

SYSTEM ZABEZPIECZEŃ W REAKTORACH BADAWCZYCH

Safeguard in the Research Reactors

Krzysztof Rzymkowski

Streszczenie: W opracowaniu przedstawiono podstawowe cechy systemu zabezpieczeń stosowanego w reaktorach badawczych.

Abstract: The paper presents the basic features of the safeguard at the research reactors.

Słowa kluczowe: system zabezpieczeń, reaktory badawcze, zestawy krytyczne, Informacja projektowa, reaktor powielający

Keywords: safeguard, research reactors, critical assembly, design information, breeder reactor

Lęk przed niekontrolowanym wykorzystaniem materiałów jądrowych w celach militarnych lub przestępczych, przyczynił się do powołania międzynarodowej organizacji, której zadaniem jest wykrywanie nieuprawnionego wykorzystywania materiałów jądrowych. Tą organizacją jest Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej (MAEA), która oprócz kontroli nierozprzestrzeniania materiałów jądrowych ułatwia wymianę informacji naukowych i stymuluje badania nad pokojowym zastosowaniem energii jądrowej oraz opracowywanie standardów bezpieczeństwa. Zagrożenie terroryzmem wymusza konieczność wzmożonej i dokładniejszej kontroli i ochrony materiałów jądrowych, które mogą być użyte do budowy broni jądrowej o różnej sile rażenia i przeznaczeniu – np. do celów dywersyjnych lub do skażenia środowiska.

System kontroli materiałów jądrowych, umożliwiający w trakcie długoterminowych działań kontrolnych wykrycie nielegalnego uzyskania materiałów jądrowych potrzebnych do konstrukcji jądrowych urządzeń wybuchowych prowadzi Departament Zabezpieczeń MAEA.

Wprowadzane są dwa rodzaje systemów kontroli: pierwotny (bezpośredni – obecnie funkcjonujący), związany z wykorzystaniem i składowaniem materiałów jądrowych, polegający na okresowym sprawdzaniu ich ilości, składu, postaci fizycznej, umiejscowienia oraz ochrony fizycznej, kontroli lokalizacji i przemieszczania oraz wtórny – (pośredni – planowany w przyszłości i częściowo obecnie funkcjonujący) związany z cyklem paliwowym umożliwiając śledzenie historii wykorzystania paliwa jądrowego.

Ze względu na ogromną różnorodność konstrukcji, wynikającą z ich przeznaczenia, reaktory badawcze należą do ważnych obiektów jądrowych wymagających indywidualnego dostosowania do wymagań systemu kontroli.

Reaktory badawcze

Reaktory badawcze są głównie wykorzystywane jako źródło neutronów. Wiązka neutronów może mieć różne właściwości i jest używana do badań rozpraszania neutronów, do badań nieniszczących, analizy i testowania materiałów, produkcji izotopów, celów edukacyjnych. Konstrukcja reaktorów badawczych jest dostosowana do potrzeb eksperymentu lub zastosowania np. reaktory wytwarzające radioizotopy, testujące materiały, testujące konfigurację nowych konstrukcji reaktorów, szkoleniowe itp. Moc wykorzystywana do realizacji tych zadań jest niewielka i dlatego nazywane są reaktorami zerowej mocy. Reaktory badawcze potrzebują znacznie mniej paliwa niż reaktory energetyczne i produkują mniej produktów rozszczepienia. W niektórych rozwiązaniach wymagane jest wyższe wzbogacenie uranu $U^{235} \leq 20\%$ (*high-assay low-enriched uranium* – HALEU) lub wyższego w starszych rozwiązaniach - 93%. W ogólnych zarysach konstrukcja reaktorów badawczych jest zbliżona do konstrukcji reaktorów energetycznych, ale bardziej zróżnicowana jest budowa rdzenia reaktora, a konstrukcja samego paliwa znacznie odbiegająca od prawie znormalizowanych kasetowych konstrukcji używanych w reaktorach energetycznych. Ponieważ głównym zadaniem reaktorów badawczych jest wytworzenie wiązki neutronowej, więc stosowane są rozwiązania techniczne zmniejszające straty neutronów. Reaktory badawcze pracują przy znacznie niższych temperaturach, ale podobnie jak reaktory energetyczne wymagają chłodzenia, co przy wykorzystywaniu różnych moderatorów zwiększa różnorodność konstrukcji reaktorów. Maksymalna moc reaktorów nie przekracza 100 MW.

