o mocy 10 MW w jednej siłowni energetycznej. Ten typ reaktora jest specjalnie uprzywilejowany do eksploatacji na obszarach nieuprzemysłowionych, pozatem byłoby znacznie łatwiej przestran-sportować silnik o wielkości 10 MW, zbiorniki ciśnieniowe i wyposażenie specjalne na większe odległości, aniżeli w przypadku jednostki o wielkości 50 czy 100 MW. Kilka mniejszych jednostek zapewnia większą elastyczność eksploatacyjną tak przy wymianie paliwa, jak i przy naprawach, poza tym w przypadku awarii zagrożenie radioaktywne jest znacznie mniejsze.

W planowaniu długoterminowym winny być podjęte badania nad turbinami z molibdenu lub tungstenu przewidzianymi do pracy na hel w zakresie 3000 do 4000° F. Sprawności termodynamiczne przy tych temperaturach są wyższe i możliwym będzie użycie - mniejszych, mniej sprawnych turbin, a ponadto pewne ilości ciepła o niższej temperaturze będzie można uznać za odpadkowe. Metale te nie będą mogły być użyte przy paliwach konwencjonalnych, ponieważ podlegają utlenieniu, natomiast przy użyciu helu wykłania się doskonała okazja do eksperymentów w nowym zakresie wysokich temperatur.

Istnieją poważne powody przemawiające za użyciem w opisywanej siłowni wymiennika ciepłego i helu. Następnymi jednostkami mogą już nie posiadać wymiennika ciepła a azot może zastąpić hel.

Turbina o mocy 5 MW może być zamówiona już obecnie, zaś jednostki większe będą realizowane później, przyczyniając się do zmniejszenia kosztów inwestycyjnych. Turbina gazowa wykazuje przewagę nad parową, ponieważ jest ona bardziej elastyczna w eksploatacji i bardziej sprawna oraz daje możliwość realizacji obiegu bezpośredniego, w którym medium chłodzące reaktor jednocześnie byłoby czynnikiem roboczym w turbinie.

Reaktory energetyczne winny być w ten sposób projektowane, aby nie istniała możliwość ucieczki z obiegu do atmosfery gazu czy ciała stałego radioaktywnego. Oczywiście, nieszczelności w wysokoprężnej tur-

- 90 -

binie gazowej ulegają znacznym zmianom. Jest prawdopodobnym, że wystąpią pewne nieszczelności w turbinie pracującej na powietrzu przy ciśnieniu 400 psi i przecieki skierują się do atmosfery. Nie można dopuścić, aby w wyniku nieszczelności wydostały się substancje, mogące wywołać skażenia radioaktywne. Więc chociaż znajdujący się między reaktorem i turbiną gazową wymiennik ciepła powoduje gorszą sprawność oraz dodatkowy koszt około 100.000 dolarów, to jednak uważa się go za konieczność, dzięki której usuwa się niebezpieczeństwo skażenia radioaktywnego. Wymiennik ciepła nie posiada części ruchomych narażonych na szybkie defekty, a silnik napędowy jest okapturzony i może być usuwany i zmieniany w sposób zdalny.

Ponieważ produkty rozszczepienia będą się ulatniały z ładunków grafitowych jedynie w nieznacznym stopniu i będą one usuwane w sposób ciągły przy pomocy "pułapki" z węglem drzewnym z taką szybkością, z jaką będą się pojawiały, więc w późniejszych modelach prawdopodobnie okaże się możliwym wyeliminowanie wymiennika ciepła. Dopóki jednak obieg nie zostanie wypróbowany w warunkach ciśnienia roboczego, nie byłoby bezpiecznym wprowadzać gaz chłodzący z reaktora do obiegu roboczego turbiny. Naprawy turbiny, byłyby trudne, gdyby została ona skażona radioaktywnie.

Powietrze nie może być zastosowane w reaktorach grafitowych pracujących przy wysokich temperaturach, ponieważ pręty regulacyjne z molibdenu oraz grafit uległyby procesowi utlenienia. Aczkolwiek dotychczas hel nie został jeszcze zastosowany w turbinach gazowych, nie mniej turbina na hel została zaprojektowana i wykazuje wiele zalet.

Turbina gazowa i przynależna do niej sprężarka mogą pracować równie dobrze na azot co i na powietrze, a poza tym azot jest nieaktywny chemicznie względem grafitu. Natomiast azot będzie reagował z molibdenowymi czy turgstenowymi prętami regulacyjnymi. Inne metale nie zniosą bezpiecznie najwyższej temperatury w reaktorze, zaś pręty regulacyjne z ceramiki nie zostały dotychczas na tyle wykształcone, aby mogły znieść konieczne naprężenie mechaniczne. Gdy pręty regulacyjne z ceramiki zostaną na tyle udoskonalone, że będą mogły pracować w sposób bezawaryjny przy temperaturze 3000° F, wtedy zastosowanie azotu będzie możliwe.

Innym argumentem przemawiającym za użyciem helu w charakterze chłodziwa jest jego nadzwyczaj mały przekrój na pochłanianie neutronów, a poza tym nie tworzy on produktów radioaktywnych. Azot przy ciśnieniu 225 psi będzie absorbował neutrony oraz tworzył radioaktywny węgiel w obiegu chłodzenia.

Można przytoczyć poważne argumenty przemawiające za budową pierwszej siłowni o wielkości 10 MW zamiast 5-MW. Koszt turbiny jest tu naturalnie wyższy, natomiast

POOR ORIGINAL

- 91 -

miejsce dla turbiny i reaktora nie będzie dużo większe. Reaktor grafitowy może zaspokoić większe potrzeby ciepła bez większych zmian. Ale turbina 5 MW jest już możliwa do zamówienia, natomiast turbina 10 MW wymagałaby dłuższego okresu dostawy. Całkowity projekt będzie miał charakter pionierski i prawdopodobnie będzie rozsądniej zbudować pierwszą jednostkę w mniejszym wymiarze. Z pewnością następną jednostką winna posiadać 10 MW i tym samym zmniejszyć koszt przypadający na kWh.

Cyrkułujący w obiegu reaktor hel można by przepuścić przez wytwornię wysokoprężnej pary i pracować turbiną parową. W ten sposób można by od razu przejść na duże reaktory /100 MW/ o typowym wyposażeniu. Jednak turbiny gazowe są mniejsze i bardziej podatne aniżeli równoważny zespół kotła i turbiny parowej, a ponadto prawdopodobnie są one bardziej sprawne przy małych wymiarach.

