

# CHARAKTERYSTYKA WYBRANYCH TYPÓW ELEKTROWNI JĄDROWYCH GENERACJI III/III+

## *Characteristics of selected types of generation III/III+ nuclear power plants*

Małgorzata Klisińska, Łukasz Koszuk

**Streszczenie:** Energetyka jądrowa rozwija i doskonali technologię reaktorów już od sześciu dekad. Dlatego rozróżnia się kilka generacji reaktorów jądrowych, z których każda wyróżnia się innymi cechami związanymi z projektem, kwestiami bezpieczeństwa, czy wykorzystaniem paliwa jądrowego. Zdecydowana większość reaktorów obecnie eksploatowanych na świecie została zbudowana w latach 70. i 80. XX wieku. Są to reaktory II generacji. Program Polskiej Energetyki Jądrowej zakłada budowę elektrowni jądrowych generacji III/III+. Rynek oferuje kilka konkretnych technologii tej generacji. W niniejszym artykule prezentowane są informacje o czterech z nich – trzech reaktorach wodnych ciśnieniowych – AP1000, APR1400 oraz EPR, a także jednym reaktorze wodnym wrzącym – ABWR. Artykuł zawiera informacje zebrane na potrzeby jednego z tematów realizowanych przez autorów w Narodowym Centrum Badań Jądrowych.

**Abstract:** Nuclear Power Industry has been developing and improving reactor technology for six decades. The history of reactors development is divided into several generations that differ in their design, approach to safety issues, utilization of nuclear fuel and so on. The vast majority of reactors, currently in operation in the world, was built in the 1970s and 1980s. They are considered as the second generation reactors. The Polish Nuclear Power Programme assumes construction of NPP of III/III+ generation. Several technologies are available on the market. In the current paper the information on four of them is contained – three of PWR type – AP1000, APR1400 and EPR, and one of BWR type – ABWR. The information in this article has been compiled for the needs of one of the topics performed at National Centre for Nuclear Research.

**Słowa kluczowe:** Elektrownia jądrowa, generacja III/III+, ABWR, AP1000, APR1400, EPR

**Keywords:** Nuclear power plant, generation III/III+, ABWR, AP1000, APR1400, EPR

### 1. Wstęp

Energetyka jądrowa rozwija i doskonali technologię reaktorów już od sześciu dekad. Dlatego rozróżnia się kilka generacji reaktorów jądrowych, z których każda wyróżnia się innymi cechami. Zdecydowana większość reaktorów obecnie eksploatowanych na świecie została zbudowana w latach 70. i 80. XX wieku. Są one uważane za reaktory II generacji, ich technologia oparta jest na doświadczeniach uzyskanych w reaktorach generacji I zbudowanych w latach 50. i na początku lat 60. Reaktory III generacji rozpoczęto budować na świecie na początku lat 90. ubiegłego wieku. Ich technologia, bezpieczeństwo i ekonomika jest cały czas poprawiana, dlatego definiuje się dodatkową podgrupę reaktorów generacji III+. Oczywiście już teraz projektuje się reaktory wyższych generacji – IV, a nawet V, ale wciąż znajdują się one jeszcze na deskach kreślarskich.

- Reaktory generacji III i III+ posiadają wiele zalet:
- prostsza i bardziej wytrzymała konstrukcja, dzięki czemu reaktory są łatwiejsze w obsłudze i mniej podatne na zakłócenia w działaniu;
  - większe wykorzystanie pasywnych systemów bezpieczeństwa, które nie wymagają aktywnych kontroli i polegają na zjawiskach naturalnych;
  - zmniejszone prawdopodobieństwo wystąpienia awarii ze stopnieniem rdzenia;
  - nowe środki łagodzące w przypadku awarii stopnienia rdzenia, w celu znacznego ograniczenia wpływu takich wypadków na środowisko i społeczeństwo;
  - odporność na uderzenia dużego samolotu;
  - wystandaryzowane projekty, co pozwala skrócić czas

licencjonowania i budowy, a także koszty kapitałowe;