Reaktory badawcze są używane przede wszystkim w ośrodkach naukowych, instytutach, uczelniach oraz potężnych koncernach przemysłowych, głównie chemicznych i metalurgicznych. Obecnie w 53 krajach

używanych jest 220 reaktorów badawczych (najwięcej w Rosji 52 i Stanach Zjednoczonych 50 i Chinach 16). W krajach rozwijających się budowanych jest obecnie 9 reaktorów i planowanych 14. W sumie wybudowano 815 reaktorów, wycofano z eksploatacji 60, a 510 jest wycofanych lub są w trakcie wycofywania. 28 reaktorów jest tymczasowo wyłączonych.

W większości reaktorów badawczych reakcja łańcuchowa jest wywoływana przez neutrony termiczne.

Powstało kilka wariantów konstrukcji reaktorów prędkich: w Japonii Prędkie Reaktor Eksperymentalny Joyo (*Function Tests of Experimental Fast Reactor "JOYO"*) prefektura Oarai 1997 r. prototyp reaktora energetycznego Monju, w Chinach Chiński Prędkie Reaktor Eksperymentalny (*China Experimental Fast Reactor – CEFR*) obwód Beijing 2010 r., w Indiach Doświadczalny Reaktor Prędkie (*Fast Breeder Test Reactor – FBTR*) Kalpakkam 1985 r. konstrukcja prototypowa reaktora prędkiego 500 MWe, w której jako paliwa użyto 50 kg metalicznego plutonu, w Rosji Prędkie Reaktor Badawczy (*Fast Test Reactor*) BOR – 60 w Dimitrowgrad 1969 r., który będzie zastąpiony w 2020 r. przez potężniejszy reaktor MBIR (*Многоцелевой исследовательский реактор на быстрых нейтронах*) do badań paliwa jądrowego, w Stanach Zjednoczonych Eksperymentalny Reaktor Powielający (*Experimental Breeder Reactor-II - EBR-II*) Idaho 1964 ulepszona wersja EBR I (1951) sprawdzającego teoretyczne możliwości budowy reaktora prędkiego. Obecnie powstaje w Stanach Zjednoczonych potężny reaktor prędkie przeznaczony do sprawdzania zaawansowanych projektów reaktorów, materiałów i paliw jądrowych o mocy 300 MWt.

Odmiernym rodzajem reaktorów badawczych są zestawy krytyczne. Są one głównie przeznaczone do opracowywania nowych rozwiązań technologicznych pozwalających na sprawdzenie: założeń teoretycznych, modeli matematycznych odwzorowujących pracę reaktora oraz weryfikację przewidywanych i związanych z nią charakterystyk zachodzących innych procesów.

Przeprowadzenie testów sprawdzających w zestawach krytycznych odbywa się w warunkach odtwarzających konstrukcję projektowanego reaktora z możliwością szybkiej modyfikacji konstrukcji i powtórzenia testów w nowej konfiguracji. Wszystkie te doświadczenia są prowadzone przy wykorzystaniu bardzo niewielkiej mocy, zwykle poniżej 20 kW. Zbyt duża moc powoduje wypalenie materiału jądrowego zakłócając wyniki doświadczeń i powodując konieczność używania zdalnie sterowanych manipulatorów oraz stosowanie osłon, co dodatkowo utrudnia szybką zmianę konfiguracji rdzenia. W większości używanych zestawów krytycznych, ze względu na małą moc nie stosuje się specjalnych systemów chłodzenia. Obecnie na świecie wykorzystywanych jest ok. 60 zestawów krytycznych. Ilość pracujących zestawów jest zmienna, ponieważ po przeprowadzeniu podstawowych pomiarów, niezbędnych do zaprojektowania określonego typu reaktora i wykonaniu innych dodatkowych doświadczeń są one likwidowane. Nowsze wersje zestawów krytycznych są dostosowane do nowych wymagań.

W celu lepszego wykorzystania reaktorów badawczych przy współpracy Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej utworzono dwa międzynarodowe centra badawcze w Saclay we Francji i Dimitrowgradzie w Rosji dostępne dla członków MAEA.

Rodzaje reaktorów badawczych

Ogromna różnorodność konstrukcji reaktorów badawczych wymaga indywidualnego dostosowania metod kontroli dla każdego typu reaktora. Przy opracowywaniu metody kontroli należy zwrócić uwagę na przeznaczenie reaktora, rodzaj paliwa jego wzbogacenie i ilość, moderator neutronów, sposób chłodzenia, moc. Dla każdego typu należy również określić jakie elementy jego konstrukcji i działania, które są istotne z punktu widzenia systemu zabezpieczeń.

