

Stefan CHWASZCZEWSKI*, Bogumiła MYSŁEK-LAURIKAINEN**

Gospodarka¹ odpadami promieniotwórczymi i wypalonym paliwem jądrowym w okresie eksploatacji w Polsce elektrowni jądrowych

STRESZCZENIE. Wdrożenie energetyki jądrowej w Polsce wymusi nowe podejście do stosowanych obecnie procedur i instalacji związanych z gospodarką odpadami promieniotwórczymi i wypalonym paliwem jądrowym. Ze względu na wyeksploatowanie Krajowego Składowiska Odpadów Promieniotwórczych w Różaniu² niezbędna będzie budowa nowego składowiska nisko i średnio aktywnych odpadów promieniotwórczych o pojemności około 170 000 m³. W procesie eksploatacji elektrowni jądrowych o mocy 6 GWe, z reaktorów będzie wyładowane wypalone paliwo zawierające do 6800 tHM³. Przedstawione zostaną trzy opcje postępowania z wypalonym paliwem: otwarty cykl paliwowy ze składowaniem w głębokich złożach geologicznych, zamknięty cykl paliwowy z przerobem wypalonego paliwa i wykorzystaniem wyodrębnionego plutonu w paliwie MOX⁴, oraz nowy cykl paliwowy, w którym

* Prof. dr hab., ** Dr – Narodowe Centrum Badań Jądrowych, Otwock–Świerk

¹ W aktach prawnych stosuje się określenie „postępowanie” jako odpowiednik angielskiego wyrażenia „management”. Jednakże, zdaniem autora bardziej odpowiednim wyrażeniem jest „gospodarka” zakładająca wykorzystanie cennych surowców zawartych w wypalonym paliwie jądrowym.

² Dodatkowym argumentem jest zobowiązanie operatora składowiska złożone społeczności Różana w latach osiemdziesiątych ubiegłego wieku, że w tym obiekcie nie będą składowane odpady z energetyki jądrowej.

³ tHM – ton Heavy Metal – określa masę aktywności w paliwie jądrowym – w świeżym paliwie jest to masa uranu, w wykorzystanym paliwie masę transuranowców i aktywności wytworzonych w procesie wypalania paliwa.

⁴ MOX – Paliwo Mixed OXygen fuel – paliwo, w którym rozszczepialny izotop U235 został zastąpiony plutonem uzyskanym z przerobu wypalonego paliwa.

zostaną wykorzystane reaktory na neutronach prędkich, do wypalania niebezpiecznych dla ludzi i środowiska izotopów plutonu i izotopów mniejszych aktywności (neptunu, ameryku, kiuru i kalifornu) oraz wytwarzania energii z wypalonego paliwa jądrowego.

SŁOWA KLUCZOWE: odpady promieniotwórcze, wypalone paliwo jądrowe, pluton, mniejsze aktywności

1. Założenia

Biorąc pod uwagę okres eksploatacji planowanych do budowy w Polsce elektrowni jądrowych (60 lat), minimalny okres chłodzenia wypalonego paliwa przed jego ostatecznym składowaniem (40 lat), okres likwidacji obiektów energetyki jądrowej zbudowanych w pierwszym etapie programu energetyki jądrowej w Polsce, **rozpatrywanym horyzontem czasowym jest rok 2140**. Autorzy zdają sobie sprawę, że w tym czasie mogą być podjęte decyzje wpływające na ilość wytworzonych odpadów promieniotwórczych wypalonego paliwa. Jednakże obecnie możemy bazować tylko na projekcie Programu Polskiej Energetyki Jądrowej (MG 2010) oraz na ocenie perspektyw programów rozwojowych związanych z wykorzystaniem technik jądrowych w ochronie zdrowia, w przemyśle i w nauce.

W projekcie Programu Polskiej Energetyki Jądrowej (MG 2010) przewiduje się zainstalowanie do 2030 roku „co najmniej 4 500 MWe” mocy w elektrowniach jądrowych. Wartość ta została potwierdzona w ekspertyzie ARE z 2011 r. (ARE 2011). Polska Grupa Energetyczna, jako inwestor przyszłych elektrowni jądrowych zakłada, w pierwszym etapie budowę dwóch elektrowni jądrowych, każda po 3 000 MWe zainstalowanej mocy. Dlatego do analiz ilości wypalonego paliwa i odpadów promieniotwórczych przyjęto 6 000 MWe zainstalowanej mocy netto w jądrowych blokach energetycznych III lub III+ generacji, eksploatowanych ze średnim współczynnikiem wykorzystania zainstalowanej mocy (*capacity factor*) 90%⁵ (ARE 2011) efektywnością netto przetwarzania energii cieplnej w elektryczną 35%⁶ oraz okresem eksploatacji 60 lat (UK EPR).

Obecnie w Polsce źródłem odpadów promieniotwórczych jest Narodowe Centrum Badań Jądrowych (NCBJ) z reaktorem badawczym MARIA i Ośrodkiem Radioizotopów POLATOM oraz instytucje wykorzystujące izotopy promieniotwórcze w swojej działalności. Odpady te są odpowiednio przetwarzane w Zakładzie Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych i po odpowiednim zabezpieczeniu składowane w Krajowym Składowisku Odpadów Promieniotwórczych w Róźnie. Analizując dane przekazywane w corocznych sprawozdaniach Prezesa Państwowej Agencji Atomistyki o objętości składowanych odpadów promieniotwórczych w poszczególnych latach wynika, że średnio, rocznie (w okresie 2001–2011) jest składowane 58 m³ odpadów promieniotwórczych (w 2011 roku

⁵ Proszę nie mylić z dyspozycyjnością, która powinna być na poziomie powyżej 90%.

⁶ Wielkość ta jest zależna od temperatury wody chłodzącej kondensator turbiny. Dostawca reaktora EPR podaje wielkość 36% dla chłodzenia kondensatora wodą morską. Bezpieczniej jest przyjąć nieco mniejszą sprawność przy stosowaniu do chłodzenia wody o wyższej temperaturze, np. ze śródlądowych zbiorników, rzek lub przy stosowaniu chłodzi kominowych.

52,38 m³). Na podstawie tych danych można prognozować, że maksymalna objętość odpadów promieniotwórczych z tej działalności nie przekroczy 100 m³ rocznie.

Prawdopodobnie w rozpatrywanym horyzoncie czasowym nastąpi gruntowna modernizacja lub wyłączenie z eksploatacji reaktora badawczego MARIA oraz modernizacja związanych z reaktorem obiektów radioizotopowych. Dodatkowo, NCBJ planuje budowę instalacji ekstrakcji izotopu Mo99 z napromienionych tarcz uranowych. Izotop ten jest wykorzystany w generatorach do produkcji Tc99m powszechnie stosowanego do diagnostyki medycznej. Działalność ta spowoduje wytworzenie kilkuset m³ nisko i średnio aktywnych odpadów promieniotwórczych, kilku m³ odpadów wysokoaktywnych (napromieniony beryl z rdzenia reaktora MARIA) oraz pojedyncze dcm³ zeszkliwionych wysoko aktywnych odpadów promieniotwórczych rocznie z unieszkodliwiania produktów ekstrakcji Mo99 z napromienionych tarcz uranowych.