- dłuższa kampania paliwowa;
  - większy stopień wypalenia paliwa, pozwalający na zmniejszenie ilości wytwarzanych odpadów promieniotwórczych;
  - dłuższy okres eksploatacji, nawet do 60 lat.
- Program Polskiej Energetyki Jądrowej zakłada budowę elektrowni jądrowych generacji III/III+. Rynek oferuje kilka konkretnych technologii tej generacji. W niniejszym artykule prezentowane są informacje o czterech z nich – trzech reaktorach wodnych ciśnieniowych – AP1000, APR1400 oraz EPR, a także jednym reaktorze wodnym wrzącym – ABWR. Artykuł zawiera informacje zebrane na potrzeby jednego z tematów realizowanych przez autorów w Narodowym Centrum Badań Jądrowych.

### 2. Elektrownia jądrowa ABWR

Zaawansowany reaktor z wodą wrzącą ABWR (*Advanced Boiling Water Reactor*) został opracowany przez General Electric we współpracy technicznej z Hitachi Ltd. i Toshiba Corp., a prace sponsorowało Tokyo Electric Power Company – TEPCO [1, 2]. W projekcie wykorzystano najlepsze cechy reaktorów BWR, dostępne nowe technologie, technologie konstrukcji modułowych i udoskonalenia pod względem bezpieczeństwa.

Materiałem paliwowym w reaktorze ABWR jest  $UO_2$ . Część prętów paliwowych zawiera domieszkę gadolinu, jako wypalającej się trucizny, w celu wyrównania reaktywności w trakcie kampanii paliwowej. Współczynnik wykorzystania mocy zainstalowanej reaktora wynosi 87%

lub więcej, co jest znaczącym postępem wobec wcześniejszych reaktorów BWR.

Innowacyjnym rozwiązaniem zastosowanym w reaktorze ABWR jest zastąpienie zewnętrznych pomp recyrkulacyjnych i pomp strumieniowych pompami umieszczonymi na dnie zbiornika ciśnieniowego (*Reactor Internal Pumps – RIP*), aby bezpośrednio wymuszać cyrkulację wody w reaktorze. Spowodowało to takie korzyści, jak zmniejszenie wymaganego miejsca w obudowie bezpieczeństwa, zmniejszenie mocy potrzebnej do pompowania chłodziwa, zwiększenie zakresu wydatku chłodziwa przez rdzeń, eliminację dużych przepustów w zbiorniku reaktora poniżej strefy paliwowej, co redukuje ryzyko odsłonięcia rdzenia i zmniejsza wymagania wobec układu awaryjnego chłodzenia rdzenia, a także zmniejsza narażenie radiacyjne personelu.

Układ awaryjnego chłodzenia rdzenia (UACR) reaktora ABWR składa się z trzech niezależnych sekcji z pompami zarówno wysoko- jak i niskociśnieniowymi, z własnym awaryjnym zasilaniem z generatorów Diesla oraz ma niezależny odbiór ciepła. Każda sekcja zawiera wszystkie układy potrzebne do wypełnienia funkcji bezpieczeństwa. W celu dywersyfikacji, jedna z sekcji posiada wysokociśnieniową pompę napędzaną turbiną parową wykorzystującą parę z reaktora. Zastosowanie trzech generatorów Diesla do zasilania układu chłodzenia rdzenia i odbioru ciepła, jak również dodatkowej turbiny parowej redukuje ryzyko wystąpienia blackoutu.

W reaktorze zastosowano precyzyjne napędy prętów regulacyjnych z silnikami krokowymi o skoku 19,05 mm, które pozwalają wyłączyć reaktor wsuwając pręty za pomocą napędu hydraulicznego lub elektrycznego. Obudowa bezpieczeństwa składa się z tzw. górnej suchej studni (*drywell*), obejmującej obieg pierwotny.