Tabela 1. Typy reaktorów badawczych
Table 1. Research reactors types

REAKTORY BADAWCZE					
Typ reaktora	Paliwo wzbogacenie	Moderator chłodziwo	Rdzeń [kg]	Moc [MWt]	Kontrola
Materials Testing Reactor	18% U, 82% AL. 20% - 90%	H ₂ O/H ₂ O	5-50 ²³⁵ U	30-50	Świeże i wypalone paliwo o wzbogaceniu ≥ 20% ²³⁵ U, sprawdzanie Pu i ²³³ U w czasie przeładowania rdzenia
Training Research Isotope Production General Atomic	8% U, 92% ZrH	19,9 % LEU ZrH/H ₂ O	2-4 ²³⁵ U	10 kWt – 100 MWt	Wytworzone Pu i ²³³ U, sprawdzenie w czasie przeładowania rdzenia, otwarty basen rdzenia
Heavy Water Moderated Resarch Reactor	HEU	D ₂ O/ D ₂ O lub H ₂ O	1,5-4 ²³⁵ U	5-200	Wytworzone Pu i ²³³ U sprawdzenie w czasie przeładowania rdzenia, sprawdzenie wydajności wytwarzania Pu
	NU	D ₂ O/ D ₂ O lub H ₂ O	29-100 ²³⁵ U	5-200	Wytworzone Pu i ²³³ U sprawdzenie w czasie przeładowania rdzenia, sprawdzenie wydajności wytwarzania Pu

REAKTORY BADAWCZE					
Typ reaktora	Paliwo wzbogacenie	Moderator chłodziwo	Rdzeń [kg]	Moc [MWt]	Kontrola
Liquid Homogeneous Uranium	Uranyl roztwór siarczanu lub azotanu siarkowego 10%-95%	D ₂ O/ D ₂ O lub H ₂ O	600-1500 ²³⁵ U	< 0,1	HEU, ²³⁵ U i Pu w roztworze, gdy są wytwarzane izotopy i zachodzi proces konwersji paliwa lub tryb powielania utrudniające prowadzenie bilansu materiałowego
Liquid Thorium Molten Salt Reactor	Mieszanki Fluorków Li, Be, Zr, U 33% ²³⁵ U	Grafit Fluorki Li, Be	~ 100 ²³⁵ U lub ²³³ U	7-8	HEU, ²³³ U oraz wytworzone Pu i ²³³ U sprawdzenie w czasie przeładowania rdzenia,
Graphite Moderated Research Reactor	NU lub HEU do 93 %	Grafit lub powietrze	NU 385 HEU 50-57 ²³⁵ U	0,03-0,04	Możliwe wytwarzanie Pu i ²³³ U, Materiały mogą być rozmieszczone w kilku miejscach
Pebble Bed Modular Reactor	LEU (kule grafitowo-uranowe) 17 %	Grafit Hel	~ 20-30 1 g/kula	10	Poważne utrudnienia trudności pomiarowe świeżego i wypalonego paliwa, Przeładowanie rdzenia w czasie pracy reaktora. Utrudnienia prowadzenia bilansu materiałowego
Argonaut (Argonne Nuclear Assembly for training)	HEU 20%-90%	H ₂ O/H ₂ O	~ 1-10	0,01-01	HEU
ZESTAWY KRYTYCZNE					
Zestawy o konstrukcji pionowej prędkie	Tlenki Pu i U metaliczne Pu i U 95% lub 37,5%	-	350 93% ²³⁵ U 150 37,5% ²³⁵ U i 100 Pu	W-kW	HEU, kontrola w czasie zmiany konfiguracji
Zestawy o konstrukcji pionowej (termiczne)	Tlenki Pu i U MOX > 20%	Grafit lub D ₂ O/H ₂ O	20-150 ²³⁵ U lub 60 Pu	W-kW	Wytworzone Pu i ²³³ U, HEU, kontrola w czasie zmiany konfiguracji
Zestawy o konstrukcji poziomej prędkie	Tlenki Pu i U MOX		40-550 ²³⁵ U 250 Pu lub ≤ 3000	≤ MW	Wytworzone Pu i ²³³ U, HEU, kontrola w czasie zmiany konfiguracji