Wyładowane z reaktorów badawczych EWA i MARIA wypalone paliwo jest lub było przechowywane w basenach wodnych na terenie Ośrodka Świerk. W związku z realizacją Międzynarodowego Programu Redukcji Zagrożeń Globalnych (GTRI – *Global Threat Reduction Initiative*) w latach 2009–2011 część wypalonego paliwa wytransportowano do producenta paliwa (Federacji Rosyjskiej). Podobna procedura będzie wykorzystana w odniesieniu do obecnie wykorzystywanego paliwa. Reasumując, w perspektywnym programie gospodarki wypalonym paliwem w Polsce możemy nie uwzględniać wypalonego paliwa z reaktora/ów badawczych.

W perspektywie wykorzystania energetyki jądrowej w Polsce należy, zatem przewidzieć:

1. Gospodarkę wypalonym paliwem z elektrowni jądrowych.
2. Gospodarkę odpadami promieniotwórczymi powstającymi:
 - ✧ w trakcie eksploatacji elektrowni jądrowych i obiektów gospodarki wypalonym paliwem,
 - ✧ w trakcie likwidacji elektrowni jądrowych i obiektów gospodarki wypalonym paliwem,
 - ✧ wykorzystania technik izotopowych w ochronie zdrowia, przemyśle i w nauce oraz w trakcie eksploatacji doświadczalnych obiektów jądrowych i związanych z nimi obiektów radioizotopowych,
 - ✧ modernizacji lub likwidacji doświadczalnych obiektów jądrowych oraz związanych z nimi obiektów radioizotopowych.

2. Wypalone paliwo jądrowe z programu energetyki jądrowej w Polsce (MG 201)

Zgodnie z założeniami, w przewidzianych do budowy w Polsce reaktorach założono wysoką maksymalną głębokość wypalenia paliwa: dla reaktorów wodno ciśnieniowych (EPR, AP1000) 55–60 GWdni/tU⁷, natomiast w reaktorach wodnych wrzących (ABWR,

⁷ Wielkość ta określa ilość energii cieplnej w gigo wato dniach ($8,64 \cdot 10^{13}$ J) wytworzonych w paliwie zawierającym na początku kampanii paliwowej jedną tonę uranu.

ESBWR) 50–55 GWdni/tU. W realnej kampanii paliwowej reaktora średnie wypalenie wyładowywanego paliwa jest mniejsze – w prowadzonych analizach przyjęto średnie wypalenie paliwa w reaktorach energetycznych zainstalowanych w pierwszym etapie wdrożenia energetyki jądrowej w Polsce (6 000 MWe) na poziomie 50 GWdni/t HM. Bazując na tych danych oszacowano ilość wytworzonej w systemie elektrowni jądrowych zbudowanych w pierwszym etapie energii elektrycznej (6 000 MWe) na około 2830 TWh oraz około 6800 t HM⁸ w wyładowanym z reaktorów wypalonym paliwie jądrowym.

Do produkcji paliw jądrowych wydobywany jest ze środowiska (niewątpliwie radioaktywny) uran lub tor. Dlatego rozsądną miarą niezbędnej izolacji odpadów promieniotwórczych – w tym wypalonego paliwa – od środowiska jest okres czasu, w którym ich oddziaływanie na organizm ludzi będzie identyczne, jak oddziaływanie na ten organizm wydobytego ze środowiska uranu lub toru wykorzystanego do wytworzenia tego paliwa. Ponieważ w wypalonym paliwie jądrowym znajdują się izotopy różnie oddziałujące na organizm człowieka, do porównań przyjęto miarę, tzw. radiotoksyczności substancji promieniotwórczych.

Radiotoksyczność danego izotopu określa się wielkością ekwiwalentnej dawki promieniowania, którą otrzymuje organizm człowieka przy wchłonięciu (wdychaniu lub spożyciu) jednostki masy lub aktywności tego izotopu. Jest określana w jednostkach Sv (Sievert) na aktywność wyrażoną w Bq lub w Ci lub na jednostkę masy. Radiotoksyczność zależy nie tylko od okresu połowicznego rozpadu izotopu, ale przede wszystkim od rodzaju promieniowania (α , β lub γ) i od okresu metabolizmu izotopu w organizmie człowieka. Wysoko radiotoksycznymi izotopami są alfa promieniotwórcze izotopy plutonu, polonu, ameryku, kiuru, neptunu, kalifornu i oczywiście uranu wraz jego szeregiem promieniotwórczym – a więc izotopy znajdujące się właśnie w wypalonym paliwie jądrowym. Najgroźniejszym radiotoksycznym izotopem znajdującym się w wypalonym paliwie jądrowym jest pluton. Jego okres metabolizmu w organizmie człowieka wynosi 50 lat, a okres półrozpadu – w zależności od izotopu – od 14 do 370 000 lat.

W chwili obecnej, można analizować trzy technologie (określane w USA, jako **3R: Repository, Reprocessing, Recycling**), z których dwie pierwsze mogą być obecnie wykorzystane do gospodarki wypalonym paliwem jądrowym:

- ✧ składowanie wypalonego paliwa bez jego przerobu w składowisku geologicznym – tzw. otwarty cykl paliwowy – wg nazewnictwa wykorzystywanego w US – **REPOSITORY**,
- ✧ przerób wypalonego paliwa, wyodrębnienie plutonu oraz produktów rozszczepienia i wytworzenie z odzyskanego plutonu paliwo MOX, wykorzystanie paliwa MOX w reaktorze energetycznym, składowanie paliwa MOX oraz odpadów wytworzonych w trakcie przerobu – tzw. zamknięty cykl paliwowy – **REPROCESSING**.
- ✧ w fazie wdrażania jest nowa technologia – **RECYCLING**, z wykorzystaniem wypalonego paliwa z wodnych reaktorów energetycznych w reaktorach na neutronach przedkich oraz wykorzystaniem procedur wielokrotnego recyklingu. Technologia ta jest opracowana w firmie General Electric – Hitachi z wykorzystaniem modułowego reaktora powielającego z ciekłym sodem jako chłodziwem (reaktor PRISM) (Fuller 2010) oraz

⁸ Ilość wykorzystanego paliwa określono w tonach HM, gdyż rozważamy wykorzystanie paliwa MOX, gdzie część paliwa zawiera także pluton.

niezależnie opracowana i wykorzystywana w Federacji Rosyjskiej z reaktorem BN-600. W przewidywaniu rozwoju tej technologii jest budowany reaktor BN-800 oraz są projektowane reaktory BN-1200 i BN-1800 (Ivanov BN800). W obu technologiach reaktory na neutronach prędkich współpracują z instalacją recyklingu paliwa jądrowego.

