

HISTORIA PRACY REAKTORA EWA

History of the research reactor EWA operation

Tadeusz Matysiak

In the paper the most important information on 36 years of EWA reactor operation is presented. The building process, structure, modernization, utilization and decommissioning of the reactor is described. Removing of spent fuel from reactor EWA and disposal this nuclear material to Russian Federation in the frame of the Global Threat Reduction Initiative (GTRI) is also mentioned.

Budowa

W roku 1955 podjęto decyzję zakupienia w dawnym ZSRR jądrowego reaktora badawczego typu WWR o mocy cieplnej 2 MW. Był to reaktor termiczny (proces reakcji łańcuchowej w uranie U-235 wywołany neutronami termicznymi) chłodzony zwykłą wodą. Paliwem był uran wzbogacony do 10% w izotop U-235. Obiekt jądrowy został zbudowany w latach 1956-1958 w dawnym Instytucie Badań Jądrowych w Świerku. Rozruch fizyczny reaktora nastąpił 28 maja 1958 r.

Konstrukcja

Reaktor EWA to obiekt jądrowy, którego głównym elementem był rdzeń paliwowy w kształcie walca o średnicy ok. 500 mm i wysokości ok. 800 mm, zlokalizowany w otwartym zbiorniku wodnym. Zbiornik ten umieszczony został w szybie osłony biologicznej wykonanej z ciężkiego betonu. Szyb zamknięto od góry stalową płytą osłonową z otworami służącymi do wykonywania operacji technologicznych w rdzeniu. Zbiornik reaktora połączono rurociągami z pompownią pierwotnego (zamkniętego) obiegu chłodzenia reaktora. Ciepło z tego obiegu było przekazywane przez wymienniki do obiegu wtórnego, a dalej do chłodni kominowej zlokalizowanej poza obiektem reaktora. Generowany strumień neutronów w rdzeniu reaktora wyprowadzano przez:

- dziewięć eksperymentalnych kanałów poziomych do stanowisk badawczych w hali reaktora do prac z wykorzystaniem neutronów prędkich, oraz
- jeden kanał eksperymentalny z blokami grafitowymi do prac badawczych z wykorzystaniem neutronów termicznych.

W pierwszej fazie eksploatacji reaktora stosowano elementy paliwowe typu EK-10 w kształcie prętów o średnicy 10 mm i długości w przybliżeniu 700 mm, które zawierały mieszaninę UO_2 +magnez o wzbogaceniu 10% izotopu

U-235 i były zamknięte szczelnie w aluminiowych koszulkach. Dla celów operacyjnych (załadunki/wyładunki paliwa) pręty paliwowe były umieszczone w specjalnych kasetach (po 16 sztuk w kasecie). Kasety znajdowały się w zbiorniku z wodą, która spełniała trzy podstawowe funkcje:

- moderatora neutronów prędkich;
- czynnika odbierającego ciepło generowanego w rdzeniu (poprzez układ cyrkulacji);
- podstawowej osłony biologicznej przed promieniowaniem jonizującym generowanym w rdzeniu reaktora.

Wykorzystanie reaktora

W czasie 36-letniej eksploatacji reaktor pracował w cyklu 100 godzin tygodniowo. Pełnił dwie podstawowe funkcje:

- służył do aktywacji materiałów tarczowych w celu uzyskania różnych izotopów promieniotwórczych stosowanych głównie w medycynie i przemyśle (np. jod, kobalt itd.);
- służył do prac badawczych z zakresu fizyki ciała stałego z wykorzystaniem neutronów.

Modernizacja reaktora

W celu podwyższenia parametrów fizycznych reaktora (dotyczy to głównie zwiększenia strumienia neutronów) podejmowano różne działania modernizacyjne:

- w 1964 r. wprowadzono pewne zmiany konstrukcyjne w kasetach z prętami typu EK-10, które polepszyły odbiór ciepła z prętów paliwowych, co pozwoliło na zwiększenie mocy cieplnej reaktora do 4,0 MW;
- w 1967 r. dokonano gruntownej przebudowy niektórych układów technologicznych. Zmieniono konstrukcje separatora rdzenia reaktora oraz zastosowano w separatorze reflektor berylowy, co miało istotny wpływ na zmniejszenie ucieczki neutronów. Ponadto zastosowano nowy typ paliwa jądrowego. Było to paliwo WWR-SM, typu rurowego o wzbogaceniu do 36% w izotop U-235. Zastosowanie tego typu paliwa było

poprzedzone przeprowadzeniem doświadczenia fizycznego (określono masę krytyczną) na nowo zbudowanym zestawie mocy zerowej MARYLA. Zastosowane paliwo pozwoliło na zwiększenie mocy cieplnej reaktora do 8,0 MW;

- dzięki uzyskanym doświadczeniom w pierwszych latach eksploatacji z paliwem WWR-SM oraz dokonanych pomiarach cieplnych - w 1973 r. zwiększono moc cieplną reaktora do 10 MW.