Konstrukcja rdzeni reaktorów badawczych jest w każdym typie inna i różne są systemy chłodzenia dlatego weryfikacja materiałów jądrowych, możliwa w czasie przeładowywania paliwa, wymaga czasem stosowania specjalnie opracowanej metody pomiarowej, jak i specjalnie opracowanych przyrządów. Związane to jest również z różnorodnością konstrukcji paliwa. Może być ono w postaci płytek lub cylindrów łączonych w zestawy, prętów, pastylek, pojedynczych małych płytek o różnych wymiarach, kul lub ciekłych roztworów. Innym ważnym parametrem wymagającym pomiarów jest określenie ilości plutonu: wytwarzanego głównie w reaktorach o podwyższonej mocy (25 MWt) i zmagazynowanego w całym obiekcie. W tabeli podano elementy istotne dla weryfikacji bilansu materiałowego w reaktorach badawczych.

System zabezpieczeń w reaktorach badawczych

Celem systemu zabezpieczeń jest sprawdzenie, czy deklarowana działalność lub materiały nie są wykorzystywane do wytwarzania broni jądrowej. Kontrola obejmuje przede wszystkim materiały, które mogą być użyte do budowy jądrowych materiałów wybuchowych. W 1992 r. postanowiono, że umowa o zabezpieczeniach

wszechstronnych powinna obejmować wszystkie materiały jądrowe (nie tylko rozszczepialne) znajdujące się w posiadaniu państwa. Postanowiono rozszerzyć uprawnienia MAEA o mechanizmy umożliwiające wykrywanie ewentualnych ukrytych działań, jak i tych materiałów jądrowych, które nie są deklarowane. Opracowano i podpisano *rozszerzenie Traktatu NPT* tzw. *Protokół Dodatkowy (Additional Protocol)*, zapewniający MAEA pełną możliwość niezależnej weryfikacji wszystkich materiałów jądrowych oraz ujawnienia ewentualnych ukrytych działań. Dalszym rozszerzeniem Traktatu jest tzw. *umowa o małych ilościach (Small Quantities Protocol – SQP)*, wprowadzona po raz pierwszy w 1971 r., a od roku 2005 stanowiąca integralną część Traktatu. Pozwala to połączyć wszystkie środki dostępne MAEA w celu osiągnięcia maksymalnej skuteczności i wydajności systemu zabezpieczeń na poziomie całego państwa. Na poziomie obiektu umożliwia rozszerzenie wprowadzenia dodatkowych narzędzi systemu np. zdalnego monitorowania aparatury kontrolnej, wykonywanie zdjęć satelitarnych obiektu, wprowadzenie wyrywkowych niezapowiedzianych inspekcji itp. Umożliwia zmniejszenie częstotliwości i liczby kontroli.

Opracowanie systemu zabezpieczeń w obiekcie jest opisane w dokumencie „podejście do wprowadzenia

zabezpieczeń": (*Design of Safeguards Approach*), w którym podany jest ciąg czynności koniecznych do przygotowania odpowiednich dokumentów, dla każdego obiektu, zgodnie z wymaganiami MAEA, tak aby poszczególne procedury były, jak najbardziej ujednolicone i uwzględniały wszystkie parametry (np. czas między inspekcjami, ilość progową materiału, znaczącą ilość materiału itd.). Podstawowym dokumentem wyjściowym umożliwiającym zaprojektowanie systemu zabezpieczeń jest tzw. informacja projektowa.

Informacja projektowa (*Design Information*) jest zbiorem podstawowych informacji o obiekcie zawierającym informacje identyfikujące obiekt: jego charakterystykę ogólną, położenie geograficzne, adresy urzędowe, postać, ilość, rozmieszczenie i przepływ materiału jądrowego, szczegółowe opisy materiałów jądrowych, plan obiektu z uwzględnieniem elementów, w których materiał jest wytwarzany lub przetwarzany, elementów związanych ewidencją materiału stosowanego, system zamykania i nadzoru, opis procedur ewidencji i przeprowadzania spisu z natury, system pomiarów, rejonów bilansu, opis kluczowych punktów pomiarowych.

Informacje projektowe są przygotowywane przez Państwo zgodnie z ujednoliconymi wymaganiami, specjalnej ankiety MAEA tzw. Kwestionariusz Informacji Projektowej (*Design Information Questionnaire – DIQ*). W przypadku reaktorów badawczych sprawdzenie informacji projektowej (*Design information examination – DIE*) jest szczególnie ważne, ponieważ są one wykorzystywane do wykonywania wielu różnorodnych zadań i eksperymentów wymagających czasem modyfikacji konstrukcji i zmian używanych materiałów jądrowych. W celu wzmocnienia systemu zabezpieczeń wprowadzono okresową obowiązkową weryfikację informacji projektowej (*Design information verification – DIV*) prowadzoną przez MAEA bezpośrednio na terenie obiektu, polegającą na sprawdzeniu poprawności i kompletności przedstawionej informacji projektowej, szczególnie gdy zostały wprowadzone zmiany.