Wyładowane z reaktora wypalone paliwo jądrowe jest wysoko aktywnym źródłem promieniowania jonizującego oraz źródłem energii cieplnej. O ile z aktywnością potrafimy sobie radzić stosując odpowiednie osłony przed promieniowaniem, to generacja energii cieplnej w wypalonym paliwie wymaga ciągłego chłodzenia. Awaria systemu chłodzenia wypalonego paliwa zarówno w wyłączonym reaktorze jak i w przechowalnikach wypalonego paliwa elektrowni jądrowej Fukushima spowodowała wzrost temperatury paliwa do poziomu umożliwiającego rozszczelnienie prętów paliwowych, utlenianie w środowisku wodnym zarówno koszulki cyrkonowej jak i redukcję UO_2 do U_3O_8 , wytworzenie wodoru i jego wybuch. Dla przykładu, kasetę reaktora EPR z wypaleniem 25 GWdni (jedna kasetę tego reaktora zawiera 527 kgHM) po jednym roku chłodzenia jest źródłem ciepła o mocy prawie 8 kW.

Wybór opcji gospodarki wypalonym paliwem powinien być dokonany przed uruchomieniem pierwszego jądrowego bloku energetycznego. Jest oczywistym, że gospodarka wypalonym paliwem jest elementem Raportu Bezpieczeństwa opiniowanym przez Państwowy Dozór Jądrowy. W przypadku wyboru zamkniętego cyklu paliwowego związanego z przerobem wypalonego paliwa i wytwarzaniem paliwa MOX, wypalone paliwo już po 5 latach chłodzenia w przy reaktorowym przechowalniku powinno być przetransportowane do obiektu przerobu i produkcji paliwa MOX, które następnie możliwie w krótkim czasie powinno być wykorzystane w reaktorze. Tak krótkie okresy czasu są podyktowane krótkim okresem rozpadu jednego z rozszczepialnych izotopów plutonu ($Pu241$), który z okresem półrozpadu 14,4 lat rozpada się na nie rozszczepialny izotop $Am241$.

Poniżej przedstawiono wyszczególnione powyżej opcje gospodarki wypalonym paliwem.

2.1. Otwarty cykl paliwowy – *Repository*

Otwarty cykl paliwowy zakłada składowanie odpowiednio zabezpieczonego wypalonego paliwa w głębokich złożach geologicznych. Ze względu na zdolność absorpcji przez złożę energii cieplnej wytwarzanej w wypalonym paliwie przyjmuje się, że paliwo przed składowaniem musi być „chłodzone”, przez co najmniej 40 lat. Dlatego, postępowanie z wypalonym paliwem w tej opcji przewiduje następujące działanie:

1. Wyładowane z reaktora wypalone paliwo jest składowane w przy reaktorowym przechowalniku, który stanowi integralny element konstrukcji elektrowni jądrowej. Przeładunek wypalonego paliwa z reaktora do przechowalnika odbywa się w osłonie wodnej, która chłodzi paliwo i jednocześnie tworzy osłonę przed promieniowaniem jonizującym. Zgodnie z wymaganiami sformułowanymi w dokumencie (EUR 2001) przy reaktorowy przechowalnik wypalonego paliwa powinien zapewnić pojemność wystarczającą na składowanie wyładowanego z reaktora wypalonego paliwa z 10–15-letniego okresu eksploatacji reaktora.

2. Po wstępnym schłodzeniu, paliwo jest transportowane do poza reaktorowego przechowalnika wypalonego paliwa. Poza reaktorowy przechowalnik oraz urządzenia transportowe powinien być przygotowany do tej operacji nie później niż 10 lat po pierwszym wyładunku paliwa z reaktora.⁹
3. Po minimum 40 latach po wyładowaniu paliwa z reaktora można rozpocząć jego składowanie w składowisku wypalonego paliwa i wysoko aktywnych odpadów promieniotwórczych.

Technologia przechowalnika. W tej opcji niezbędna będzie budowa poza reaktorowego przechowalnika wypalonego paliwa. Pojawia się problem wyboru technologii przechowalnika, lokalizacji przechowalnika oraz określenia jego pojemności.

Obecnie wykorzystywane są dwie technologie przechowywania wypalonego paliwa: przechowywanie w basenie wodnym oraz przechowywanie w suchych, modułowych przechowalnikach.

Wodny przechowalnik wypalonego paliwa jest basenem, przeznaczonym na wieloletnie przechowywanie wypalonego paliwa. Ze względu na oszczędność miejsca oraz zabezpieczenie przed osiągnięciem stanu krytycznego kasety paliwowe są składowane w separatorach wykonanych ze stali z domieszką boru. Przechowalnik posiada oprzyrządowanie umożliwiające przyjmowanie kontenerów, wyładowanie z nich wypalonego paliwa i załadunek kaset w separatory. Dostawca reaktora EPR, firma AREVA oferuje konstrukcję i budowę wodnego przechowalnika dla przechowywania wypalonego paliwa w całym okresie eksploatacji jednego lub dwóch reaktorów EPR – okres do 100 lat. Pomimo deklaracji firmy, że z całego okresu eksploatacji reaktora EPR łączna liczba kaset z wypalonym paliwem wynosi 3 400 sztuk to poza reaktorowy przechowalnik przewiduje do 4600 gniazd przechowawczych. Dodatkowo, przechowalnik jest przystosowany do rozbudowy, tak aby przyjąć wypalone paliwo z drugiego reaktora EPR.

Firma AREVA dostarcza również kontener do transportu 12 kaset wypalonego paliwa z przyreaktorowego do pozareaktorowego przechowalnika.

Wodny pozareaktorowy przechowalnik wypalonego paliwa posiada następujące urządzenia, zapewniające integralność przechowywanego wypalonego paliwa oraz bezpieczeństwo jądrowe i radiologiczne, a mianowicie:

1. Instalacja do oczyszczania wody przechowalnika. Wymagane jest utrzymanie współczynnika pH wody przechowalnika na poziomie 6,2 oraz przewodności poniżej 2 $\mu\text{S}/\text{cm}$. Dodatkowo przewiduje się zastosowanie urządzenia oczyszczającego powierzchnię wody od pływających zanieczyszczeń;
2. Instalacja odbioru ciepła powyłączeniowego przechowywanego paliwa. Nagromadzenie w przechowalniku paliwa z całego okresu eksploatacji reaktora EPR – 1500 MWe powoduje wytwarzanie ciepła o mocy około 800 kW. Biorąc pod uwagę niezbędny margines bezpieczeństwa w przechowalniku powinien być zainstalowany system zdolny

⁹ Reaktory energetyczne II generacji budowane do końca lat osiemdziesiątych XX wieku przechowywały wypalone paliwo w dużych przy reaktorowych przechowalnikach. Reaktory III i III+ generacji posiadają przyreaktorowe przechowalniki o ograniczonej pojemności określonej wymaganiami dokumentu (EUR 2001). W takie właśnie przy reaktorowe przechowalniki są wyposażone reaktory EPR, AP1000, ABWR i ESBWR.

odebrać 1 MW mocy cieplnej. System ten musi być zasilany z bezpiecznego źródła energii elektrycznej. Maksymalna, dopuszczalna przerwa w zasilaniu nie może być dłuższa niż 20 minut (WANO 2011).

