



**HITACHI**

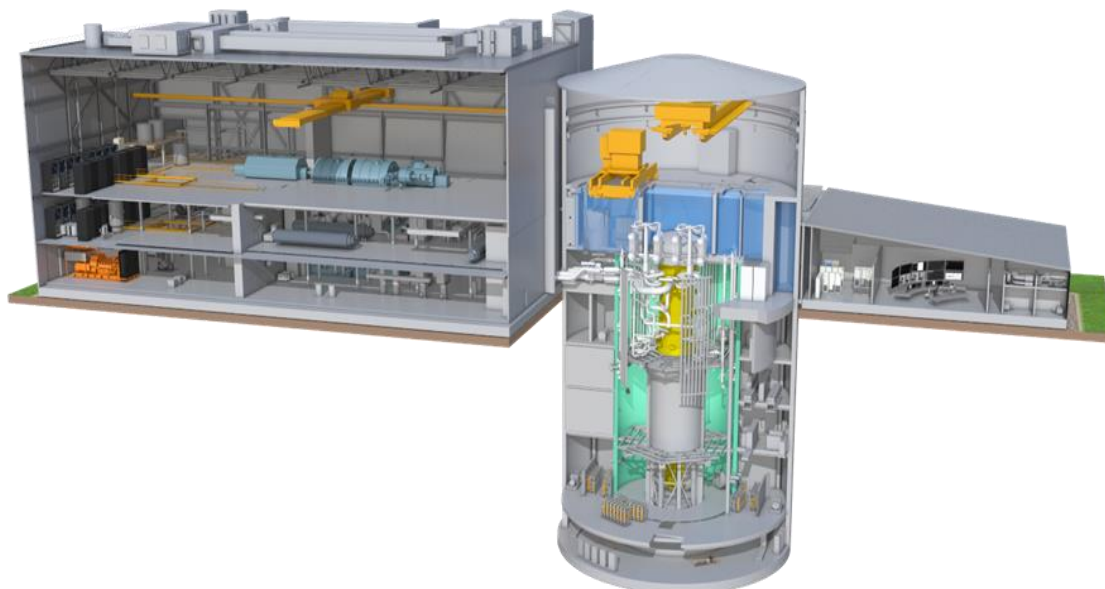
GE Hitachi Nuclear Energy

005N9751

Rewizja F

Grudzień 2023 r.

## Ogólny opis instalacji z reaktorem BWRX-300



Prawa autorskie 2023 GE-Hitachi Nuclear Energy Americas, LLC, wszelkie prawa zastrzeżone.

Udostępnione w celach informacyjnych

## **ZRZECZENIE SIĘ ODPOWIEDZIALNOŚCI**

Niniejszy dokument został przygotowany przez GE-Hitachi Nuclear Energy Americas LLC (GEH) w celu dostarczenia ogólnych informacji o elektrowni atomowej BWRX-300. Żadne inne bezpośrednie lub pośrednie wykorzystanie tego dokumentu lub zawartych w nim informacji nie jest dozwolone. Ani GEH, ani żaden z autorów niniejszego dokumentu:

- nie udziela jakiegokolwiek gwarancji (wyrażonej lub dorozumianej) w związku z kompletnością, dokładnością czy użytecznością informacji zawartych w niniejszym dokumencie oraz że takie wykorzystanie jakichkolwiek informacji nie naruszy prywatnych praw; lub
- Nie przyjmuje odpowiedzialności za roszczenia lub szkody jakiegokolwiek rodzaju, które mogą wynikać z jakiegokolwiek wykorzystania takich informacji.

## **TRANSLATION ORDER OF PRECEDENCE PORZĄDEK PIERWSZEŃSTWA TŁUMACZEŃ**

This document has been translated from an original English version. In the event a non-English language version of a document contains information that conflicts or is inconsistent with the originating English language version, the English language version is the controlling document and takes precedent over the non-English language version.

Ten dokument został przetłumaczony z oryginalnej wersji angielskiej. W przypadku, gdy wersja dokumentu w języku innym niż angielska zawiera informacje, które są sprzeczne lub niezgodne z oryginalną wersją angielską, wersja w języku angielskim jest dokumentem nadrzędnym i ma pierwszeństwo przed wersją w języku innym niż angielski.