Reaktor posiada następujące wyraźne zalety:

- a/ Uproszczony obieg paliwa. Recykliczacja i przeróbka elementów paliwowych jest rzadka, niekosztowna i przeprowadzana całkowicie w sposób zdalny.
- b/ Niski wkład; wkład paliwa nie jest duży.
- c/ Ułatwiona produkcja paliwa. Nie występują tu metale podlegające topieniu, nie ma obróbki mechanicznej elementów paliwowych, jak również nie ma wymogów zachowania ścisłej tolerancji wymiarów.
- d/ Materiały wytrzymałe na wysokie temperatury. Nie wystąpią tu zniszczenia wskutek lokalnych przegrzewów, ponieważ nie ma metali o niskim punkcie topliwości.
- e/ Dobry bilans neutronów. Absorpcja neutronów w chłodziwie, moderatorze i elementach paliwowych jest niska. Ponieważ elementy paliwowe nie są koszulkowane, nie ma tu zjawiska absorpcji przez metal koszulkowy ani metal kanałów z chłodziwem. Dogodny bilans neutronów zapewnia lepsze właściwości zjawiska przemiany i powielenia.
- f/ Brak korozji. Nie wystąpi tu korozja z powodu braku metali w prętach paliwowych i braku wody, a poza tym hel jest chemicznie nieaktywny.
- g/ Brak niebezpieczeństwa eksplozji. Nie istnieje obawa eksplozji, ponieważ nie występuje możliwość tworzenia się gazów wskutek przegrzewu czy reakcji chemicznej.
- h/ Brak przecieków. Nie występują tu przecieki helu czy lotnych produktów rozpadu z obwodu reaktora, ponieważ hel znajduje się w zupełnym zamknięciu. Nie występuje również zupełnie jakiegokolwiek skażenie obwodu turbiny, ponieważ jest on odizolowany od obwodu reaktora przy pomocy wymiennika ciepła.
- i/ Woda nie jest potrzebna. Bardzo zimna woda chłodząca nie jest wymagana do turbiny, ponieważ górna temperatura jest tak wysoka, że duża różnicę temperatur

- 92 -

można zachować przy pomocy umiarkowanego chłodzenia. Możliwym tu jest nawet chłodzenie powietrzem. Okoliczność ta jest ważna dla suchych rejonów, gdzie odczuwa się brak wody.

- j/ Małe wyposażenie. Zmiękczenie wody oraz inne urządzenia pomocnicze typowe dla siłowni parowych są mniejszego znaczenia.
- k/ Sprawność i podatność. Turbina gazowa jest sprawna /30%/; jest ona prostsza w obsłudze i bardziej podatna aniżeli turbina parowa.

Reaktor posiada następujące słabe strony.

- a/ Przejmowanie ciepła. Przewodnictwo cieplne węgla uranu i grafitu jest dobre i aktywny materiał paliwowy posiada promień tylko 3 mm. Środkowa część pręta paliwowego może stać się nadmiernie gorąca, aczkolwiek nie na tyle, by mogło to okazać się niebezpieczne dla węgla uranu czy grafitu znajdujących się w atmosferze helu. Pożądane są tu prace doświadczalne nad przejmowaniem ciepła.
- b/ Składowanie produktów rozszczepienia. Niektóre z produktów rozszczepienia posiadają dość wysokie ciśnienie pary przy najwyższej temperaturze elementów paliwowych. Większość z nich będzie pozostawać w grafitowych ładunkach, część jednak niewątpliwie będzie się wydostawać. Trudno jest przewidzieć, w którym miejscu obiegu reaktor - wymiennik ciepła będą one gromadzić się. Pojedynczo naładowany nabój napromieniowany krótko w reaktorze doświadczalnym, a następnie podgrzewany będzie źródłem cennych informacji.
- c/ Regulacja reaktora w wysokich temperaturach. Wpływ temperatury na szybkość neutronów termicznych będzie oddziaływać na poziom mocy reaktora. Nie przeprowadzono badań nad reaktorem pracującym powyżej 1300°F, ani też z reaktorem posiadającym tak wysoki zakres temperatur.
- d/ Niezawodność regulacji. Hel nie pochłania neutronów i przez to nie ma tu automatycznej regulacji następującej w wyniku zmian gęstości chłodziwa - jak to ma miejsce w pewnych innych reaktorach. Z drugiej strony nie obserwuje się fluktuacji poziomu mocy dzięki zmianom ciśnienia. Znaczna odpowiedzialność ciąży na prętach regulacyjnych i mechanizmie regulacji.
- e/ Szczelność. Duży wymiennik ciepła nie może posiadać żadnych przecieków wywołujących skażenie turbiny. Mogą tu również wystąpić trudności z utrzymaniem helu znajdującym się w gorących zbiornikach stalowych. Jest sprawą bardzo ważną, aby stal nierdzewna posiadała charakterystykę, uniemożliwiającą dyfundowanie helu przez stal w zakresie temperatur poniżej 1300°F. Przecieki helu w wyższych temperaturach mogą być łatwo przebadane.

POOR ORIGINAL

- 93 -

f/ Erozja grafitu. Erozja gorącego grafitu wskutek przepływających strumieni helu jest prawdopodobnie niewielka ale winna być przeeksperymentowana.

Opisany tu reaktor jest odmienny od innych typów będących w konstrukcji i w budowie; winny zostać poddane badaniom zagadnienia: chłodzenia gazowego, wpływu wysokich temperatur i turbiny gazowe.

Pewne zagadnienia mogą być rozwiązane drogą prac laboratoryjnych; inne będą wymagały prób makietowych; natomiast inne jeszcze będą mogły znaleźć rozwiązanie tylko w wyniku aktualnej eksploatacji reaktora.

Wzbogacając paliwo oraz podnosząc ciśnienie gazu występującego w charakterze chłodziwa, poprawiają się właściwości przejmowania ciepła, wymiary rdzenia i zbiornika ciśnieniowego stają się mniejsze oraz koszty maleją. Chociaż można by zastosować obieg parowy, to jednak obieg gazowy rzuca niższe koszty.

Wzrost ciśnienia chłodziwa zapewnia reaktorom chłodzonym gazem nowe atrakcyjne możliwości dla celów energetycznych. Chłodzone gazem reaktory doświadczalne w Oak Ridge i w Brookhaven dobrze wypełniają swoje przewidziane projektem zadania, ale ze względu na niskie ciśnienie reaktory te nie mogą być wykorzystane dla celów energetycznych. Tablica 1 przedstawia możliwości energetyczne reaktorów chłodzonych gazem.