Wiele wysiłku w bezpieczną eksploatację reaktora i jego modernizację włożył jego pierwszy kierownik mgr inż. Jerzy Aleksandrowicz wspomagany przez zespół takich specjalistów jak Witold Byszewski, Tadeusz Berens, Zbigniew Bajbor, Jan Podgórski (by wymienić tych pierwszych) Zygmunt Bieguszewski, Bogdan Filipiak, Aleksander Opatowski, Przemysław Szulc, Eugeniusz Dziakowski i wielu innych. Sprawami badawczymi od samego początku zajmował się Jerzy Kozieł, który też przyczynił się do zbudowania reaktora mocy zerowej MARYLA umieszczonego w hali reaktora EWA.



Fot. 1. Budynek reaktora EWA od frontu

Photo. 1. EWA reactor building from the front

Zakończenie eksploatacji i proces likwidacji reaktora EWA

Po 36-letniej bezawaryjnej pracy, reaktor EWA został wyłączony z eksploatacji w dniu 25 lutego 1995 r. Po wyłączeniu rozpoczął się proces schłodzenia reaktora i przygotowanie niezbędnej dokumentacji bezpieczeństwa do przeprowadzenia likwidacji. Proces likwidacji odbył się w latach 1996-2002 i obejmował:

- usunięcie wypalonego paliwa z reaktora do przechowalnika w obiekcie 19A;
- demontaż separatora rdzenia reaktora z elementami berylowymi, który został zamknięty w specjalnym pojemniku osłonowym i umieszczony w przechowalniku w obiekcie 19;
- dekontaminację i demontaż zbiornika reaktora oraz jego przekazanie do Krajowego Składowiska Odpadów Promieniotwórczych w Róźnie;
- demontaż skażonych elementów instalacji pierwotnego obiegu chłodzenia reaktora (rurociągi, pompy,

wymienniki itp.) oraz ich dekontaminację, a następnie przekazanie jako odpady do recyklingu;

- demontaż zaaktywowanych bloków graficznych kanału eksperymentalnego oraz ich przekazanie do składowiska odpadów promieniotwórczych w Róźnie;
- demontaż instalacji wtórnego obiegu chłodzenia reaktora (rurociągi, pompy, itp.) i przekazanie jako odpady do recyklingu;
- w wyniku przeprowadzonych prac likwidacyjnych w hali technologicznej reaktora pozostał jedynie betonowy blok osłony biologicznej reaktora.



Fot. 2. Budynek reaktora EWA od tyłu

Photo. 2. EWA reactor building from the rear

z archiwum Andrzeja Mikulskiego

Wywóz wypalonego paliwa do Federacji Rosyjskiej

Zgodnie z działaniem rządu USA zainicjowanym w 2004 r. zwanym „Programem Globalnego Ograniczenia Zagrożeń GTRI) została zawarta umowa między USA i Federacją Rosyjską, której celem był zwrot wypalonego i świeżego paliwa jądrowego wzbogaconego powyżej 20%, będącego w użytkowaniu operatorów reaktorów pochodzących z dawnego ZSRR. Rząd Polski zawarł stosowną umowę w sprawie wywozu paliwa jądrowego w 2009 r. Operacja wywozu paliwa jądrowego do Federacji Rosyjskiej była sponsorowana przez rząd USA. Wypalone paliwo jądrowe typu WWR-SM zostało wywiezione w 2009 r., natomiast typu EK-10 zostało wywiezione w 2012 r. Koszt wywozu paliwa jądrowego typu EK-10 został pokryty przez rząd Polski. Podobnie koszty związane z pozostawieniem w Federacji Rosyjskiej odpadów z przerobionego paliwa jądrowego będą poniesione przez rząd Polski w przyszłości. Procedury oraz operacje związane z wywozem wypalonego paliwa jądrowego były realizowane w Zakładzie Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych.

*inż. Tadeusz Matysiak
emerytowany pracownik,
Zakładu Unieszkodliwiania
Opadów Promieniotwórczych,
Świerk*