Obudowa bezpieczeństwa składa się z pierwotnej (wewnętrznej) obudowy bezpieczeństwa i budynku reaktora, który stanowi wtórną obudowę bezpieczeństwa. Pierwotna obudowa bezpieczeństwa jest żelbetową konstrukcją o grubości 2 m, z wewnętrzną wykładziną stalową, w której utrzymywana jest atmosfera gazu obojętnego (azotu) podczas całej eksploatacji, z wyjątkiem przeładunku paliwa lub konserwacji. Pierwotna obudowa mieści jądrowy układ wytwarzania pary, tzw. suchą studnię (*drywell*), która obejmuje obieg pierwotny, moką studnię (*wetwell*), generator Diesla, układ awaryjnego chłodzenia rdzenia i pozostałe układy pomocnicze. Ciśnienie projektowe pierwotnej obudowy bezpieczeństwa wynosi 310 kPa, a temperatura projektowa 171°C. Zintegrowane budynek reaktora i obudowa bezpieczeństwa są licencjonowane na bezpieczne wyłączenie reaktora przy trzęsieniu ziemi o przyspieszeniu 0,3g.

Wymagania dotyczące poprawy bezpieczeństwa spowodowały, że jednym z celów w projekcie ABWR była redukcja częstotliwości uszkodzenia rdzenia o jeden rząd wielkości względem obecnie eksploatowanych EJ. Dla reaktora ABWR wynosi ona  $1,6 \cdot 10^{-7}$ .

Modułowa konstrukcja reaktora skraca czas budowy do 48 miesięcy. Reaktor ABWR jest obecnie (2018 rok) jedynym pracującym reaktorem generacji III+. Pierwszym oddanym do użytku blokiem z reaktorem ABWR był Kashiwazaki-Kariva-6, który uruchomiono w 1996 r. Następnie zostały oddane do eksploatacji Kashiwazaki-Kariva-7 (1997), Hamaoka-5 (2005), Shika-2 (2006). W Japonii w budowie są dwa następne bloki: Ohma i Shimane-3. Na Tajwanie w budowie są bloki: Lungmen-1 i -2. ABWR posiada licencje na eksploatację w Japonii, USA i na Tajwanie [3].

### 3. Elektrownia jądrowa AP1000

AP1000 – reaktor wodno-ciśnieniowy firmy Westinghouse [2]. Nazwa reaktora oznacza Zaawansowany reaktor Pasywny (*Advanced Passive – AP*). Jest on wynikiem wieloletnich prac prowadzonych w celu sprostania wymogom stawianym zaawansowanym reaktorom lekkowodnym w dokumencie towarzystw energetycznych *Advanced Light Water Reactor Utility Requirements Document*. Reaktor posiada dwie pętle chłodzące, przy mocy cieplnej 3415 MWt. Pętle chłodzące posiadają dwie zimne gałęzie z głównymi pompami cyrkulacyjnymi umieszczonymi bezpośrednio na króćcach wylotowych wytwornic pary, co eliminuje rurociągi między wytwornicami a pompami.

Materiałem paliwowym reaktora jest  $UO_2$ . Rdzeń składa się ze 157 kaset paliwowych 7 typów. Zróżnicowane wzbogacenie poszczególnych kaset, pręty paliwowe z wypalającą się trucizną w postaci cienkiej warstwy  $ZrB_2$  na powierzchni pastylek paliwowych (IFBA – *Integral Fuel Burnable Absorber* – zintegrowany z paliwem wypalający się absorber) i pierścieniowe pręty wykonane z  $Al_2O_3$ , B, C (WABA – *Wet Annular Burnable Absorber* – mokry pierścieniowy wypalający się absorber), umieszczone w wybranych rurach wiodących, pozwalają uzyskać równomierny rozkład mocy w rdzeniu. Optymalny czas między przeładunkami paliwa wynosi 18 miesięcy, przy współczynniku wykorzystania mocy zainstalowanej 93%.