Tablica 1

Porównanie kilku reaktorów pod względem właściwości odprowadzania ciepła. 1/

| reaktor | gęstość mocy kwht/ stopę rdzenia | moc właściwa /kwht/kg pa- liwa U-235 | U | maksymalny strumień cieplny BTU/h sto- pę |
|--|--|---|-------|---|
| Reaktory badawcze chłodzone gazem: | | | | |
| ORNL | 54 | 11,1 | 0,087 | 7300 |
| Stos Brookhaven /BNL/ | 34 | 70 | 0,61 | 20730 |
| Reaktory o obiegu gazo- wym pod ciśnieniem 2/ projekt typowy | -900 | -1500 | -75 | -400000 |
| Reaktory wodne pod ciśnieniem: | | | | |
| MTR | -8300 | 10000 | 11000 | 294000 |
| PWR | - | - | - | 382000 |
| Reaktor chłodzony sędem beciśnieniowy: | | | | |
| SGR | 180 | 565 | 10 | 350000- -850000 |

1/ Dane z referatów genewskich oraz z AECD-3646, Vol 2
2/ Wg przedstawionego projektu. Zgrubne rachunki wykazują,

- 94 -

że dobry bilans neutronów może być uzyskany, gdy powierzchnia wolnego przepływu wynosi 20w. cażej powierzchni. Zatem gęstość mocy rzędu 4000-5000 Kw/stopę prawdopodobnie jest osiągalne w reaktorach chłodzonych gazem.

Charakterystyki reaktorów chłodzonych gazem, zarówno o obiegu otwartym, jak i zamkniętym, przedstawione były na posiedzeniu Waszyngtońskiego Oddziału Amerykańskiego Towarzystwa Inżynierów-Mechaników. W tablicy 2 przedstawione jest porównanie projektów dotyczących obiektów zamkniętych omawianych na sesji. Tutaj przedstawiamy analizę treści referatów przedstawionych przez T. Jarvis z Ford Instrument Co.; J.G. Gallagher z Aleo Products, Inc.; C.H. Fox z Gleun L. Martin Co.; S.T. Robinson z American Turbine Corp. Dalej uwidoczniłone szkice porównują główne zasady układów gazowych otwartych i zamkniętych.

Możliwość wyeliminowania wymiennika ciepła, prawie antykorozyjna cecha gazów oraz właściwości materiałów, jakie mogłyby być zastosowane przy wysokich temperaturach reaktorów chłodzonych gazami powodują, że reaktory te stają się bardzo atrakcyjne dla celów energetycznych. Tak więc siłownię z obiegiem gazowym można by łatwo porównać z siłowniami, w których czynnikiem chłodzącym jest woda lub metal ciężki i które posiadają turbiny parowe.

Aczkolwiek posługiwanie się gazami oraz część turbinowa siłowni są zagadnieniami stosunkowo prostymi, specjalnie w niewielkich siłowniach, to jednak problemy materiałowe muszą być przedmiotem badań.

Reaktor przewidziany do pracy z turbiną gazową musi być eksploatowany przy wystarczająco wysokich temperaturach, aby do turbiny dopływał gaz o temperaturze 1200-1500° F. Oznacza to, że materiały koszulkowe winny wytrzymać temperatury znacznie wyższe od tych. Pewne metale wykażą się takimi właściwościami. Jeżeli jednak będzie można opanować zagadnienia naprężeń termicznych lub zupełnie je wyeliminować, to paliwo ceramiczne zapewni możliwości występowania w rdzeniu znacznie wyższych temperatur /2000-3000° F/ w porównaniu z tym, jakie można dopuścić bezpiecznie stosując metaliczne elementy paliwowe.

Można wybrać pewną ilość gazów, które będą czyste, nieskażone, stabilne, prawie niekorozyjne i możliwe do podgrzewania bez zmiany stanu i właściwości.

Powietrze atmosferyczne stosowane jest we wszystkich systemach z obiegami otwartymi. Występuje tu problem korozji, co jest powodem ograniczenia temperatury rdzenia. Gdy realizuje się obieg otwarty, musi się więc zabezpieczyć przed nadmiernym skażeniem atmosfery przez aktywny argon lub ulatniające się produkty rozszczepienia. W reaktorach o obiegu zamkniętym powietrze o wyso-

POOR ORIGINAL

- 95 -

kiej temperaturze będzie atakował niekoszulkowany moderator grafitowy.

Technologia azotu jest dobrze opanowana. Azot upraszcza zagadnienia temperaturowe reaktora oraz zagadnienia moderatora; azot jest obojętny względem grafitu. Przy azocie wolnym od tlenku można stosować stal nierdzewną do temperatury 1800°F. Jednakże azot będzie reagował z molibdenowymi czy tungstenowymi prętami kontrolnymi, które przecież mogą pracować przy znacznie wyższych temperaturach. Rozwój prac nad ceramicznymi prętami regulacyjnymi, które będą mogły wytrzymywać obciążenie mechaniczne, pozwoli na stosowanie azotu w wyższych temperaturach. Azot będzie pochłaniał neutrony i tworzył węgiel radioaktywny w obwodzie chłodzenia.

W projekcie Jarvisa współczynnik przejmowania ciepła jest o 80 % wyższy w przypadku stosowania helu, aniżeli w przypadku stosowania azotu. Hel praktycznie eliminuje korozję, ponieważ jest on zupełnie nieaktywny w stosunku do materiałów konstrukcyjnych reaktora. Jego przekrój na pochłanianie neutronów jest niezwykle mały, nie tworzy on substancji radioaktywnej.

Dwutlenek węgla oferuje inne możliwości. Dobór gazu winien być przeprowadzany na podstawie rozważań termodynamicznych, chemicznych i jądrowych.

Elementy paliwowe są wystarczająco dobrze opanowane do stosowania, przyczyną elementów ceramicznych będą bardziej odpowiednie aniżeli elementy metaliczne. Ich atrakcyjność polega na niskich własnościach absorpcji neutronów, wysokich temperaturach roboczych oraz łatwej recyklicacji. W przedstawionych projektach temperatura elementów paliwowych utrzymana jest na dość niskim poziomie, tak że można zastosować elementy metaliczne.

W dwu projektach opisanych przez Galaghera zastosowano stal nierdzewną, elementy paliwowe z UO_2 - stożkowe rury dla reaktora chłodzonego powietrzem, zaś płyty - dla reaktora chłodzonego azotem. Elementy paliwowe w projekcie Jarvisa są wewnątrz chłodzone.

Rury stożkowe na długości 4 stóp wykonane są z dwu blach o szerokości 1,036 cala, podtrzymujących paliwi i zalutowanych od dołu i od góry do dwu zamocowanych /stożkowych/ płyt. Rury stożkowe muszą być wypróbowane przez 1 rok przy temperaturze nieco poniżej 1500°F. Elementy paliwowe typu płytowego muszą być przebadane pod względem właściwości głębokiego wypalania w wysokich temperaturach oraz ewentualnych efektów wpływu azotu.

Jako moderator bierze się pod uwagę beryl, tlenek berylu i grafit. Wymaga się, by zachowana była ich trwałość chemiczna w warunkach eksploatacyjnych w temperaturze powyżej 1000°F.