Najważniejszym celem systemu zabezpieczeń jest jak najszybsze wykrycie niezadeklarowanego usunięcia znaczącej ilości materiału jądrowego z obiektu lub wykorzystanie obiektu do wprowadzenia produkcji, lub przerobu materiału, który nie został zadeklarowany. Znacząca ilość materiału (*Significant quantity (SQ)*) jest to przybliżona ilość materiału rozszczepialnego, dla której nie można wykluczyć prawdopodobieństwa budowy jądrowego urządzenia wybuchowego przy zastosowaniu różnych metod przetwarzania materiału.

Jednym z ważniejszych elementów planowania działań systemu zabezpieczeń jest określenie planowanej rzeczywistej intensywności zwykłych inspekcji (*Planned actual routine inspection effort (PLARIE)*) tzn. określenie spodziewanej intensywności zwykłych inspekcji uwzględniającą rzeczywistą pracę obiektu np. wydłużone wyłączenia, roczny przepływ materiałów itd. W tabeli 1

Tabela 2. Znacząca ilość materiału [SQ]

Table 2. Significant quantity [SQ]

Postać materiału	Materiał jądrowy	SQ [kg]
Do bezpośredniego wykorzystania	Pu	8
	²³³ U	8
	HEU (²³⁵ U ≥ 20%)	25
Wymagający wstępnego przygotowania	LEU (²³⁵ U ≤ 20%)	75
	NU	10 000

HEU – Uran o wzbogaceniu powyżej 20%. Stosunek sumarycznej wagi izotopów U²³³ i U²³⁵ do całkowitej wagi używanego uranu wyrażany w %.

LEU – Uran o wzbogaceniu poniżej 20%.

NU – Uran naturalny

podano wielkość SQ dla materiałów używanych w reaktorach badawczych, a poniżej zalecenia planowania ilości inspekcji w reaktorach badawczych.

Każdy rodzaj materiału jądrowego używanego w obiekcie, którego ilość przekracza 1 SQ, powinien być weryfikowany raz do roku w czasie przeprowadzanej spisu materiału z natury (*Physical Inventory Taking – PIV*). Jeżeli w obiekcie ilość świeżego paliwa HEU lub Pu jest mniejsza od 1SQ, a całkowita ilość materiału HEU lub Pu przekracza 1SQ, materiał jądrowy powinien być sprawdzany 4 razy w roku. Gdy ilość każdego rodzaju materiału jądrowego nie przekracza 1SQ, a całkowita ilość materiału używana w obiekcie nie przekracza 0,5 SQ weryfikacja powinna być dokonywana co 4 lata. Oczywiście są to zalecenia ogólne, które mogą być korygowane przez MAEA w zależności od obowiązujących kryteriów (*Safeguards criteria*) nowelizowanych okresowo i ustanawiających zestaw działań niezbędnych do wypełnienia wymagań Traktatu NPT.

Jak już wspomniano, podstawowym celem kontroli materiałów jądrowych jest zbudowanie systemu, który poprzez długoterminowe działania kontrolne uniemożliwiłby m.in. wyprowadzenie ilości materiałów wystarczającej do konstrukcji jądrowych urządzeń wybuchowych lub do skażenia środowiska. Przewidywane są różne scenariusze nadużyć jak kradzież, ukrycie, fałszerstwo bilansu materiałowego, nieprawidłowości w raportach, zastąpienie elementów zawierających materiały jądrowe ich atrapami itp.

Materiały jądrowe zawierające ²³⁵U i Pu ze względu na możliwość zbudowania przy ich użyciu różnego rodzaju broni jądrowej są najbardziej atrakcyjnymi materiałami dla działań nielegalnych. Uzyskanie tych substancji stwarza możliwość wyprodukowania broni jądrowej nie tylko przez Państwa, ale i przez organizacje terrorystyczne, dlatego podlegają one szczególnie dokładnej kontroli.