Wszystkie układy awaryjnego chłodzenia reaktora działają w sposób pasywny, nie posiadają pomp i nie wymagają zasilania. W związku z tym nie ma potrzeby instalowania awaryjnych źródeł prądu zmiennego. Jedynie niektóre zawory i urządzenia uruchamiające są zasilane z baterii. W reaktorze zastosowano trzy źródła dostarczające wodę borowaną do zalewania rdzenia na wypadek awarii utraty chłodziwa: 2 zbiorniki układu oczyszczania i uzupełniania chłodziwa, 2 hydroakumulatory utrzymywane pod ciśnieniem 4,9 MPa przez poduszkę azotową oraz zbiornik o objętości 2100 m<sup>3</sup> wewnątrz obudowy bezpieczeństwa (tzw. *In-containment Refueling Water Storage Tank*), który służy również do kondensacji pary upuszczanej ze stabilizatora ciśnienia i odbioru ciepła powyłączeniowego oraz jako źródło wody do zalania szybu reaktora do poziomu pętli chłodzących. W wypadku stopienia rdzenia paliwo zostanie zatrzymane wewnątrz zbiornika.

W porównaniu z blokiem jądrowym o podobnej mocy, AP1000 ma o 35% mniej pomp, o 80% mniej przewodów rurowych związanych z bezpieczeństwem oraz o 50% mniej zaworów bezpieczeństwa klasy ASME. Większość instalacji bezpieczeństwa mieści się w obudowie bezpieczeństwa, wobec tego ilość przepustów przez obudowę bezpieczeństwa jest o ok. 55% mniejsza niż w obecnie pracujących blokach jądrowych. Obudowa bezpieczeństwa reaktora składa się z dwóch powłok: wewnętrznej stalowej o grubości ściany 44,5 mm zapobiegającej wyciekom i zewnętrznej ściany betonowej. Na szczycie obudowy bezpieczeństwa znajduje się zbiornik wody o pojemności 3000 m<sup>3</sup>, której zadaniem jest chłodzenie wewnętrznej powłoki stalowej, a po wyczerpaniu zapasu wody między obiema powłokami wytwarza się naturalna cyrkulacja powietrza, która chłodzi obudowę. Oczekuje się, że w przypadku awarii projektowej bierne układy wystarczą do osiągnięcia i utrzymania stanu bezpiecznego wyłączenia reaktora przez 72 godziny bez konieczności interwencji operatora. Reaktor jest odporny na uderzenie samolotu i trzęsienie ziemi o przyspieszeniu 0,3g. Prawdopodobieństwo stopienia rdzenia według analizy probabilistycznej wynosi  $2,4 \cdot 10^{-7}$ /rok.

Wykorzystanie technologii modułowej skraca czas budowy do 3 lat dla jednostek poza prototypem. Obecnie w budowie są dwa reaktory AP-1000 w Stanach Zjednoczonych – Vogtle-1 i -2, i w Chinach – Sanmen-2, i Haiyang-1 i -2, [3]. Chiński blok Sanmen-1 został przyłączony do sieci 30 czerwca 2018 r.

#### 4. Elektrownia jądrowa APR1400

APR1400 (*Advanced Power Reactor*) jest nowoczesnym ewolucyjnym reaktorem wodno-ciśnieniowym, dwupętlowym z dwiema zimnymi gałęziami w każdej pętli [2]. Producentem technologii tego zaawansowanego reaktora energetycznego są firmy Korea Electric Power Corporation (KEPCO) and Korea Hydro & Nuclear Power Co., Ltd. (KHNP).

Kasety paliwowe używane w reaktorze mają układ 16x16 i zawierają 236 prętów paliwowych z  $UO_2$ , przy czym w części kaset 12 lub 16 prętów ma 8% domieszkę  $Gd_2O_3$ , jako wypalającą się trucizną. Reaktor może korzystać bądź wyłącznie z paliwa  $UO_2$  bądź z  $UO_2$  z 1/3 paliwa MOX.

Blok z reaktorem APR1400 może pracować w trybie nadążania za obciążeniem. Współczynnik wykorzystania mocy zainstalowanej wynosi co najmniej 90%, a długość cyklu paliwowego 18 miesięcy lub dłużej. W reaktorze wdrożono wiele udoskonaleń i zaawansowanych cech projektowych, np. konwencjonalny sprężynowy zawór bezpieczeństwa na stabilizatorze ciśnienia jest tu zastąpiony przez zawór pilotowy sterowany ciśnieniem (*Pilot Operated Safety Relief Valve – POSRV*), układ chłodzenia zbiornika reaktora, zintegrowaną głowicę zbiornika w celu ułatwienia i skrócenia przeglądów i remontu. Ze względu na brak spawów w strefie paliwowej, zbiornik reaktora charakteryzuje się zwiększoną odpornością na uszkodzenia.