W wypadku siłowni z obiegiem otwartym moderator winien posiadać długotrwałą stabilność w stojącym powietrzu; moderator mógłby być koszulkowany w nieaktywnym

- 96 -

gazie celem oddzielenia go od kontaktu z powietrzem, jednak to powiększa komplikację. Ponieważ grafit atakowany jest przez gorące powietrze, a beryl koroduje - szybko w temperaturze 1478°F w powietrzu w ciągu 12 godz. lub przy 1650°F w ciągu 1 godz. /biały nalot na powierzchni tworzy się przy temperaturze 1650°F po upływie 1 godz./ bloki z tlenku berylu są wybrane w projekcie z obiegiem otwartym - pomijając problemy produkcji BeO .

Tlenek berylu jest zupełnie trwały i nieczyny w wysokich temperaturach względem większości interesujących gazów. Powietrze o dużej szybkości nie będzie się bezpośrednio stykało z BeO , bloki jednak nie są koszulkowane. Bloki podlegają bardzo małym naprężeniom - zarysowania są donoszalne.

Beryl reaguje z parą wodną powyżej 1250°C, tworząc lotne składniki. Te reakcje nie powinny jednak być przeważnym problemem w zakresie rozważanych tu temperatur. Sprawa zatrucia winna zostać starannie przestudiowana na podstawie określenia w próbach na niewielką skalę strat ciężarowych BeO zachodzących w warunkach eksploatacyjnych.

W przypadku siłowni z zamkniętym obiegiem z użyciem mniej korozyjnego niż powietrze chłodziwa, moderator grafitowy wydaje się umożliwić budowę większych i tańszych reaktorów. BeO będzie tam bardziej pożądanym, gdzie istotne są małe wymiary i mały ciężar. Materiały moderatorowe winny być wybrane na bazie własności mechanicznych i jądrowych.

Zanim się przystąpi do budowy siłowni z reaktorem o obiegu gazowym musi się rozwiązać duża ilość różnych problemów technicznych. W uzupełnieniu do problemów uprzednio omawianych, najwięcej niewiadomych dotyczy elementów paliwowych. Zagadnienia wyrastają w stosunku do równowagi całego systemu i jego bezpieczeństwa, jak również odnośnie trwałości moderatora i chłodziwa przy promieniowaniu w trakcie eksploatacji. Prace eksperymentalne są tu wymagane.

Elementy paliwowe winny być sprawdzane pod względem teoretycznym i doświadczalnym pod względem następujących czynników:

- a/ najwyższych temperatur
- b/ obciążeń mechanicznych
- c/ obciążeń termicznych
- d/ zniszczenia radiacyjnego
- e/ dyfuzji produktów rozszczepienia poprzez ścianki elementów paliwowych
- f/ maksymalnego wypalania paliwa i wypalania paliwa, biorąc pod uwagę ograniczenia z tytułu zmian reaktywności i właściwości mechanicznych.

Obecnie posiadane wiadomości upoważniają do stwierdzenia, że problemy powyższe mogą być rozwiązane oraz realizacja zagadnień znacznie poprawiona drogą rozwoju i ulepszenia stosowanych materiałów.

POOR ORIGINAL

Tablica 2
Porównanie czterech reaktorów z obiegami gazowymi przy pojedynczym obiegu.

| Charakterystyka rodzaj obiegu | Propozycja | | | |
|--|-------------------------------------|-----------------------------------|----------------------|----------------------|
| | Gallag- hera otwar- ty | Gallag- hera zamknię- ty | Jarvisa zamknięty | Robinsona otwarty |
| Moc MW: | | | | |
| siłowni netto elektr. | 0,2 | 2 | 15 ^{1/2} | 60 |
| siłowni brutto elektr. | 0,25 | 2,5 | - | - |
| reaktora cieplna | 2 | 7 | 44 | 148,5 |
| sprawność % | 10,2 | 31 | 34 | 40,4 |
| Chłodziwo reaktora: | | | | |
| rodzaj gazu | powietrze | azot | azot | hel |
| strumień przepływu ft/sek | 8,25 | 54 | 926 | 220 |
| Wymiary reaktora /stopy/: | | | | |
| średnica rdzenia | 4 | 4,1 | 5 | - |
| wysokość rdzenia | 4 | 4,1 | 4 | - |
| średnica zbiornika | - | 8 | 9 ^{3/4} | - |
| wysokość zbiornika | - | - | 13 ^{3/4} | - |
| grubość reflektora | 0,5 | 1,45 ^{2/3} | 1 | - |
| Moderator : | prasowane | grafit | grafit | - |
| materiał | bloki B ₂ O ₃ | - | - | - |
| gęstość g/cm ³ | 2,76 | 1,9 | 1,6 | - |
| Paliwo: | | | | |
| początkowy ładunek /kg U-235/ wzbogacenie % | 225 | 225 | 25-50 | - |
| postać | UO ₂ | UO ₂ | UO ₂ | - |
| kształt elementu | stożkowane rury | płyty | sześcioboczny | - |
| koszulka | stal nier- dzewna | stal | SS-316 | - |
| ilość elementów | 800 | 302 | 36 | - |
| posiada siatki/cale/ eksploatacja rdze- nia /MW-lata/ "życie" przy pełnej mocy/dnie/ temperaturowy współ- czynnik reaktyw- ności k/'C | 1,5 | 2,5 | - | - |
| Temperatura °F: | | | | |
| moderator | 1000 | 1000 | - | - |
| paliwo | 1500 | 1500 | 1700 | - |
| gaz wlot do reak- tora | 451 | 764 | 760 | 878 |

c.d.

| Charakterystyka rodzaj obiegu | Propozycja | | | |
|---|---------------------------------|-----------------------------------|---------------------------|----------------------|
| | Gallag- hera otwar- ty | Gallag- hera zamknię- ty | Jarvisa zamknię- ty | Robinsona otwarty |
| gaz wylot z reak- tora | 1325 | 1220 | 1300 | 1400 |
| gaz za turbinę | 878 | 829 | 815 | 942 |
| Ciśnienie /psia/ gazu na wlocie do reaktora | 64,7 | 396 | 534 | 1000 |
| gazu za reaktorem | 62,76 | 384 | 512 | 985 |
| gazu za turbiną | 15 | 120 | 127,8 | 425 |
| turbina | Jupiter T-520 | Tuco-52 /Escher Wyss/ | Escher Wyss | Wscher Wyss |
| Koszt: | | | 250 [±] 75 | - |
| włożenie /dolar/KW/ mocy /mills/kWh/ | - | - | 12 [±] 3 | - |

- Uwagi:
- 1/ Javois również oczekuje, że siłownia o mocy 240 MW będzie możliwa do wykonania. Zbiornik ciśnieniowy miałby przy ciśnieniu 1000 psi około 13 stóp średnicy. Zastosowanoby turbinę gazową o obiegu zamkniętym. Elementy paliwowe byłyby w formie płytek lub rur.
 - 2/ Reflektor z grafitu reaktorowego /AGOT/ o gęstości 1,71 g/cm³.
 - 3/ Włączając mechanizmy prętów regulacyjnych.