Przy opracowywaniu systemów weryfikacji materiałów jądrowych używanych w reaktorach badawczych o wyższej mocy od 25 MWt, należy zwrócić uwagę na możliwość wyprodukowania materiałów używanych do budowy broni ww. oraz na znaczne ilości HEU w świeżym paliwie i w wypalonym paliwie MOX. Duże ilości materiałów (HEU, ²³³U, Pu) używane w zestawach krytycznych i składowane w ich pomieszczeniach wymagają dodat-

kowych zabezpieczeń i kontroli, ponieważ w większości nadają się one do bezpośredniego wykorzystania do budowy broni. Materiały, które nie są używane powinny być przechowywane w plombowanych pomieszczeniach lub pojemnikach i monitorowane przez systemy obserwacyjno – rejestrujące. W czasie pracy reaktorów o podwyższonej mocy w doświadczeniach z naświetlaniem materiałów rozszczepialnych powinna być monitorowana moc reaktora, ponieważ umożliwia to kontrolę wytwarzania nowych produktów rozszczepienia potencjalnie użytecznych do celów militarnych.

Jednym z trudniejszych zagadnień związanych z weryfikacją materiałów jądrowych jest zapobieganie zaplanowanej akcji nielegalnego pozyskania materiału jądrowego, niezgodnionego jego przesunięcia do innych celów lub wykorzystania obiektu jądrowego do nielegalnej produkcji, lub przetwarzania materiału. Ważnym elementem kontroli jest czas wykrycia przesunięcia (*Detection Time*) określany jako maksymalny przedział czasu pomiędzy dokonaniem przesunięcia a wykryciem go przez inspektorów MAEA. Nie powinien on przekraczać czasu konwersji. Czas konwersji (*Conversion time*) – jest czasem potrzebnym do przekształcenia różnych postaci materiału jądrowego do postaci metalicznej stanowiącej podstawowy element jądrowego urządzenia wybuchowego. Nie obejmuje on potrzebnego czasu do transportu materiału i montażu urządzenia. Mimo że rdzenie reaktorów badawczych zawierają mniejszą liczbę zespołów paliwowych i mniej materiału jądrowego to w większości obecnie używanych reaktorów badawczych można wykorzystywać metody weryfikacji materiałów stosowane w reaktorach energetycznych. Pewnym ograniczeniem tego jest fakt, że materiały jądrowe reaktorów badawczych zawierają HEU i MOX rzadko używane w reaktorach energetycznych. W niektórych ośrodkach prowadzone są starania zmiany konstrukcji reaktorów badawczych, tak by można było zastąpić paliwo z HEU przez LEU, co utrudniałoby nielegalne pozyskanie ^{235}U i Pu. Ochrona przed nieuprawnionymi działaniami (kradzieżą, przesunięciem) materiałów jądrowych zawierających ^{235}U i Pu w paliwie nowych konstrukcji reaktorów np. z rdzeniem ciekłym lub kulowym (*Liquid homonogeneous, Pebble Bed Reactor*) wymaga innych innowacyjnych rozwiązań. Podobnie nowych rozwiązań wymaga ochrona materiałów składowanych w budynkach reaktorów i używanych do eksperymentów jądrowych. Mogą one występować w postaci cieczonej, proszków, granulatu, płytek, prętów itp.

W reaktorach badawczych HEU znajduje się w świeżym paliwie reaktorów i zestawów krytycznych, w używanym paliwie wyładowanym z reaktora po zakończeniu eksperymentu lub produkcji izotopów medycznych (po wypaleniu w elementach paliwowych pozostaje HEU o mniejszym wzbogaceniu – uran zubożony), w pomocniczych prętach paliwowych reaktorów pracujących z NU, w magazynach reaktorów.

Drugim atrakcyjnym pierwiastkiem dla celów militarnych jest pluton, który w reaktorach badawczych można odzyskać ze świeżego paliwa MOX. Uzyskanie go z wypalonego paliwa jest trudniejsze. W niektórych reaktorach badawczych, podobnie jak w reaktorach energetycznych, możliwe jest wytwarzanie plutonu, gdy paliwem jest świeże paliwo zawierające HEU lub LEU. Ilość wytwarzanego plutonu może być znacząca. W reaktorze typu MTR przy odpowiednio dobranych warunkach pracy przy mocy reaktora 39 MWt w ciągu 300 dni można uzyskać ~3,6-5,4 kg/rok Pu. Duże ilości Pu w postaci metalicznej, stopów lub tlenków są używane i składowane w zestawach krytycznych, weryfikacja materiałów jądrowych w tych obiektach jest przeprowadzana co miesiąc.