## SPIS TREŚCI

<b>1.0</b>	<b>WPROWADZENIE .....</b>	<b>7</b>
1.1	Ograniczenia stosowania.....	8
1.2	Sześćdziesiąt lat rozwoju.....	8
1.3	Doświadczenie BWR .....	13
1.4	Koncepcja bezpieczeństwa i obrona w głąb.....	16
1.5	Klasyfikacja konstrukcji, systemów i urządzeń .....	21
1.6	Stan technologii BWRX-300 .....	22
<b>2.0</b>	<b>OGÓLNE INFORMACJE O ELEKTROWNI .....</b>	<b>25</b>
2.1	Unikalne cechy konstrukcyjne.....	30
2.2	Najważniejsze cechy konstrukcyjne.....	30
<b>3.0</b>	<b>JĄDROWY UKŁAD WYTWARZANIA PARY I JEGO ELEMENTY .....</b>	<b>33</b>
3.1	Jądrowy układ wodno-parowy.....	33
3.2	Układ napędowy prętów sterujących.....	44
3.3	Układ skraplaczy izolacyjnych reaktora .....	47
3.4	Obudowa bezpieczeństwa.....	49
3.5	System chłodzenia obudowy bezpieczeństwa .....	51
3.6	Pasywny system chłodzenia obudowy bezpieczeństwa.....	51
3.7	Układ wtrysku roztworu kwasu borowego .....	53
3.8	Układ oczyszczania chłodziwa reaktora.....	54
3.9	Układ chłodzenia powyłączeniowego.....	54
3.10	Układ chłodzenia i oczyszczania basenów skraplaczy chłodzenia odizolowanego reaktora. ....	55
3.11	Układ chłodzenia i oczyszczania basenu paliwa .....	55
<b>4.0</b>	<b>PALIWO I CYKL PALIWOWY .....</b>	<b>57</b>
4.1	Konfiguracja rdzenia .....	58
4.2	Opis kasety paliwowej .....	58
4.3	Przeładunek paliwa .....	59
<b>5.0</b>	<b>POZOSTAŁE ELEMENTY BLOKU .....</b>	<b>61</b>
5.1	Układ parowy i układ konwersji energii .....	61
5.2	Pomocnicze układy pozablokowe .....	66
<b>6.0</b>	<b>SYSTEMY APARATURY KONTROLNO-POMIAROWEJ I AUTOMATYKI .....</b>	<b>68</b>
6.1	Architektura aparatury kontrolno-pomiarowej i automatyki.....	68
6.2	Sterownia główna .....	75

6.3	Sterownia rezerwowa .....	78
<b>7.0</b>	<b>INSTALACJE ELEKTRYCZNE .....</b>	<b>80</b>
<b>8.0</b>	<b>SYSTEMY POSTĘPOWANIA Z ODPADAMI PROMIENIOTWÓRCZYMI .....</b>	<b>83</b>
8.1	Substancje uwalniane do otoczenia w czasie normalnej eksploatacji .....	83
8.2	System postępowania z odpadami ciekłymi.....	83
8.3	System postępowania z odpadami stałymi .....	84
8.4	Układ gazów odlotowych .....	85
<b>9.0</b>	<b>PLAN I UKŁAD INSTALACJI.....</b>	<b>86</b>
<b>10.0</b>	<b>UWARUNKOWANIA DOTYCZĄCE TERENU I INTEGRACJA Z SYSTEMEM ELEKTROENERGETYCZNYM .....</b>	<b>92</b>
10.1	Zagadnienia związane z doбором lokalizacji istotne dla eksploatacji.....	92
10.2	Integracja z systemem elektroenergetycznym .....	92
10.3	Badania, rozwój i próby .....	95
<b>11.0</b>	<b>DOJRZAŁOŚĆ / GOTOWOŚĆ TECHNOLOGII .....</b>	<b>96</b>
11.1	Potrzeby rozwoju technicznego .....	97
<b>12.0</b>	<b>EKSPLOATACJA I REMONTY INSTALACJI .....</b>	<b>98</b>
<b>13.0</b>	<b>ŚRODKI BEZPIECZEŃSTWA FIZYCZNEGO I OCHRONY .....</b>	<b>99</b>
13.1	Środki bezpieczeństwa fizycznego .....	99
13.2	Ochrona fizyczna.....	100
13.3	Środki zapewnienia cyberbezpieczeństwa.....	100
13.4	Odporność na zakłócenia impulsami elektromagnetycznymi i zaburzenia geomagnetyczne .....	101
13.5	Kompatybilność elektromagnetyczna.....	101
<b>14.0</b>	<b>INNE CECHY INSTALACJI.....</b>	<b>102</b>
14.1	Praca z mocą zmienną według zapotrzebowania .....	102
14.2	Zmniejszone ilości odpadów .....	102
14.3	Możliwość zastosowania w elektroenergetyce i poza nią.....	102
14.4	Zabezpieczenia na wypadek awarii zasilania zewnętrznego.....	102
<b>15.0</b>	<b>ZAKOŃCZENIE EKSPLOATACJI REAKTORA.....</b>	<b>104</b>
15.1	Projektowy czas eksploatacji instalacji BWRX-300 .....	104
15.2	Likwidacja instalacji BWRX-300.....	104
<b>16.0</b>	<b>WYTWARZANIE ELEMENTÓW I BUDOWA .....</b>	<b>105</b>
16.1	Ogólne plany budowy .....	107
16.2	Ulepszone podejście do budowy .....	110
16.3	Podejście do wytwarzania elementów .....	112