3. Aparatura pomiarowa do analiz uwolnień produktów rozszczepienia z przechowywanych kaset wypalonego paliwa. Na podstawie pomiaru narastania koncentracji radioaktywnych izotopów bromu i ksenonu w próbkach wody pobranych z pojemnika z badaną kasetą, oceniana jest szczelność koszulek elementów paliwowych. Nieszczelne kasety są przechowywane w zamkniętych pojemnikach.
4. Aparatura do analizy stanu koszulek prętów paliwowych. Firma AREVA oferuje do tego celu aparaturę ultradźwiękową umożliwiającą jednoczesne badanie wszystkich prętów paliwowych w kasecie wypalonego paliwa.
5. System dozymetryczny całego obiektu oraz dozymetry indywidualne personelu.

Suchy przechowalnik wypalonego paliwa przedstawia sobą szczelny pojemnik wypełniony gazem szlachetnym (najczęściej helem – ze względu na dużą przewodność cieplną), w którym są przechowywane wypalone kasety paliwowe. Pojemnik ten jest umieszczony w betonowej osłonie służącej, jako osłona przed promieniowaniem. Ciepło powyłęczeniowe wypalonego paliwa jest odbierane przez otaczające powietrze drogą konwekcyjną. Kryterium stosowalności tego typu urządzenia jest maksymalna dopuszczalna temperatura paliwa umieszczonego w przechowalniku. Na podstawie wyników szeregu analiz NRC (Dozór Jądrowy USA) określił limit temperatury paliwa w tym przechowalniku na 400°C (SFP).

Stosowane są dwa rozwiązania konstrukcyjne tych przechowalników: z pionową lub poziomą pozycją wypalonego paliwa.

Suchy przechowalnik wypalonego paliwa wymaga budowy obiektu załadunku wypalonego paliwa do pojemnika przechowalnika. Załadunek ten jest prowadzony w osłonie wodnej. Pojemnik jest zalewany wodą i w takich warunkach jest prowadzony załadunek paliwa. Po załadowaniu, na pojemnik zakładana jest szczelna pokrywa. Po wypompowaniu wody z pojemnika przeprowadza się suszenie paliwa. Z pojemnika jest stopniowo wypompowane powietrze i dzięki wytwarzanej w paliwie energii cieplnej następuje wzrost temperatury i odparowanie zaabsorbowanej wody. Następnie pojemnik z wypalonym paliwem zostaje zapełniony helem przy niewielkim nadciśnieniu. Pojemnik z paliwem jest wkładany do osłony biologicznej i transportowany do osłonnego cylindra betonowego.

Według informacji przedstawionych w publikacji (Fairlie 2000) koszt przechowywania wypalonego paliwa w suchym przechowalniku jest wyraźnie niższy niż w wodnym przechowalniku.

Lokalizacja. W zasadzie istnieją dwa warianty lokalizacji. Jeden – budowa centralnego przechowalnika wypalonego paliwa, o ile to będzie możliwe w bezpośrednim sąsiedztwie planowanego składowiska wypalonego paliwa. Kłopot w tym, że prawdopodobnie do momentu, w którym będzie niezbędne ustalenie lokalizacji przechowalnika i sporządzenia niezbędnej dokumentacji projektowej nie będzie znana lokalizacja składowiska wypalonego paliwa, a budowa przechowalnika poza terenem przyszłego składowiska oraz poza terenem elektrowni jądrowej nie bardzo ma sens. Centralny przechowalnik wypalonego paliwa można również zlokalizować na terenie jednej z elektrowni jądrowych, tak jak to zrobiono

w Szwecji z centralnym przechovalnikiem wypalonego paliwa CLAB umieszczonego na terenie elektrowni jądrowej Oskarshamn. W tej sytuacji powstaje problem transportu wypalonego paliwa z drugiej elektrowni jądrowej.

Drugim wariantem jest lokalizacja przechovalnika dla każdej elektrowni oddzielnie. Wybór takiej lokalizacji pozwala uniknąć kłopotów związanych z transportem wypalonego paliwa poza terenem elektrowni jądrowej. Uważamy, że ten wariant jest optymalny dla Programu Polskiej Energetyki Jądrowej. Umożliwia oszczędności w wykorzystaniu personelu (wspólna ochrona fizyczna, administracja i obsługa), a pozostaje tylko transport na terenie elektrowni jądrowej.

Ostateczne składowanie wypalonego paliwa. Jest to działanie, które dotychczas nie zostało nigdzie w pełni zrealizowane w odniesieniu do cywilnych zastosowań energetyki jądrowej. Jedynym krajem, który prowadzi działalność przygotowawczą do realizacji składowania wypalonego paliwa w głębokich złożach geologicznych jest Finlandia. Operatorzy elektrowni jądrowych w tym kraju powołali spółkę POSIVA OY, która prowadzi przygotowania do budowy podziemnego składowiska wytworzonego w tym kraju wypalonego paliwa w składowisku ONKALO, zlokalizowanego w bezpośrednim sąsiedztwie elektrowni jądrowej OLKILUOTO. Prace przygotowawcze rozpoczęto w 1978 roku, natomiast uruchomienie składowiska przewidziano na rok 2020 (najwcześniej wyładowane wypalone paliwo z reaktora energetycznego Lovissa 1 osiągną w 2020 roku okres chłodzenia 40 lat) (Patrakka 2010). Koszt budowy składowiska oceniono na 710 M€ (2009), eksploatacji na 2340 M€ (2009) oraz likwidacji na 280 M€ (2009).

Najbardziej radiotoksycznymi izotopami, składowanymi razem z wypalonym paliwem w otwartym cyklu paliwowym są izotopy plutonu oraz tzw. mniejsze aktynowce: –MA (Np, Am, Cm i Cf). To obecność tych izotopów w składowanym wypalonym paliwie powoduje, że trzeba go izolować od środowiska przez ponad 100 000 lat. W realizacji pierwszego etapu programu energetyki jądrowej w Polsce (6000 MWe przez 60 lat) wypalone paliwo będzie zawierać ponad 73 tony Pu oraz 11 ton MA. Niewątpliwie jest to bardzo niebezpieczny dla środowiska ładunek. Radiotoksyczność takiego wypalonego paliwa wyrówna się z radiotoksycznością uranu wydobytego ze środowiska do wytworzenia tego paliwa dopiero po 130 000 latach.

Składowisko składa się z obiektu naziemnego, w którym wypalone paliwo jest zamykane w pojemnikach żeliwnych pokrytych grubą warstwą miedzi. Następnie pojemnik z wypalonym paliwem jest opuszczany do podziemnego składowiska na głębokość 437 m¹⁰ pod poziomem morza. Na tej głębokości zostanie przygotowany system korytarzy transportowych zakończonych komorami składowania. W komorach tych, w otocze z glinki bentonitowej są składowane pojemniki z wypalonym paliwem.

¹⁰ Wielkość przyjęta dla składowiska ONKALO. Szwedzkie SKB analizuje możliwość składowania wypalonego paliwa na głębokości 1000 m.