Innym izotopem uranu potencjalnie nadającym się do budowy broni jądrowej jest ^{233}U . Jest on uzyskiwany z napromieniowanego paliwa zawierającego tor (Th) tzn. z paliwa, które przebywało w działającym reaktorze jądrowym i może być nadal wykorzystywane w reaktorze, dopóki nie zostanie uznane za wypalone paliwo. Tor jest na razie rzadko używany w reaktorach badawczych, **głównie w reaktorach** z ciekłą solą torową (*Liquid Thorium Molten Salt Reactor*). Wymiana paliwa może w tych reaktorach odbywać się w czasie ich pracy i z usuniętego napromieniowanego paliwa można uzyskiwać izotop ^{233}U , ale jego wyodrębnienie wymaga złożonych procesów technologicznych. Wprowadzany w tym przypadku system zabezpieczeń powinien być podobny do systemu stosowanego w zakładach przerobu paliwa.

W reaktorach badawczych i zestawach krytycznych używany jest uran niskowzbożony LEU i uran naturalny NU, które mogą być wykorzystywane do innych nieuzgodnionych celów lub być pośrednim źródłem materiałów potrzebnych do produkcji jądrowych środków wybuchowych. Rzadko używany w reaktorach badawczych uran zużyty (wypalony) (DU), w którym zawartość izotopów ^{233}U i ^{235}U zmalała w stosunku do stanu początkowego jest również takim źródłem. Zalecenia dotyczące kontroli tych materiałów są podobne, jak dla HEU.

W czasie normalnej pracy reaktora w wyniku wypalania się paliwa jądrowego produkowany jest Pu, którego znaczna część również się wypala. W 1000 MW reaktorze energetycznym powstaje w ciągu roku ~25 t wypalonego paliwa zawierającego ~290 kg Pu, którego wyprodukowanie zgodnie z porozumieniem o zabezpieczeniach powinno być zgłoszone do MAEA. W reaktorach badawczych również powstaje Pu w znacznie mniejszej ilości, ale gdy pracuje ich kilka, ilość Pu może być znacząca i mogą powstać próby niezadeklarowanej produkcji Pu. Wcześniejsze wyładowanie „niedopalonego” paliwa pozwala uzyskać więcej użytecznego Pu dla celów militarnych, ale prowadzi do konieczności częstszego przeładownia rdzenia. Dlatego MAEA zaleca specjalne wzmocnienie weryfikacji materiałów i kontroli reaktorów badawczych o mocy 25 MWt. Aby otrzymać Pu bojowy o składzie ^{249}Pu 93,4%, ^{249}Pu 6,0%, ^{241}Pu 0,6%,

uzyskany tą drogą Pu wymaga dodatkowych operacji technologicznych.

Mimo że, ilość materiałów jądrowych w większości reaktorów badawczych jest niewielka, podobnie jak możliwości wytwarzania materiałów o znaczeniu strategicznym, konieczna jest okresowa niezależna weryfikacja inwentaryzacji z natury bilansu materiałowego. Reaktory badawcze ze względu na swoje przeznaczenie są ważnymi elementami cyklu paliwowego. Zmiany inwentarowe są związane z działalnością prowadzoną w rejonie bilansu materiałowego, stratą materiału jądrowego (*Nuclear loss*) wynikającą z przekształcenia jednego pierwiastka w inny w wyniku reakcji jądrowych zachodzących w reaktorze. Strata jest jednocześnie ściśle powiązana z wytworzeniem materiału jądrowego (*Nuclear production*). Straty materiału jądrowego mogą powstać w wyniku przypadków losowych np. awarii. Zmiany ilości materiału jądrowego mogą być również spowodowane wyłączeniem części materiału lub cofnięciem wyłączenia z systemu zabezpieczeń.

Spis inwentarza z natury dokonany przez operatora przygotowującego wykaz spisu z natury (*Physical inventory listing – PIL*) zawiera informacje o ilości partii materiału, dane identyfikacyjne, dane materiałowe każdej partii. Są to czynności przygotowawcze do przeprowadzenia weryfikacji stanu inwentarza materiałowego przez MAEA (*Physical inventory verification – PIV*). Inspekcje weryfikacyjne są przeprowadzane po zakończeniu uzgodnionego okresu sprawozdawczego. Dla większości typów reaktorów, ze względu na małą aktywność pracy rdzenia i niewielką ilość zmagazynowanego materiału jądrowego spis inwentarza z natury jest jedyną inspekcją PIV przeprowadzaną w ciągu roku.