16.4 Plany zamówień .....	112
<b>17.0 SKRÓTY, DEFINICJE I SYMBOLE.....</b>	<b>115</b>
17.0 Skróty.....	115
17.1 Definicje .....	118
17.2 Symbole .....	118
<b>18.0 DOKUMENTY ODNIESIENIA.....</b>	<b>120</b>
<b>19.0 DODATEK A - WYBRANE PARAMETRY BWRX-300.....</b>	<b>122</b>

## WYKAZ TABEL

Tabela 1-1: Ewolucja reaktora wodnego wrzącego firmy GE.....	9
Tabela 1-2: BWR-y GE na świecie.....	13
Tabela 1-3: BWR-y firm innych niż GE.....	15
Tabela 2-1: Porównanie cech konstrukcyjnych.....	31
Tabela 19-1: Wstępna wersja tabeli wybranych ogólnych parametrów konstrukcji BWRX-300.....	122
Tabela 19-2: Wstępna wersja tabeli wybranych szczegółowych parametrów konstrukcji BWRX-300.....	123

## WYKAZ RYSUNKÓW

Rysunek 1-1: Ewolucja konstrukcji reaktora wodnego wrzącego.....	11
Rysunek 1-2: Konstrukcje obudów bezpieczeństwa GEH .....	12
Rysunek 1-3: Koncepcja obrony w głąb reaktora BWRX-300.....	17
Rysunek 2-1: Konstrukcja budynku reaktora BWRX-300 i jego obudowy bezpieczeństwa .....	26
Rysunek 2-2 Główne układy bloku z reaktorem BWRX-300 .....	27
Rysunek 3-1: Zbiornik ciśnieniowy reaktora BWRX-300 z elementami wewnętrznymi .....	35
Rysunek 3-2: Widok wycinka reaktora .....	38
Rysunek 3-3: Konstrukcja zaworów odcinających zbiornik ciśnieniowy reaktora BWRX-300 (trzy rzuty tego samego zaworu).....	40
Rysunek 3-4: Mapa rdzenia reaktora i rozmieszczenie urządzeń pomiarowych .....	42
Rysunek 3-5: Precyzyjny napęd pręta sterującego.....	45
Rysunek 3-6: Układ skraplaczy izolacyjnych reaktora .....	48
Rysunek 3-7: Sucha obudowa bezpieczeństwa reaktora BWRX-300.....	50
Rysunek 3-8: Pasywny system chłodzenia obudowy bezpieczeństwa .....	53