Kilka właściwości charakterystycznych projektu opisywanych tu jednostek warte są uwagi. W projekcie przedstawionym przez Jarvisa przewód łączący reaktor ze sprężarką posiada podwójne ścianki tak, iż można przyjąć cieńszy przewód.

W reaktorach opisywanych przez Galaghera, spadki ciśnienia i temperatury paliwa są bardzo małe przez stożkowe przejścia przepływu poza paliwem. Średnica hydrauliczna przewodu zmienia się promieniowo celem uzyskania tego samego wzrostu temperatury w każdej komórce. Stożkowe przejście przepływu po osi zapewniają stałe temperatury powierzchniowe i minimalny spadek ciśnienia. Współczynnik przejmowania ciepła na wylocie wzrasta, co kompensuje wzrost temperatury powietrza. Małe przemysłowe turbiny gazowe o obiegu otwartym są ogólnie dostępne. W małej siłowni o mocy 200 KW stosuje się obieg otwarty z powodu jego prostoty. Turbina

POOR ORIGINAL

- 99 -

Jupiter T-520 ulepszona przez firmę Solar Aircraft Co została wybrana. Przewidziany dla celów okrętowych agregat o ogólnej wadze 854 funtów, posługuje się pojedynczą komorą spalania. Przy obrotach 20,000 na min., dolocie do sprężarki przy temperaturze 75°F, dolocie do turbiny przy temperaturze 1325°F, wytwarza się moc 400 KMw. Gdy reaktor zastępuje komorę spalania przy turbinie T-520, to stosunek rozprężenia maleje z powodu 3% Δ p/p straty ciśnienia w reaktorze oraz 2% Δ p/p ciśnienia powrotnego z filtra i przewodu wylotowego. Przy tej 5% stracie moc netto wyniesie 200 KW albo 250 KW na hamulcu.

Siłownia z turbiną gazową w obiegu zamkniętym pracowała, stosując gaz podgrzewany przez spalony węgiel olej i torf, jak również używając ciepła odpadkowe z egzotermicznych reakcji chemicznych. Ciepło, powstałe w reaktorze dawałoby stosunkowo czyste i suche medium robocze, które umożliwiłoby lepsze zaprojektowanie i wykonanie turbiny. Podczas 15 lat, w ciągu których firma Escher Wyss w Zurichu w Szwajcarii i właściciele jej licencji ulepszali siłownie turbinowe gazowe o obiegu zamkniętym, zostało wybudowanych lub znajduje się w budowie około tuzina siłowni o mocy w zakresie od 500 KM do 12,5 MW. Wielkość siłowni termicznej rzędu 30% - 20%.

Siłownia jądrowa z turbiną gazową w obiegu zamkniętym wyróżnia się mało wymaganą powierzchnią i kubaturą przy doskonałej sprawności. Szerokie zastosowanie wystąpi najpierw prawdopodobnie w siłowniach o umiarkowanej wielkości /do około 30 MW/. Turbina do siłowni jądrowej o mocy 5 MW jest w pełni zaprojektowana i może być dostarczona w ciągu 18 miesięcy. Model o mocy 10-15 MW znajduje się w stadium projektowania i prawdopodobnie mógłby być dostarczony w przeciągu 2 lat. Turbina na hel o mocy 60 MW została zaprojektowana. Turbiny o większej mocy nie są ograniczone przez żadne poważne trudności.

Układ pojedynczy oznacza brak wymiennika ciepła; większa sprawność, niższe koszty inwestycyjne i eksploatacyjne. Natomiast eksploatacja i ruch jest utrudniony z powodu stosowania "gorącego" gazu w turbinie; gaz może wpływać na korozję materiałów w rdzeniu albo przerosić produkty rozszczepienia.

Układ podwójny eliminuje przepływ "gorącego" gazu i produktów rozszczepienia z reaktora przez turbinę. Układ ten jest mniej sprawny na występowanie wymiennika ciepła, pomp, przewodów itp. Umożliwia stosowanie różnych gazów w obwodzie reaktora i obwodzie turbiny.

Układ pojedynczy zapewnia prostszą i łatwiejszą budowę siłowni; ale gazy radioaktywne, produkty korozji i rozszczepienia usuwane są do atmosfery. Nie ma potrzeby stosowania specjalnych gazów, ze względu jednak na korozję występującą w reaktorach chłodzonych powietrzem ograniczony jest górny zakres temperatury w obiegu.

- 100 -

Układ podwójny eliminuje zagrożenia skażenia, radioaktywnego obiegu turbiny, ale rezygnuje się tu z największej zalety obiegu otwartego - z prostoty układu. Zagrożenia zbiorników są bardziej trudne w siłowniach o obiegach otwartych, które ogólnie są tańsze aniżeli siłownie zamkniętych przy mocy poniżej 1 MW.

POOR ORIGINAL

- 101 -

REAKTOR O CYRKULUJĄCYM PALIWIE
Nucleonics, 15, 3, 101, 1957/

Nowa koncepcja reaktora, których jest tak wiele, że technika reaktorowa ma kłopoty z ich różnorodnością, została zbadana w Zakładach Glenn L. Martin Wydziału Jądrowym. Polega ona na tym, że paliwo w postaci małych cząsteczek cyrkuluje w "łożysku" utworzonym przez pionową rurę, przez którą przepływa strumień cieczy. W perspektywie są takie zalety jak równomierny rozkład temperatury, wypalenie równomierne i niezależne od rozkładu mocy, łatwość usuwania produktów rozszczepieniowych, łatwość fabrykacji i regeneracji paliwa.