2.2. Zamknięty cykl paliwowy¹¹ – *Reprocessing*

W analizowanym cyklu paliwowym wypalone paliwo po około 5 latach wstępnego chłodzenia¹² wypalone paliwo jest transportowane do zakładu przerobu wypalonego paliwa, gdzie prowadzi się jego przerób i ekstrakcja zawartych w nim produktów rozszczepienia, izotopów plutonu oraz izotopów neptunu, ameryku i kiuru (tzw. mniejszych aktynowców – MA). Z wydobytego plutonu i zubożonego w trakcie wzbogacania uranu jest wytwarzane paliwo MOX (Mixed OXygen fuel), w którym zamiast rozszczepialnego izotopu U235 są wykorzystane rozszczepialne izotopy plutonu. Kasety z tego paliwa są wykorzystywane zamiast kaset zawierających wzbogacony uran we współczesnych reaktorach energetycznych. Wydzielony z wypalonego paliwa uran jest różnie traktowany w zależności, od jakości przerobu, jako odpad średnio aktywny lub opad nisko aktywny. Pozostałe wydzielone substancje z wypalonego paliwa są poddawane procesowi zeszkliwienia i traktowane jako odpad wysoko aktywny.

Paliwo typu MOX jest wykorzystywane również do „spalania” militarnego plutonu, który jest uciążliwą pozostałością po okresie zbrojeń atomowych. Nie jest to jednak efektywna technologia pozbycia się plutonu. Po kampanii paliwowej pozostaje w wypalonym paliwie MOX 66% pierwotnie załadowanego plutonu, z tym, że skład izotopowy tego plutonu nie nadaje się do ponownego przerobu i wykorzystania.

Potencjał światowy przerobu wypalonego paliwa nie jest duży. W znaczącej części, (jeżeli nie w całości) są to militarne zakłady ekstrakcji plutonu militarnego przystosowane do przerobu paliwa z reaktorów energetycznych. Zestawienie zakładów przerobu wypalonego paliwa przedstawiono w tabeli 1.

Nie jest to znaczący potencjał, jeśli porównamy go z ilością wypalonego paliwa rocznie wytwarzanego w reaktorach energetycznych na całym świecie – około 10 000 ton HM

TABELA 1. Obiekty przerobu wypalonego paliwa z lekkowodnych reaktorów energetycznych

Kraj, obiekt	Roczna zdolność przerobu [ton HM]
Francja, La Hague	1 700
Wielka Brytania, Sellafield, THORP	900
Japonia, Rokkasho	800*
Federacja Rosyjska, Ozersk, Majak	400
Razem, około	3 800

* Przewidywane uruchomienie – wrzesień 2012 r. Nie jest pewne, że w obecnej sytuacji w Japonii dojdzie do uruchomienia tego obiektu.

¹¹ Jest to zwyczajowa nazwa tego cyklu paliwowego. W rzeczywistości dopiero cykl paliwowy z wykorzystaniem reaktorów powielających można nazwać zamkniętym cyklem paliwowym.

¹² W okresie 5 lat po wyładowaniu wypalonego paliwa z reaktora następuje zasadnicze zmniejszenie jego aktywności i wielkości mocy wytwarzanego ciepła powyłączeniowego.

Adekwatny do potencjału przerobu wypalonego paliwa jest potencjał produkcyjny paliwa MOX, uwzględniając fakt, że z przerobu 100 ton HM w wypalonym paliwie uranowym, (UOX), wytwarza się 12,3 tony HM w paliwie MOX. Zestawienie tych obiektów przedstawiono w tabeli 2.

TABELA 2. Obiekty produkcji paliwa MOX: obecne i przewidywane zdolności produkcyjne w tonach MOX rocznie (WNA 2001)

Kraj/Obiekt	Produkcja MOX [ton HM/rok]	
	2009 r.	2015 r.
Francja/Melox	195	195
Japonia/Tokai	10	10
Japonia/Rokkasho	0	130
Federacja Rosyjska/Ozersk	5	5
Federacja Rosyjska/Zheleznogorsk	0	60?
Wielka Brytania/Sellafield	40	0
Razem	250	400

Ograniczone zdolności przerobu wypalonego paliwa oraz wytwarzania paliwa MOX powodują narastanie w czasie nieprzerobionego wypalonego paliwa z reaktorów energetycznych.

Polska nie posiada militarnego plutonu. Dlatego w przypadku wyboru tej opcji, wykorzystanie paliwa MOX będzie się opierać na przerobie wyładowanego z reaktorów energetycznych wypalonego paliwa i wykorzystanie wyodrębnionego chemicznie plutonu do wytwarzania paliwa MOX. Przeprowadzone szacunki oparto na wykorzystaniu paliwa MOX we wszystkich reaktorach energetycznych zbudowanych w pierwszym etapie rozwoju w kraju energetyki jądrowej, tj wykorzystania 6000 MWe zainstalowanej mocy, przez 60 lat ze współczynnikiem wykorzystania zainstalowanej mocy 90%.

Niewątpliwie należy się spodziewać niewielkiego zmniejszenia zapotrzebowania na paliwo jądrowe. Zamiast 6802 ton uranu w świeżym paliwie, w wariantcie MOX niezbędne będzie 6185 ton. Natomiast zakład przerobu wypalonego paliwa zwróci operatorowi elektrowni jądrowej następujące ilości odpadów promieniotwórczych¹³:

- ✧ uran z przerobu wypalonego paliwa – 5056 ton. W zależności od jakości przerobu, uran ten kwalifikuje się jako radioaktywny odpad średnio aktywny lub nisko aktywny;
- ✧ produkty rozszczepienia – 369 ton zabezpieczone w postaci zeszkliwionych bloków. Według (AREVA VW) w procesie zeszkliwienia powyższej ilości produktów rozszczepienia zostanie wytworzonych 5780 hoboków (pojemność każdego – 0,15 m³, masie – 0,4 tony) – łącznie 880 m³ wysoko aktywnych odpadów o masie 2350 ton;

¹³ Oszacowania wykonano z wykorzystaniem danych zamieszczonych w publikacji (Machlels 2009).

- ✧ mniejsze aktywnowce (neptun, ameryk, kiur, kaliforn) – 11 ton. Po zeszkliwieniu 170 hoboków, łącznej objętości 25,4 m³ i masie 68 ton (wysoko aktywnych, długozyciowych odpadów promieniotwórczych).

W wyniku przerobu wypalonego paliwa zostanie wytworzone paliwo MOX z 749 t HM. Paliwo to po wypaleniu w reaktorze energetycznym nie nadaje się do przerobu i po odpowiednim schłodzeniu jest składowane w głębokim składowisku wypalonego paliwa i wysoko aktywnych odpadów promieniotwórczych. Problemem w tym przypadku jest moc ciepła powyłączeniowego wypalonego paliwa MOX w przybliżeniu 4 razy większa niż wypalonego paliwa uranowego. Przyczyną takiego stanu jest wyższa zawartość plutonu w wypalonym paliwie MOX niż w wypalonym paliwie uranowym: około 0,6% w paliwie uranowym i 3,2 % w wypalonym paliwie MOX. Technologia przerobu wypalonego paliwa nieco zmniejsza ilość składowanego plutonu. Zamiast 73 ton składujemy 43 tony Pu, natomiast ilość MA zwiększa się z 11 ton do 14 ton.