Rysunek 4-1. Kasety paliwowe GNF2 Lattice .....	57
Rysunek 4-2: Kasety paliwowe GNF2.....	58
Rysunek 5-1. Rurociąg pary świeżej .....	62
Rysunek 5-2. Widok 3D górnej części pary świeżej budynku turbiny BWRX-300.....	63
Rysunek 5-3. Turbina parowa GE .....	64
Rysunek 5-4: Generator GE TOPAIR.....	65
Rysunek 6-1: Architektura aparatury kontrolno-pomiarowej i automatyki.....	71
Rysunek 6-2: Rozmieszczenie sterowni głównej i obszarów otaczających (widok z góry).....	77
Rysunek 6-3: Koncepcja systemu wyświetlania z widokiem grupowym (widok z przodu).....	78
Rysunek 7-1: Architektura układów i instalacji elektrycznych .....	80
Rysunek 9-1: Budynek reaktora .....	88
Rysunek 9-2. Plan instalacji BWRX-300 .....	89
Rysunek 9-3. Układ instalacji BWRX-300.....	91
Rysunek 10-1: Wyprowadzenie mocy z instalacji z reaktorem BWRX-300.....	93
Rysunek 16-1: Wykorzystanie istniejących technologii w reaktorze BWRX-300.....	107
Rysunek 16-2: Wstępny plan wykorzystania dźwigów.....	109

## 1.0 WPROWADZENIE

Opracowany przez GE-Hitachi (GEH) reaktor BWRX-300 jest zaprojektowanym w celu osiągnięcia optymalnego kosztu małym reaktorem modułowym (*ang.* Small Modular Reactor, SMR), klasy 300 MWe, chłodzonym wodą z cyrkulacją naturalną, wykorzystującym proste systemy bezpieczeństwa, których funkcjonowanie oparte jest o zjawiska naturalne. Konstrukcja ta stanowi dziesiąte pokolenie reaktorów wodnych wrzących (*ang.* Boiling Water Reactor, BWR) i reprezentuje najprostszą konstrukcję takiego reaktora od czasu, gdy firma General Electric (GE), poprzedniczka GEH w branży jądrowej, rozpoczęła rozwój reaktorów jądrowych w 1955 roku. BWRX-300 stanowi ewolucyjne rozwinięcie konstrukcji reaktora ESBWR (*ang.* Economic Simplified Boiling Water Reactor) klasy 1520 MWe, który otrzymał homologację Amerykańskiej Komisji Dozoru Jądrowego (United States Nuclear Regulatory Commission, U.S.NRC) (26A6642AD, *ESBWR Design Control Document, Tier 2 – Chapter 1: Introduction and General Description of Plant, Sections 1.1-1.11* [Dokument kontrolny projektu ESBWR, Poziom 2 – Rozdział 1: Wprowadzenie i opis ogólny elektrowni, sekcje 1.1-1.11](1)). Jest on zaprojektowany do zapewnienia czystego wytwarzania energii elektrycznej z dużą elastycznością przy kosztach konkurencyjnych względem elektrowni opalanych gazem ziemnym. Przewidywane zastosowania obejmują wytwarzanie energii elektrycznej przy obciążeniu podstawowym, wytwarzanie energii elektrycznej z mocą zmienną w zależności od obciążenia, zasadniczo w zakresie od 50 do 100% mocy, produkcję wodoru, ciepłownictwo zawodowe oraz produkcję innego ciepła technologicznego.

Konstrukcja BWRX-300 zapewnia optymalizację kosztów budowy, eksploatacji, remontów, obsługi i likwidacji. Koszty są minimalizowane przy jednoczesnym utrzymaniu światowej klasy bezpieczeństwa poprzez wdrożenie procedur oceny bezpieczeństwa opartej o pięć poziomów bezpieczeństwa (*ang.* Defence Lines, DL) zgodnie z metodologią obrony w głąb (*ang.* Defence in depth, D-in-D) z raportu Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (MAEA) (MAEA SSR-2/1, *Safety of Nuclear Power Plants: Design* [Bezpieczeństwo Elektrowni Jądrowych – Konstrukcja] (10)). Dążenie GEH do redukcji wszystkich rodzajów kosztów wynikało z rozmów z wieloma klientami GEH, którzy wskazywali, że nowe moce jądrowe będą budowane w znaczącej ilości wyłącznie wtedy, jeśli będą one konkurencyjne kosztowo względem wszystkich form wytwarzania energii w nowych instalacjach.