Ciekłe łożysko jest to zbiór cząstek stałych, które cyrkulują w ograniczonym obszarze w wyniku pionowego przepływu cieczy obok cząstek. Takie ciekłe łożyska z ośrodkiem gazowym były stosowane przez przemysł naftowy od początku 1940 r., aby ułatwić reakcje chemiczne. Na przykład węglowe cząstki katalityczne można szybko regenerować przez przejście gorącego powietrza przy prędkości dość wysokiej by utrzymać cząstki podniesione z dna zbiornika. Rzeczywiście łożysko jest w stanie ciekłym tylko powyżej skończonoj prędkości cieczy. Przy prędkości cieczy zero łożysko jest w stanie statycznym cząstki tworzą masę na dnie zbiornika. Gdy prędkość wzrasta staje się półpłynne raczej podobne do lotnego piasku. Stan ten jest scharakteryzowany przez spadek ciśnienia, który wzrasta z prędkością. W końcu prędkość jest taka, że spadek ciśnienia pozostaje stały. Dalszy wzrost prędkości cieczy powoduje wzrost objętości łożyska. Powierzchnia łożyska jest ściśle zdefiniowana nawet przy względnie dużych rozszerzeniach łożyska; uszkodzenie łożyska ma miejsce tylko wtedy, gdy prędkość cieczy przewyższy graniczną prędkość/prędkość, którą cząstka uzyskiwała przy swobodnym spadku w cieczy/.

Jest koncepcja zbudowania ciekłego układu krytycznego. Paliwo byłoby w postaci małych cząstek materii rozszczepialnego z pokryciem lub też. Spowalnianie odbywałoby się przez ciecz /lekką lub ciężką wzdłuż bądź ciecz organiczną/. Są również do pomyslenia układy, gdzie rolę cieczy będzie spełniał olej, metal. Odprzewodzenie ciepła mogłoby się odbywać przez samą ciecz lub przez niezależne obiegi chłodzące przenikające obszar ciekły. Ponieważ obszar ciekły jest scharakteryzowany przez prędką i niezależną cyrkulację cząstek całe łożysko małoby zasadniczo tę samą temperaturę.

Z tego samego powodu wypalenie będzie równomierne dla wszystkich cząstek, ponieważ przepływają one

- 102 -

we wszystkich strefach łożyska w trakcie swej cyrkulacji. Uderzającą cechą jest duża prędkość odprowadzenia ciepła z cząstek paliwa - rzędu kilku tysięcy kilowatów z jednej stopy sześciennoj /27543,6 cm³/ - dzięki b. dużej efektywnej powierzchni jaką posiada tak duża ilość drobnych cząstek. Jednak rzeczywiste odprowadzenie ciepła z rdzenia może zależeć od prędkości cieczy koniecznej dla utrzymania fluidyzacji, która może być ograniczona do 1 stopy/sek/30,42 cm/sek/.

Małe wymiary cząstek stanowią inną potencjonalną zaletę; duża część produktów rozszczepieniowych będzie odskakiwać lub dyfundować przez powierzchnię cząstek paliwa. Koszty fabrykacji paliwa powinny być minimalne ze względu na prosty kształt paliwa. Sterowanie reaktorów typu ciekłe łożyska wydają się być proste. Można by stosować zwykłe przęty sterownicze, lecz mogłyby być one zbędne w wypadku samoregulacji. łożysko może być tak skonstruowane, że masa krytyczna jest niezależna od rozsądnych fluktuacji wysokości łożyska. Wyłączenia można dokonać przez odcięcie przepływu cieczy, ponieważ gdy cząstki opadną tworzą masę podkrytyczną.

Jasnym jest, że obecne studia są w stadium początkowym. Własności ciekłego łożyska są bardzo mało zbadane, w większości zastosowań w chemii użyty jest gaz. Wielkość wymiany ciepła, erozja cząstek i stateczność łożyska wymagają jeszcze wiele badań i studiów. Po przeprowadzeniu tych badań można by prowadzić dalsze studia możliwości realizacji tej interesującej koncepcji reaktora.

POOR ORIGINAL

- 103 -

REAKTOR Z SAMOCZYNNĄ REGULACJĄ WRZENIA

Carl P. Leyse

Nucleonics, 14, 7, 42-45, 1956/

Reaktor z samoczynną regulacją wrzenia ma wiele zalet w porównaniu z konwencjonalnymi reaktorami wrzącoymi:

- najwyższa prostota /moo reaktora zależy tylko od ilości wody zasilającej, pręty regulacyjne są zbędne, dozwolony jest rozruch na ślepo/
- lepsza charakterystyka zużycia paliwa
- wyższa moo reaktora
- wysokie wypalenie paliwa
- wysoka potencjalna zdolność przezwyięzania ksenonu.

W ostatnich kilku latach wiele uwagi poświęcono naturalnej cyrkulacji wrzących reaktorów, głównie ze względu na prostotę obiegu energetycznego z bezpośrednim odparowaniem. Reaktor oparty na zasadzie bezpośredniego wytwarzania pary może mieć znaczną przewagę nad reaktorami z naturalną lub wymuszoną cyrkulacją. Reaktor ABC /automatic-boiling-column/ działający na zasadzie bezpośredniego wytwarzania pary, posiada wydłużony rdzeń, który jest tylko częściowo wypełniony wodą.

Omawiany reaktor ma postać cylindrycznego zbiornika z wlotem wody poniżej rdzenia i wylotem pary nad rdzeniem.

Jako reflektor może być zastępowana woda znajdująca się w oddzielnym zbiorniku otaczającym zbiornik rdzenia lub reflektor stały umieszczony wewnątrz samego zbiornika reaktora. Pręty regulacyjne nie są potrzebne. Paliwo może mieć kształt płytek, prętów lub możliwie małych kul czy cylindrów. Głównymi składnikami obwodu pierwotnego - służącymi do wytwarzania energii w reaktorze są: reaktor, turbina, skraplacz i pompy zasilające w wodę zbiornik reaktora.

Początkowo pusty reaktor jest doprowadzany do moo przez napompowanie wody do zbiornika reaktora poprzez dolny włot. Poziom wody w rdzeniu stopniowo wzrasta, aż do momentu gdy reaktor stanie się nadkrytyczny. Wówczas moo reaktora wzrasta w stosunkowo krótkim czasie, który jest głównie funkcją ilości dostarczonej na wlocie wody. Początkowy przepływ wody jest zwykle mniejszy niż przepływ przy pełnej moo. Rozruchowy wydatek wody dostarczany jest z małej pompy równoległej z główną pompą zasilającą.

Po rozruchu początkowym moo reaktora wzrasta do poziomu zależnego tylko od ilości dostarczonej wody /z zastrzeżeniem, że temperatura wody zasilającej i ciśnienie w reaktorze - zmieniają się w bardzo małym przedziale/. Podczas pracy w stanie ustalonym dolna część rdzenia ochłodzona jest wrzącą wodą, podczas gdy część górna - mieszkanką paro-wodną. Poziom moo reaktora

- 104 -

wzrasta przez zwiększenie przepływu wody zasilającej i obniża się przez zmniejszenie przepływu.

Normalnego zatrzymywania reaktora dokonuje się przez zmniejszenie przepływu wody - do poziomu koniecznego dla usuwania ciepła przy zatrzymaniu. Przez utrzymanie przepływu po wyłączeniu reaktora, na takim poziomie - by utrzymać go w stanie krytycznym przy niskiej moo, uzyskuje się możliwość szybkiego uruchomienia reaktora do pełnej moo, za pomocą głównej pompy zasilającej - jedynie przez zwiększenie przepływu wody.