Analiza kosztów opcji składowania wypalonego paliwa oraz opcji przerobu wypalonego paliwa i wykorzystania paliwa MOX wypada na niekorzyść tej drugiej. Transport wypalonego paliwa do obiektu przerobu, wytworzenie paliwa MOX, transport paliwa MOX do elektrowni jądrowej, a następnie transport i składowanie odpadów kosztują dwukrotnie drożej niż zakup świeżego paliwa uranowego przez bezpośrednie składowanie wypalonego paliwa (Machlerls 2009; NEA 1994).

2.3. Recykling wypalonego paliwa z wykorzystaniem reaktorów na neutronach prędkich

Recykling wypalonego paliwa reaktorów lekkowodnych w reaktorach na neutronach prędkich chłodzonych ciekłym metalem (sodem) polega na wykorzystaniu wysoko energetycznego widma neutronów w tym reaktorze. Widmo to, dzięki zastosowaniu, jako chłodziwa pierwiastka z dużą liczbą atomową jest zbliżone do widma energetycznego neutronów rozszczepieniowych, a więc o energiach neutronów rzędu 2 MeV. W takim widmie energetycznym neutronów, przekrój czynny na rozszczepienie jest znacznie większy od przekroju czynnego na wychwyty radiacyjny i w rezultacie nierozszczepialne w lekkowodnych reaktorach izotopy ulegają rozszczepieniom, wytwarzając energię oraz produkty rozszczepienia. Powstałe w wyniku rozszczepienia produkty posiadają znacznie mniejszą radiotoksyczność, i dodatkowo ich aktywność zanika po kilkuset latach.

Do separacji poszczególnych pierwiastków występujących w wypalonym paliwie jądrowym firma GE Hitachi, opracowała technologię recyklingu z modułowym reaktorem na neutronach prędkich PRISM (GE H a) (GE H b) wykorzystując rozwiązania technologiczne elektrometalurgii (DOE SFT 2000). W zaproponowanej technologii przewiduje się budowę Centrum Recyklingu Wypalonego Paliwa Jądrowego, składającego się z kilku reaktorów PRISM oraz obiektu, w którym będzie przeprowadzana separacja pierwiastków znajdujących się w wypalonym paliwie i wytwarzanie paliwa dla reaktorów PRISM.

W wyniku zastosowania tej technologii otrzymujemy jedynie uran zawierający prawie czysty izotop U238 z niewielką domieszką U235 i U236 oraz produkty rozszcze-

pienia. Jedynym materiałem, który należy składować, jako wysoko aktywny odpad promieniotwórczy są zeszkliwione produkty rozszczepienia. **Radiotoksyczność produktów rozszczepienia zrównuje się z radiotoksycznością wydobytej ze środowiska rudy uranowej – z której wytworzono paliwo jądrowe – już po czterystu latach.** Dodatkowo, reaktory „spalając” izotopy plutonu i mniejszych aktywności wytwarzają energię.

3. Gospodarka odpadami promieniotwórczymi

Jak przedstawiono w rozdziale 1 (Założenia), źródłami odpadów promieniotwórczych w pierwszym etapie wykorzystania energetyki jądrowej w Polsce będą:

1. Odpady promieniotwórcze z eksploatacji i likwidacji jądrowych bloków energetycznych i poza reaktorowych przechowalników wypalonego paliwa. W projektach elektrowni jądrowych III i III+ generacji – a takie elektrownie przewidziano do budowy w Polsce – przewidziano instalacje do przerobu i odpowiedniego zabezpieczenia wytwarzanych w tych obiektach odpadów: stałych, ciekłych, aerozoli i gazowych. W programach likwidacji obiektów energetyki jądrowej należy zapewnić również przerób i unieszkodliwianie odpadów. W tej sytuacji, elektrownie jądrowe wytwarzają gotowe do składowania odpady promieniotwórcze.
2. Odpady promieniotwórcze z eksploatacji, modernizacji i ew. likwidacji obiektów jądrowych i radioizotopowych eksploatowanych w Ośrodku Jądrowym Świerk. Odpady te są przetwarzane i unieszkodliwiane w obiektach Zakładu Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych zlokalizowanych w Ośrodku Jądrowym Świerk.
3. Odpady promieniotwórcze wytwarzane w instytucjach wykorzystujących izotopy promieniotwórcze w ochronie zdrowia, w przemyśle oraz w nauce. Odpady te są również przetwarzane i zabezpieczane w obiektach Zakładu Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych w Ośrodku Jądrowym Świerk.

Z powyższych informacji wynika, że budowane nowe składowisko nisko- i średnio-aktywnych odpadów promieniotwórczych musi być dostosowane do odbioru odpadów promieniotwórczych w takiej postaci, jaką będą posiadać odpady opuszczające elektrownie jądrowe oraz obiekty Zakładu Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych. Pojemność składowiska powinna umożliwić odbiór odpadów z całego okresu eksploatacji i likwidacji pierwszego etapu wykorzystania energetyki jądrowej w Polsce, tj. do 2140 roku oraz z poza energetycznych zastosowań technik jądrowych wytworzonych w rozpatrywanym horyzoncie czasowym.

Ilość odpadów promieniotwórczych wytwarzanych w procesie eksploatacji różnych typów jądrowych bloków energetycznych jest przedstawiona w tabeli 3 na podstawie danych zamieszczonych w dokumentach (UK EPR; AP1000 2010; ABWR 2010; ESBWR 2010) przedstawianych Dozorowi Jądrowemu USA we wnioskach o licencje na instalację tych reaktorów w USA.

TABELA 3. Zestawienie ilości eksploatacyjnych odpadów promieniotwórczych wytwarzanych rocznie w jądrowych blokach energetycznych

Typ reaktora	Moc netto MWe	Odpadów LLW+HLW rocznie m ³	Odpadów na 1 GWe rocznie	Łącznie m ³ , na 60 lat 6 GWe
EPR	1 600	190	127	45 720
AP100	1 000	180	164	59 040
ABWR	1 250	165	132	47 520
ESBWR	1 520	163	112	40 320

Z zestawienia przedstawionego w powyższej tabeli wynika, że należy liczyć się z prawie 60 000 m³ odpadów eksploatacyjnych, w przypadku wyboru AP1000. A więc, do prognozy ilości eksploatacyjnych odpadów promieniotwórczych przyjęto wartość **60 000 m³**.

Objętość i rodzaj odpadów promieniotwórczych wytworzonych w procesie likwidacji elektrowni jądrowych można tylko oszacować w przybliżeniu opierając się na nielicznych doświadczeniach z likwidacji elektrowni jądrowych. W raporcie technicznym (IAEA 2001) przedstawiono informację o masie odpadów promieniotwórczych z dekontaminacji i likwidacji reaktorów PWR o mocy 900–1300 MWe. Informacje te są przedstawione w tabeli 4.

Razem, masa odpadów promieniotwórczych z likwidacji jądrowego bloku energetycznego jest oceniana na 6200 ton. Zakładając dodatkowy margines na nietypowe wymiary niektórych elementów oraz konieczność ich izolacji, oceniam objętość odpadów promieniotwórczych z likwidacji jądrowego bloku energetycznego o mocy 1000 MWe na 10 000 m³. Biorąc pod uwagę możliwość zastosowania w Polsce reaktorów wrzących (BWR), gdzie w procesie likwidacji należy dekontaminować cały układ parowy – łącznie z turbiną – proponuję przyjąć większą objętość odpadów = około 11 500 m³ na 1000 MWe zainstalowanej mocy. Łącznie, objętość odpadów z likwidacji 6 GWe w jądrowych blokach energetycznych powoduje powstanie odpadów, których objętość oceniam na **67 500 m³**.