Układ bezpieczeństwa składa się układu awaryjnego zalewania rdzenia, dużego basenu wody do przeładunku paliwa wewnątrz obudowy bezpieczeństwa, z którego woda wykorzystywana jest do zalewania rdzenia, a następnie wraca do basenu, układu redukcji nadciśnienia i usuwania pary, układu zraszania obudowy bezpieczeństwa oraz awaryjnego układu wody zasilającej. Główną koncepcją awaryjnego układu zalewania jest jego uproszczenie i redundancja – układ składa się z czterech oddzielnych linii z bezpośrednim wtryskiem do zbiornika reaktora bez połączeń między liniami, z podwójnym układem zasilania elektrycznego. Każda z czterech linii zalewania posiada część aktywną z pompą i część pasywną ze zbiornikiem chłodziwa i regulatorem przepływu. Dodatkowo zostały rozdzielone funkcje układu awaryjnego zalewania i odbioru ciepła powyłączeniowego. Reaktor jest odporny na trzęsienie ziemi o przyspieszeniu 0,3 g. Obudowa bezpieczeństwa o grubości 1,37 m wykonana jest ze sprężonego betonu pokrytego wewnątrz stalową powłoką zabezpieczającą przed wyciekami. Szacowane prawdopodobieństwo uszkodzenia rdzenia wynosi poniżej  $10^{-5}$ /rok, a prawdopodobieństwo uszkodzenia obudowy bezpieczeństwa mniej niż  $10^{-6}$ /rok. Po wystąpieniu awarii czas na działanie operatorów wynosi co najmniej pół godziny.

Pierwszym blokiem z reaktorem APR1400, włączonym do sieci 20 grudnia 2016 r., był Shin-Kori-3. W 2009 r. rozpoczęto budowę Shin-Kori-4, w budowie są bloki Shin-Hanul-1 i -2, w 2017 r. rozpoczęto budowę Shin-Kori-5, a w planach jest Shin-Kori-6. Pierwszy eksportowy reaktor APR1400 powstaje w Zjednoczonych Emiratach Arabskich – EJ Barakah [3].

#### 5. Elektrownia jądrowa EPR

EPR – Europejski Reaktor Wodno-Ciśnieniowy jest reaktorem generacji III+ [2]. Skrót EPR jest również tłumaczony jako Ewolucyjny Reaktor Wodno-Ciśnieniowy, ponieważ przy jego projektowaniu oparto się o najlepsze doświadczenia dwóch reaktorów: niemieckiego – KONVOI i francuskiego – N4, uzupełnione o innowacyjne rozwiązania w dziedzinie bezpieczeństwa, jak najlepszego wykorzystania paliwa i osiągow pracy bloku EJ.

EPR należy do największych reaktorów typu PWR – jego moc elektryczna wynosi ok. 1650 MWe. Możliwe jest stosowanie w nim paliwa  $UO_2$ , jak i paliwa MOX bez lub z gadolinem o zawartości 2 do 8% (wagowo), jako wypalającą się trucizną. Materiałem koszulek, siatek dystansujących kaset paliwowych i rur wiodących jest stop M5 (cyrkon z 1% niobu) firmy AREVA. Odznacza się on wysoką odpornością na korozję, niskim wychwytem wodoru, odpornością na pęcznienie i stabilnością wymiarów. Pozwala na maksymalne wypalenie paliwa sięgające 80 GWd/t.