Brak prętów regulacyjnych w reaktorze ABC stanowi o zasadniczym odejściu od reaktorów konwencjonalnych. Dla ustalenia wykonalności rozruchu i pracy kolumnowego reaktora z wrzącą wodą, bez prętów regulacyjnych - w grudniu 1955. podjęto krótką serię doświadczeń w reaktorze SPERT-1. Wyniki doświadczeń wskazują, że reaktor, w którym zespoły paliwowe są tylko częściowo zalane, może stać się krytycznym i może przejąć obciążenie jedynie przez wzrost poziomu wody w rdzeniu reaktora - przed dopompowaniem pewnej jej ilości.

Warto zauważyć, że w reaktorze SPERT-1 obieg wodny rdzenia i obieg wodny w reflektorze - nie są rozdzielone. W ten sposób wlot wody nie jest wymuszany jedynie w rdzeniu, lecz jednocześnie podnosi się poziom wody w rdzeniu i reflektorze; nie należy więc oczekiwać bardzo szybkiego wzrostu moo w zależności od wartości związanej z przepływem wody na wlocie. Widac to w wynikach doświadczeń, gdzie główna część ciepła szła na doprowadzenie do stanu wrzenia dużej ilości podgrzewanej w reaktorze wody, a poziom moo /450 kW/ przy końcu doświadczenia - jest wyższy od 310 kW, która odnosi się do przepływu 5,57 l/min. /temperatura na wlocie: 15,6°C/.

Powaznym osiągnięciem doświadczeń było wykazanie, że część płyt paliwowych wystająca z wody - nie jest narażona na nadmierny wzrost temperatury - ani podczas rozruchu, ani też przy pracy. Przed każdym doświadczeniem poziom wody był obniżony poniżej poziomu krytycznego, a pręty regulacyjne wyjmowano i usuwano zupełnie poza rdzeń. Prowadzono wodę do reaktora i podczas trwania całego doświadczenia utrzymywano stały jej dopływ. Dodawanie wody powoduje stopniowy wzrost reaktywności reaktora, w wyniku czego reaktor staje się nadkrytyczny przy niskim poziomie gęstości neutronów. Wówczas moo reaktora wzrasta w stosunkowo krótkim czasie /3,1 sek/ aż do utworzenia się w rdzeniu pary, która zmniejsza reaktywność i zatrzymuje wzrost moo. Porównanie wykrosów temperatur paliwa płytkowego: krzywej blisko środka reaktora i nad poziomem wody podczas chwili początkowych - wskazuje, że ohwilowa moo jest warunkowana wytwarzaniem się pary w części środkowej rdzenia, podczas gdy paliwo nad linią wody doznaje stopniowego przyrostu temperatury. W ostatnich kilku

POOR ORIGINAL

- 105 -

minutach doświadczenia TC 7 znajduje się w rejonie nuklearnie wrzącej wody a TC 1 w strefie pary wodnej - obie temperatury są zbliżone do temperatury nasycenia. W górnej części elementu paliwowego występuje znacznie mniejsza gęstość neutronów, a tym samym stosunkowo niska moc; jest to istotny powód dla którego nie powstaje wysoka temperatura w tej ochłodzonej parze części paliwa. Całkowita seria doświadczeń obejmuje doświadczenia z wrzeniem wody w zbiorniku reaktora z temperaturami od 15,6°C do 93,3°C i przepływem wody od 7,57 do 32,1 l/min. Najkrótszy czas rozruchu wynosił 0,3 sek. a największa moc chwilowa podczas rozruchu - około 860 kW. W żadnym z doświadczeń temperatury płyt paliwowych nad poziomem wody nie przekroczyły temperatury nasycenia c więcej niż 2,8°C.

Rozruch bez zastosowania przyrządów jądrowych w zakresie bez pomocy - jest ogólnie znany pod nazwą rozruchu "na ślepo". Rozruch reaktora na ślepo jest pożądany wówczas, gdy eliminuje potrzebę znanych instrumentów regulacyjnych i jądrowych w zakresie bezmocowym i upraszcza uruchamianie oraz utrzymywanie w ruchu reaktora.

Doświadczenia ze SPERT-1 wykazały, że niejednorodny ochłodzony i moderowany wodą reaktor - może być bezpiecznie wprowadzony pod obciążenie jedynie przez podnoszenie poziomu wody w rdzeniu reaktora.

Wynik doświadczeń wskazuje, że zastosowanie procedury rozruchowej reaktora ABC - wyklucza potrzebę instrumentów dla rozruchu bez mocy, ponieważ dopompienie rozruchowej ilości wody może być dokonane w ten sposób, że reaktor nie przekroczy zbyt w momencie uruchamiania - mocy, temperatury ani ciśnienia. Również dla czasu rozruchu rzędu 1 + 5 sek, lub nawet mniejszego - wątpliwym jest znaczenie licznych bezmocowych rozruchowych instrumentów.

W konwencjonalnej elektrowni parowej zmianę obciążenia elektrycznego odczuwa regulator turbiny i przekazuje impuls: a/ do jej zaworów, które regulują przepływ pary do turbiny; b/ do układu automatycznie sterującego spalaniem, który reguluje zasilenie kotła paliwem i powietrzem; i o/ do automatycznego regulatora dopływu wody, który steruje dopływem wody do kotła. Reakcja na regulację a/ jest szybka, natomiast niezbyt szybka dla b/ i o/.

W wodnym reaktorze wrzącym z naturalną cyrkulacją - obniżenie się ciśnienia spowodowane wzrostem wydanku pary, - dla wzrastającego obciążenia, wywołuje szybkie odparowanie części wody z rdzenia, a towarzyszący temu ubytek moderatora wpływa na obniżenie się mocy reaktora. Dla skompensowania straty reaktywności staje się niezbędnym korekcyjne działanie w postaci wywołania prętów regulacyjnych - ponieważ wymaga się dalszych ilości pary.

- 106 -

Okazuje się, że w reaktorze ABC automatyczna reakcja na zmianę obciążenia elektrycznego odbywa się bez prętów regulacyjnych. W reaktorze tego typu moc reaktora i wydatek pary - zależą tylko od ilości wody zasilającej. W warunkach ustalonych moc reaktora automatycznie dostosowuje się do mocy niezbędnej dla zmiany wszystkich wody zasilającej na parę; gdy zaistnieje dążność do zmniejszenia mocy - nastąpi wzrost efektywnego poziomu wody, wzrost reaktywności i wzrost mocy. Efekt przeciwny powstanie z dążności do działania przy wyższej mocy. Właściwa zależność obciążenia charakterystyczna dla zmiany obciążenia elektrycznego - może być osiągnięta przez powiązanie regulatora dopływu wody zasilającej z regulatorem turbiny.