TABELA 4. Masy poszczególnych składowych odpadów promieniotwórczych z likwidacji jądrowego bloku energetycznego z reaktorem o mocy 900–1300 MWe

Radioaktywny materiał	Ilość [Mg]
Zaktywowana stal austenityczna	650
Zaktywowany beton	300
Zanieczyszczona stal ferrytyczna	3 500
Zanieczyszczony beton	600
Zanieczyszczone materiały izolacyjne	150
Zanieczyszczone odpady technologiczne	1 000

Źródło: IAEA 2001

Do radioaktywnych odpadów wytwarzanych w obiektach energetyki jądrowej należy zaliczyć odpady eksploatacyjne wytwarzane w pozareaktorowych przechowalnikach wypalonego paliwa oraz odpady powstałe w procesie likwidacji tych przechowalników. Jest faktem oczywistym, że ilość tych odpadów zależy od rodzaju przechowalnika: wodnego lub suchego. W przypadku przechowalnika wodnego eksploatacyjnymi odpadami promieniotwórczymi będą filtry i żywice jonowymienne do oczyszczania wody w przechowalniku. W procesie likwidacji takiego przechowalnika powstają odpady z dekontaminacji obiektu oraz z oczyszczenia z radioaktywnych zanieczyszczeń wody przechowalnika. Oceniam łączną pojemność odpadów promieniotwórczych z poza reaktorowych przechowalników eksploatowanych w dwóch elektrowniach jądrowych na 4000–10 000 m³. Oczywiście, ilość odpadów promieniotwórczych wytworzonych przy eksploatacji i likwidacji poza reaktorowych, suchych przechowalników wypalonego paliwa jest mniejsza. Jednakże do bilansu ilości odpadów promieniotwórczych z eksploatacji i likwidacji poza reaktorowych przechowalników proponuje się przyjęcie wartości **10 000 m³**.

Do bilansu odpadów promieniotwórczych należy doliczyć odpady związane z eksploatacją reaktora badawczego MARIA, z wytwarzaniem izotopów promieniotwórczych w Ośrodku Radioizotopów POLATOM oraz z zastosowaniem technik izotopowych. Z analizy dotyczących składowanych odpadów promieniotwórczych w Krajowym Składowisku Odpadów Promieniotwórczych w Różanie wynika, można ocenić roczną ilość na 100 m³, a więc łączną pojemność na **12 000 m³**.

Na działalność modernizacyjną obiektów jądrowych i radioizotopowych w Ośrodku Badawczym Świerk proponuje się zarezerwować **20 000 m³** w składowisku odpadów promieniotwórczych. Zestawienie objętości nisko- i średnioaktywnych odpadów promieniotwórczych jest przedstawione w tabeli 5.

Oprócz odpadów nisko- i średnioaktywnych w elektrowni jądrowej powstają odpady przejściowe¹⁴, które odpowiednio odizolowane od środowiska są składowane na terenie

TABELA 5. Zestawienie objętości nisko- i średnioaktywnych odpadów promieniotwórczych prognozowanych do składowania przy realizacji 1 etapu energetyki jądrowej w Polsce

Źródło odpadów	Ilość [m ³]
Eksploatacyjne EJ	60 000
Likwidacja EJ	68 000
Eksploatacja i likwidacja przechowalników wypalonego paliwa	10 000
Zastosowania technik jądrowych i radioizotopowych	12 000
Rezerwa na prace modernizacyjne obiektów jądrowych i radioizotopowych w Ośrodku Świerk	20 000
Razem	170 000

¹⁴ Według Rozporządzenia Rady Ministrów (RRM 2001), do podkategorii odpadów przejściowych zaliczane są odpady, których aktywność w okresie 3 lat zmniejszy się do poziomu niższego niż poziom kwalifikujący daną substancję do odpadów nisko aktywnych.

elektrowni, tak, aby po 3 latach można było je składować w składowiskach odpadów komunalnych.

Nisko- i średnioaktywne odpady promieniotwórcze są dopuszczone do składowania w powierzchniowych składowiskach (RRM 2001). Koncepcja takiego składowiska wraz z oszacowaniem kosztów jest przedstawiona w publikacji (INL 1994)¹⁵. W celu rozłożenia kosztów inwestycyjnych na dłuższy okres czasu można zrealizować etapową rozbudowę pojemności składowiska w miarę dostaw odpadów promieniotwórczych. Warunkiem jest posiadanie odpowiedniej powierzchni składowiska. Według szacunków przedstawionych w publikacji (INL 1994), powierzchnia składowiska o pojemności 170 000 m³ powinna być nie mniejsza niż 800 000 m². Składowisko powinno być dostosowane do odbioru i składowania odpadów w opakowaniach wykorzystywanych do odpadów promieniotwórczych w elektrowniach jądrowych oraz w Zakładzie Unieszkodliwiania Odpadów Promieniotwórczych. Należy przewidzieć połączenie składowiska z infrastrukturą drogową i kolejową kraju.

Podsumowanie

Z dostępnych w literaturze informacji wynika niecelowość wyboru opcji przerobu wypalonego paliwa uranowego (*Reprocessing*) i wykorzystanie paliwa MOX w wodnych reaktorach energetycznych. Niewielka oszczędność paliwa uranowego, kłopoty ze składowaniem długo życiowych radiotoksycznych odpadów promieniotwórczych i wypalonego paliwa MOX oraz ograniczony światowy potencjał przerobu wypalonego paliwa zdaniem autorów eliminują tę opcję postępowania z wypalonym paliwem wytworzonym w obiektach energetyki jądrowej.

Natomiast obiecującym kierunkiem będzie wykorzystanie opcji recyklingu wypalonego paliwa uranowego w reaktorach na neutronach prędkich. Opierając się na projektach GE-Hitachi (Fuller 2010) (GE H d) oraz na projektach prowadzonych w Federacji Rosyjskiej według informacji (Ivanov V. BN 800), prawdopodobnie w latach czterdziestych będą zbudowane i eksploatowane opisane instalacje. W tej sytuacji możliwym będzie transport wypalonego paliwa do wykorzystania w tych instalacjach (co jest przewidziane w projekcie rosyjskim (Ivanom BN 800) lub budowa takiej instalacji w kraju. W wyborze opcji (wykorzystanie instalacji za granicą lub budowa instalacji w kraju) należy uwzględnić fakt, że w procesie recyklingu jest wytwarzana energia porównywalna z energią uzyskaną w procesie wypalania paliwa uranowego w reaktorach LWR. Czyli do czasu, w którym będzie można podjąć się składowania wypalonego paliwa uranowego w głębokim składowisku (rok 2063) prawdopodobnie pojawi się techniczna możliwość recyklingu wypalonego paliwa uranowego.

¹⁵ W przepisach USA występują tylko dwie kategorie odpadów promieniotwórczych: niskoaktywne i wysokoaktywne.