Elementem wyróżniającym reaktor EPR jest zastosowanie wokół rdzenia tzw. ciężkiego reflektora, który ogranicza strumień neutronów padających na ścianę zbiornika oraz poprawia ekonomię neutronów, przez co możliwe jest zmniejszenie wzbogacenia paliwa lub/i wydłużenie cyklu paliwowego. Szacuje się, że koszt paliwa będzie o 17% niższy w stosunku do obecnie pracujących reaktorów PWR. Przewiduje się, że współczynnik wykorzystania mocy zainstalowanej wyniesie 92%. Wysokie ciśnienie po stronie wtórnej, 7,72 MPa, pozwala na uzyskanie najwyższej dla reaktorów wodnych sprawności termodynamicznej 36-37%. Ilość długożyciowych aktywności na jednostkę mocy w wypalonym paliwie będzie o 15% mniejsza niż w obecnych reaktorach tego typu.

EPR wyposażony jest podwójną betonową obudową bezpieczeństwa, która obejmuje zarówno sam reaktor, przechowalnik wypalonego paliwa, jak i dwa z czterech budynków układów bezpieczeństwa, zdolną wytrzymać uderzenie lecącego z dużą prędkością samolotu pasażerskiego lub wojskowego. Wewnętrzna obudowa bezpieczeństwa posiada stalową powłokę, zapobiegającą wyciekom. Żelbetowa płyta, na której umieszczona jest część jądrowa bloku ma 4,5 m grubości i jest odporna na wstrząsy sejsmiczne. Układ bezpieczeństwa składa się z czterech, rozseparowanych przestrzennie, sekcji obejmujących układy awaryjnego zalewania i awaryjne układy wody zasilającej wraz z ich układami pomocniczymi. Wewnątrz obudowy bezpieczeństwa znajduje się duży basen wody borowanej, wykorzystywany do przeładunków paliwa, a w sytuacjach awaryjnych, jako źródło wody dla układu awaryjnego chłodzenia rdzenia, dla układu chłodzenia obudowy bezpieczeństwa, a w przypadku poważnej awarii do chłodzenia układu reencji stopionego rdzenia (tzw. łapacz rdzenia), składające się z tunelu i komory rozpryżowej.

29 czerwca 2018 r. w Chinach przyłączono do sieci pierwszy na świecie blok z reaktorem EPR – Taishan-1. Obecnie w fazie budowy są reaktory EPR w Finlandii – Olkiluoto-3, we Francji – Flamanville, w Chinach – Taishan-2 [3].

#### 6. Porównanie cech charakterystycznych elektrowni ABWR, AP-1000, APR1400 i EPR

W Tabeli 1 zebrano najważniejsze parametry analizowanych reaktorów na podstawie danych dostępnych w bazach danych, publikacjach i artykułach: [1, 2, 4, 5, 6].

**Tabela 1.** Porównanie cech charakterystycznych elektrowni ABWR, AP1000, APR1400 i EPR  
**Table 1.** Comparison of the characteristic features of the ABWR, AP1000, APR1400 and EPR power plants