W układzie reaktora ABC spadek obrotów turbiny spowodowany wzrostem obciążenia wpływa na wzrost wydanku wody zasilającej reaktor, na wzrost mocy reaktora, wzrost wydanku pary do turbiny. Oczywiście obniżenie się obciążenia daje efekty przeciwnie.

W wodnym reaktorze wrzącym z naturalną cyrkulacją - zmiany gęstości moderatora w czasie wrzenia powodują niestabilną moc gdy objętość pary jest jeszcze stosunkowo niska, prawdopodobnie 20 + 30%. Gdy woda wchodzi od spodu rdzenia jest tylko nieznacznie podgrzana, praktycznie cała moc idzie na wytwarzanie pary i możliwym okazuje się oddawanie tylko niskiej mocy /podają: 10 + 20 kW/l/.

W reaktorze ABC woda zasilająca idzie z kondensatora turbiny prosto do reaktora i jest tam silnie podgrzewana. W reaktorze pracującym 42 atm. - podgrzewacz wynosi w przybliżeniu 205°C. Jest prawdopodobnym, że reaktor ABC może być projektowany tak, że wydostają się z nad wierzchołka rdzenia para będzie parą wysokiej suchości lub nawet lekko przegrzana. Czy taka operacja może być dokonana w sposób zadowalający - należy zbadać przez przeprowadzenie studiów z prototypowym reaktorem doświadczalnym, ponieważ rozkład pary, rozkład mocy i reaktywności - są ze sobą związane.

Dobre rezultaty pracy reaktora typu ABC w dużej mierze zależą od zdolności wydestawiania się pary z rdzenia - bez porywania odstępów wody. Wysoka prędkość pary w stosunku do wody - pomierzona w Argonne - wskazuje, że prawdopodobnie osiągalna jest niska zawartość wody w parze opuszczającej rdzeń. Tak się rzecz ma z reaktorem ABC, który nie okazuje niestabilności, spowodowanej przez fluktuacje moderatora we wrzących reaktorach wodnych z naturalną cyrkulacją; nie są w nim prawdopodobne duże fluktuacje gęstości chłodnej wody w dolnej części rdzenia, ani pary w części górnej. Również jest nieprawdopodobnym, ażeby reflektor wodny wokół rdzenia we wrzącym reaktorze z naturalną cyrkulacją - był źródłem znacznej niestabilności.

POOR ORIGINAL

- 107 -

Jeżeli cechą nieodłączną reaktora ABC jest stabilność, jest on zdolny do uzyskania wyższych mocy niż wrzące reaktory z naturalną cyrkulacją. Reaktywność winna być utrzymana przez podgrzewaną wodę w dolnej części rdzenia, a wąskie kanały mogą być zastępowane bez znacznego zmniejszenia reaktywności ze względu na twórczenie się pary w dolnej części rdzenia. Także - ponieważ usuwanie ciepła w strefie chłodzonej odbywać się będzie w znacznym stopniu przez wrzenie nuklearne - może być osiągnięty odbiór ciepła z powierzchni, równy lub nawet większy, niż jest realizowane w ośmieniowych reaktorach wodnych.

W reaktorze ABC przedłużenie życia rdzenia reaktora, przy danej średnicy rdzenia i danym układzie, osiąga się przez wzrost długości osiowej rdzenia.

W początkowym okresie eksploatacji ciepło wytwarzane się w dolnej części rdzenia. W miarę odbierania energii z rdzenia, punkt maksymalnej mocy stopniowo przesuwa się w górę, lecz dolna część rdzenia w dalszym ciągu dostarcza energię, póki paliwo nie zostanie w znacznym stopniu wyeksponowane.

Po przejściu kampanii - dolną część rdzenia usuwa się w celu dokonania reprodukcji, podczas gdy część górna, lekko wyeksponowana, winna być przeniesiona w dół rdzenia, który należy dociążyć nowym paliwem; tym sposobem można osiągnąć bardzo wysokie wypalenie zespołów paliwowych, usuwanych później do reprodukcji. W całkowicie wzbogaconych reaktorach zupełnie możliwym jest wypalenie ponad 75%.

Może się okazać, że długi rdzeń prowadzi do bardzo wysokiego załadunku paliwa w reaktorze. Konieczność ta nie jest tak przykra jak się w pierwszej chwili wydaje, ponieważ nie jest koniecznym początkowe rozmieszczenie paliwa wzdłuż całego rdzenia. Początkowo reaktor może być załadunkowy tylko częściowo i następnie uzupełniany do szczytu rdzenia, gdy w dolnej partii nastąpi wypalenie.

W reaktorach pracujących przy strumieniach 10^{14} n/cm²sek i wyższych - gromadzenie się ksenonu po zatrzymaniu powoduje znaczne zmniejszenie reaktywności. Jeżeli dany reaktor ma być zdolny do uruchomienia w każdej chwili po zatrzymaniu, tę ujemną reaktywność trzeba skompensować przez dodatkową reaktywność wbudowaną w reaktor, równoważoną przez pręty regulacyjne.

W reaktorze ABC przewyższenie ksenonu osiąga się łatwo podczas większej części życia rdzenia reaktora, ponieważ ksenon koncentruje się w dolnej części rdzenia i wchodząca do rdzenia woda automatycznie stwarza wyższy poziom efektywnej reaktywności, który istotnie może dać nowy czysty rdzeń nad częścią zatrutą. Gdy ksenon ulega rozpadowi podczas eksploatacji - efektywny poziom wody stopniowo obniża się.

- 108 -

Ta właściwość przewyższenia ksenonu może mieć ogromne zastosowanie w dziedzinie napędów. Ponieważ urządzenie to jest proste w konstrukcji i w działaniu i daje wysokie wypalenie paliwa uszanowanego do reprodukcji - reaktor typu ABC może być ekonomiczny nawet jako stosunkowo niewielki reaktor energetyczny. Na tej zasadzie może być odpowiedni dla wielojednostkowych zastosowań w dużych siłowniach. Pomijając nawet jego zalety ekonomiczne, jego prostota czyni go doskonałym w zastosowaniach w odległych miejscowościach - jako siłowni przewoźnej.

Chociaż w ograniczonej mierze przeprowadzone doświadczenia dotyczące rozrochu i pracy - jasno wskazują, że reaktor typu ABC zasługuje na bardziej obszerne studia. Ostatecznych odpowiedzi na temat wielu praktycznych zagadnień - dostarczą eksperymenty z prototypem reaktora doświadczalnego.