W zakresie gospodarki odpadami promieniotwórczymi nie występuje możliwość wyboru innej opcji jak budowa składowiska nisko i średnio aktywnych odpadów promieniotwórczych i składowanie w nim odpadów z eksploatacji i likwidacji obiektów energetyki jądrowej oraz z poza energetycznych zastosowań technik jądrowych.

Literatura

- [1] ABWR 2010 – GE Hitachi ABWR Design Control Document, Revision 5, Nov. 2010.
- [2] AP1000 2010 – Westinghouse, AP1000 Design Control Document, Revision 1, 2010.
- [3] ARE 2011 – Aktualizacja prognozy zapotrzebowania na paliwa i energię do roku 2030. Agencja Rynku Energii S.A. Warszawa, wrzesień 2011 r.
- [4] AREVA VW – Vitriified wastes transport from France to Germany.
<http://www.areva.com/EN/operations-4912/the-12th-shipment-of-german-vitrified-nuclear-waste-from-france-to-germany.html>
- [5] DOE SFT 2000 – Electrometallurgical Techniques for DOE Spent Fuel Treatment, Committee Final Report, National Research Council, 2000. <http://www.nap.edu/catalog/9883.html>
- [6] ESBWR 2010 – GE Hitachi Nuclear Energy: ESBWR Design Control Document, Revision 9, December 2010.
- [7] EUR 2001 – European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants, 2001.
- [8] FAIRLIE I., 2000 – Dry Storage of Spent Nuclear Fuel The Safer Alternative to Reprocessing. Report to Greenpeace International In Response to Cogema Dossiers to the La Hague Public Inquiry May 2000.
- [9] FULLER J.D., 2010 – (chairman of the Board GE Hitachi Nuclear Energy), A Policy Vision for America's Nuclear Future. Blue Ribbon Committee Subcommittee on Reactor and Fuel Cycle Technology Meeting. August 30, 2010.
- [10] GE H a – GE Hitachi Nuclear Energy – PRISM Technical Brief.
- [12] GE H b – GE Hitachi Nuclear Energy Electro-Chem Brief
- [13] GE H c – GE Hitachi Nuclear Energy LMR History Brief;
- [14] GE H d – Duberley A. et al. S-PRISM Fuel Cycle Study. Proceedings of ICAPP' 03, Cordoba Spain May 4–7, 2003. Paper 3144.
- [15] GE H e – GE Hitachi Nuclear Energy: Advanced Recycling Center Solving the Used Fuel Dilemma.
- [16] GE H f – The PRISM Solution Transforming Nuclear Power with Sodium Cooling.
- [17] GE H g – GE Hitachi Nuclear Energy, Spent Nuclear Fuel and ARC/PRISM Technology. Policy Position Paper.
- [18] IAEA 1994 – Operation of Spent Fuel Storage Facilities. Safety Series No 117. IAEA Vienna 1994.
- [19] IAEA 2001 – Methods for the Minimization of Radioactive Waste from Decontamination and Decommissioning of Nuclear Facilities. IAEA Technical Reports Series No 401 Vienna 2001.
- [20] IAEA 2008 – Spent Fuel Reprocessing Option. IAEA TECDOC 1597. Vienna 2008.
- [21] INL 1994 – Estimating Costs of Low-Level Radioactive Waste Disposal Alternatives for the Commonwealth of Massachusetts, Idaho National Engineering Laboratory, National Low-Level Waste Management Program EG&G Idaho, Inc. February 1994.
- [22] IVANOV V. BN 800 – IVANOV V.: Reactor BN 800: the Purposes of its Construction and Use. <http://cstsp.aaas.org/files/ivanov.pdf>;

- [23] MACHLELS A., 2009 – Nuclear Fuel Cycle Costs Comparison Between Once-Through and Plutonium Single – Recycling in Pressurized Water Reactors. Report Electric Power Research Institute No 1018575, February 2009.
- [24] MG 2010 – Program Polskiej Energetyki Jądrowej (projekt). Ministerstwo Gospodarki, Warszawa, grudzień 2010.
- [25] MIT 2010 – The Future of the Nuclear Fuel Cycle. An Interdisciplinary Massachusetts Institute of Technology Study, 2010.
- [26] NEA 1994 – The Economics of the Nuclear Fuel Cycle. NEA OECD 1994;
- [27] PATRAKKA E. 2010 – The final disposal of spent nuclear fuel in Finland, ITRE Public Hearing, December 1, Brussels.
- [28] POSIVA, Final Disposal of Spent Nuclear Fuel, Posiva OY, Finland.
- [29] PRICE L., 2009 – Senior Vice President GE Hitachi Nuclear Energy America) *Advancing Technology for Nuclear Fuel Recycling*, Testimony before the US House Science & Technology Committee, June 17, 2009.
- [30] RRM 2002 – Rozporządzenie Rady Ministrów z dnia 3 grudnia 2002 r. w sprawie odpadów i wypalonego paliwa jądrowego, Dz.U. 2002 nr 230 poz. 2030.
- [31] RUOKOLA E., 2010 – Long-term management of spent fuel in Finland- policy and regulatory issues. STUK – Radiation and Nuclear Safety Authority 2010.
- [32] SFP – Spent Fuel Project Office Interim Staff Guidance – 11, Revision 3.
- [33] UK EPR – Pre-construction Safety Report Chapter 1: Introduction and general description.
- [34] UK EPR 2011 – UK EPR Pre-Construction Safety Report, AREVA, EDF 2011, Sub Chapter 11.5 Interim Storage Facilities and Disposability for UK EPR.
- [35] US EPR 2009 – AREVA NP Inc. US EPR Final Safety Analysis Report, Revision 1, 2009.
- [36] WANO 2011 – Wartość podana na Posiedzeniu Rady Zarządzających Moskiewskiego Centrum Światowego Stowarzyszenia Operatorów Elektrowni Jądrowych (WANO), Kijów, czerwiec 2011.
- [37] WNA 2011 – Mixed Oxide (MOX) Fuel, World Nuclear Association, August 2011.
<http://www.world-nuclear.org/info/inf29.html>

Stefan CHWASZCZEWSKI, Bogumiła MYSLEK-LAURIKAINEN

Management of radioactive waste and spent nuclear fuel over the polish nuclear power operation period

Abstract

The implementation of nuclear power in Poland will force a new approach to the current procedures and systems related to the management of radioactive waste and spent nuclear fuel. Due to the fulfilment of disposal volume in the National Radioactive Waste Repository in Rożan it will be necessary to build a new repository for low and intermediate radioactive waste with a capacity of about

170 000 m³. In the operation of nuclear power plants with a capacity of 6 GWe over its lifetime 60 years, the discharged spent fuel will contain up to 6 800 tHM. Three cycle for spent fuel management will be presented: an open fuel cycle with spent fuel storage in deep geological forms, closed fuel cycle with spent fuel reprocessing and using the extracted plutonium in MOX fuel, and a new fuel cycle, in which fast reactor will be used for burning dangerously for people and environment plutonium isotopes and minor actinides isotopes (neptunium, americium, curium and californium) and energy generated from burned spent fuel.

KEY WORDS: radioactive waste, spent nuclear fuel, plutonium, minor actinides