Układ/Parametr	ABWR	AP1000	APR1400	EPR
<b>Informacje ogólne</b>				
Typ reaktora	BWR	PWR	PWR	PWR
Moc elektryczna netto, MWe	1350	1110	1450	1650
Moc cieplna rdzenia, MWt	3926	3415	4000	4500
Sprawność, %	34,4	32,6	35,1	36
Czas eksploatacji, lata	60	60	60	60
<b>Pierwotny obieg chłodzący</b>				
Liczba pętli	2	2	2	4
Liczba pomp obiegowych	2+10 RIP <sup>a)</sup>	4	4	4
Ciśnienie robocze, MPa	7,07	15,513	15,513	15,5
Ciśnienie maksymalne, MPa	8,62	17,2	17,2	17,6
Temperatura na wlocie do rdzenia, °C	278	279,4	290,6	295,7
Temperatura na wylocie ze zbiornika, °C	288	324,7	323,9	329,9
Przyrost temperatury w rdzeniu, °C	10	45,3	33,3	34,2
Temperatura wody zasilającej (100% mocy), °C	215,6	226,7	232,2	230
Wydatek chłodziwa w obiegu, kg/s	14502	14300	20991	22225
Ciśnienie pary na wylocie z WP <sup>b)</sup> , MPa	7,07	5,76	6,9	7,72
Wydatek pary (ze wszystkich WP w PWR, z rdzenia ABWR), kg/s	2122	1889	1130,83	2604
<b>Kaseta paliwowa</b>				
Siatka kasety	10x10	17x17	16x16	17x17
Liczba prętów paliwowych	70 – pełnej długości 14 – krótkich	264	236	265
Liczba rur prowadzących	–	25	20	24
Liczba kaset w rdzeniu	872 /9	157	241	241
Liczba prętów sterujących w rdzeniu	205	53 „czarne” <sup>d)</sup> 16 „szare” <sup>e)</sup>	93	89 tylko „czarne”
Długość części paliwowej kasety w stanie zimnym, cm	371	426,7	381	420
Całkowita długość kasety w stanie zimnym, cm	447			480
Średnia gęstość mocy w rdzeniu, MW/m <sup>3</sup>	50,6	109,7	100,9	94,6
Średnia gęstość mocy w paliwie, MW/MTHM <sup>c)</sup>	25,0	40,2	38,44	36,2
<b>Pręty paliwowe</b>				
Liczba prętów w rdzeniu	73248	41448	56876	63865
Średnia gęstość mocy na jednostkę długości, W/cm	136,0	187,0	183,8	163,4
Materiał koszulki	Zircaloy-2	ZIRLO	Zircaloy-4	M5
<b>Pastyliki paliwowe</b>				
Materiał paliwowy	UO <sub>2</sub> lub UO <sub>2</sub> +Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub> lub MOX <sup>g)</sup>
Gęstość materiału paliwowego, g/cm <sup>3</sup>		10,4668	10,44	
Maksymalne wzbogacenie, %	4,2	≤5	3,64	≤5
Długość kampanii paliwowej, m-ce	24	18	>18	18, 24
Średnie wypalenie wyładowywanego paliwa, MWd/kgIHM <sup>d)</sup>	50	60	55	≥55 (cykl 18 m-ce) ≤65(cykl 24-m-ce)
<b>Zbiornik reaktora</b>				
Średnica wewnętrzna na poziomie rdzenia, cm	710	403,86	465,5	487
Grubość ścian zbiornika, cm	19,0	20,3	28,4	25,0
Średnica równoważna rdzenia, cm	516,3	304	363	376,7

a) RIP – reactor internal pump – pompy wewnętrzne, w rdzeniu,

b) WP – wytwornica pary,

c) MTHM – metric ton of heavy metal – tona metryczna ciężkiego metalu (uranu lub/i plutonu),

d) kgIHM – kg of initial heavy metal – początkowa zawartość w kg ciężkiego metalu (uranu lub/i plutonu) w paliwie,

e) „czarne” – pręty sterujące o silnym pochłanianiu neutronów (materiał Ag-In-Cd),

f) „szare” – pręty sterujące o zredukowanym pochłanianiu neutronów (materiał Ag-In-Cd/304SS, SS stainless steel – stal nierdzewna),

g) MOX – mixed oxide fuel – paliwo jądrowe wykonane z mieszanki tlenków uranu i plutonu, odzyskanego z przerobu wypalonego paliwa.

Małgorzata Klisińska,  
 Łukasz Koszuk  
 Narodowe Centrum Badań Jądrowych,  
 Otwock-Świerk

#### Literatura:

- [1] General Electric, *The ABWR plant general description*, December 2006.
- [2] International Atomic Energy Agency, *The database on advanced nuclear power reactors*, <https://aris.iaea.org/>.
- [3] International Atomic Energy Agency, *The database on nuclear power reactors*, <https://www.iaea.org/pris/>.
- [4] *Fuel design data*, Nuclear Engineering International, pages 30–39, 2010.
- [5] F. et al. Franceschini, *Westinghouse VERA test stand, zero power physics test simulations for the AP1000?* Technical Report CASL-U-2014-0012-000, 2014.
- [6] G. Sengler, F. Forast, G. Schlosser, R. Lisdat, and S. Stelletta, *EPR core design*, Nuclear Engineering and Design, 187(1):79 – 119, 1999.
- [7] World Nuclear News, 2 July 2018.
- [8] World Nuclear News, 29 June 2018.