Weryfikacja obejmuje wszystkie materiały znajdujące się na terenie obiektu, poczynając od nieużywanego paliwa świeżego, paliwa w rdzeniu, paliwa wypalonego i magazynowanych materiałów doświadczalnych. Cechą charakterystyczną reaktorów badawczych, prawie każdego rodzaju, jest ogromna różnorodność materiałów jądrowych zarówno pod względem wzbogacenia, jak i rodzaju materiałów. Część z nich jest wyłączona z użytku i jest zaplombowana. W czasie weryfikacji przeprowadzane są badania nieniszczące pozwalające ocenić skład izotopowy i chemiczny materiału bez niszczenia mierzonej próbki. Próbki są wybierane losowo ze zbioru elementów materiału o jednakowym składzie, przy użyciu dowolnych metod losowania np. generatora liczb losowych. Do pomiarów wykorzystywane są wszystkie dostępne i autoryzowane do użycia przez MAEA przyrządy. W niektórych reaktorach ze względu na specyfikę ich konstrukcji używane są specjalnie opracowane metody weryfikacji (np. identyfikacja elementów paliwowych przez porównywanie ich spawów ze zdjęciami tych spawów wykonanych przez wytwórcę paliwa) lub opracowane specjalne przyrządy pomiarowe składu izotopowego materiałów jądrowych w elementach o nie

typowej postaci. W wielu przypadkach, gdy weryfikacja jest zbyt skomplikowana i kosztowna możliwe jest, po uzgodnieniach, wspólne korzystanie z przyrządów operatora lub MAEA (czasem wymiennie). W przypadku reaktorów badawczych o mocy > 25 MWt MAEA może zainstalować monitory śledzące pracę w celu dokładniejszej weryfikacji deklaracji operatora. W przechowalnikach (magazynach) materiałów jądrowych MAEA często instaluje się systemy obserwacyjne – rejestrujące, które na specjalnych warunkach mogą być połączone satelitarnie z centralą. Niekiedy w przejściach między pomieszczeniami reaktora lub wyjściami z budynku montowane są detektory promieniowania pozwalające śledzić ruch materiałów jądrowych.

W opracowaniu przedstawiono „klasyczne” rozwiązania systemu zabezpieczeń stosowane obecnie w reaktorach badawczych. Ponieważ testowane są zupełnie nowe propozycje budowy reaktorów, muszą być opracowywane nowe i dokładniejsze metody weryfikacji dla na razie rzadkich rozwiązań, jak np. reaktorów z rdzeniem kulowym, reaktorów z ciekłymi solami czy dla projektowanych reaktorów modularnych.

dr inż. Krzysztof Rzymkowski,
Stowarzyszenie Ekologów na
Rzecz Energii Nuklearnej,
Warszawa

Literatura:

- [1] Leksykon angielsko-polski energetyki jądrowej J. Kaniewski, W. Kiełbasa, Ł. Koszuc, A. Kuczynski, M. Rabiński, K. Rzymkowski, Ad. Strupczewski, A. Strupczewski Ministerstwo Energii, Warszawa (2016) status: Wysłane do opublikowania.
- [2] Dixon G.W. Critical Assembly Facility Characterization IAEA 1985 Vienna.
- [3] Rzymkowski Krzysztof, Zestawy krytyczne, EKOATOM Nr10/2013 Wrzesień, Warszawa.
- [4] Rzymkowski Krzysztof, Pośrednia kontrola materiałów jądrowych, BJOR PAA, Nr1(103)2014 Warszawa.
- [5] Rzymkowski Krzysztof, Kontrola materiałów jądrowych PTJ 2-2011 Vol. 54 X. 2 Warszawa.
- [6] Rzymkowski Krzysztof, Międzynarodowy system zabezpieczeń przed rozprzestrzenieniem broni jądrowej Safeguards PTJ Vol. 50 Z.4 2007 Warszawa.
- [7] Dixon G.W., Research Reactors Facility Characteristics, IAEA 1985 Vienna.
- [8] Pan Paul, Boyer Brian, Murphy Chantel, Guidance for Research reactors and Critical Assembly, LA-UR-12-26349 2012 NIS.
- [9] Sayed A. EL- Mongy, Overview of Research Reactors (RR) Worldwide and their Applications, Nuclear Regulatory Authority 2018 Egipt.
- [10] Power James A., Safeguarding Research Reactors, IAEA 1983 Vienna.
- [11] Bruce Reid, Kory Budlong-Sylvester, George Anzelon, Strengthening IAEA Safeguards for Research Reactors, U.S. Department of Energy 201613, Research Reactors IAEA Bulletin 2019.