Skupienie się na kosztach zostało również *potwierdzone jako jedyna droga do znaczącej nowej generacji jądrowej* w raporcie *Electric Power Research Institute z 2018 roku (EPRI 3002011803, Exploring the Role of Advanced Nuclear in Future Energy Markets: Economic Drivers, Barriers, and Impacts in the United States* [Badanie roli zaawansowanych instalacji jądrowych na przyszłych rynkach energetycznych: Ekonomiczne czynniki napędowe, bariery i wpływ w Stanach Zjednoczonych] (3)) oraz w badaniach prowadzonych przez Massachusetts Institute of Technology (MIT) (*The Future of Nuclear Energy in a Carbon-Constrained World* [Przyszłość energetyki jądrowej w świecie z ograniczeniami stosowania węgla] (155)).

Badanie Międzynarodowej Agencji Energetycznej (*Nuclear Power in a Clean Energy System* [Energetyka jądrowa w systemie czystej energii] (12)) oraz ekspertyza zamówiona przez firmę Energy Northwest (*Pacific Northwest Zero-Emitting Resources Study* [Studium zasobów zeroemisyjnych w rejonie północno-zachodniego Pacyfiku] (2)) stwierdzają, że budowa znaczącej liczby instalacji z małymi reaktorami modułowymi ma krytyczne znaczenie dla transformacji ku gospodarce niskoemisyjnej. Budowa konkurencyjnych kosztowo nowych mocy jądrowych znacząco obniża koszty ogólne niskoemisyjnej przyszłości.

Zamierzeniem projektu BWRX-300 firmy GEH jest spełnienie tych celów w zakresie kosztu inwestycyjnego, przy jednoczesnym znaczącym obniżeniu uśrednionego kosztu energii

elektrycznej (ang. Levelized Cost of Energy, LCOE) oraz uśrednionego kosztu ciepła, przy jednoczesnym utrzymaniu światowej klasy poziomu bezpieczeństwa. GEH oczekuje, że poprzez zrealizowanie tych celów doprowadzi do budowy floty reaktorów BWRX-300, które będą zapewniać dysponowalne, bezemisyjne i ekonomiczne wytwarzanie energii elektrycznej w nadchodzących dekadach.

## 1.1 Ograniczenia stosowania

Niniejszy dokument ma charakter wstępny i będzie aktualizowany w miarę postępu projektu.

## 1.2 Sześćdziesiąt lat rozwoju

BWR wywodzi się z technologii opracowanej w latach 50. XX wieku przez Laboratorium Narodowe Argonne oraz GE. Pierwszym obiektem z reaktorem BWR, zbudowanym przez GE była instalacja Vallecitos o mocy 5 MWe (1957 r.) zlokalizowana w pobliżu San Jose w Kalifornii. Instalacja Vallecitos potwierdziła, że koncepcja reaktorów BWR nadaje się do bezpiecznego wytwarzania energii elektrycznej dla systemu elektroenergetycznego. Sukces obiektu testowego w Vallecitos doprowadził do budowy instalacji Dresden 1 w pobliżu Morris w Illinois. Budowa tej elektrowni o mocy 180 MWe rozpoczęła się w 1956 r., a komercyjną produkcję energii osiągnięto w 1960 r. Konstrukcja reaktora BWR przeszła następnie szereg ewolucyjnych zmian. Wczesne zmiany skupiały się na zwiększeniu gęstości mocy i ogólnej mocy wyjściowej. Późniejsze zmiany skupiły się na uproszczeniu konstrukcji.

Chociaż BWR miał swoją genezę w Stanach Zjednoczonych, dał także początek w innych krajach w ramach inicjatywy administracji Eisenhowera „Atomy dla pokoju”. Przykładowo japoński reaktor demonstracyjny mocy (JPDR) BWR wprowadził energię jądrową do Japonii, a elektrownia jądrowa KAHL, która wykorzystywała BWR w cyklu pośrednim wykorzystującym generatory pary do wytwarzania pary turbinowej, była pierwszą komercyjną elektrownią jądrową zbudowaną w Niemczech.

Zaletą cyklu pośredniego było uniknięcie przenoszenia substancji radioaktywnych z pary do turbiny, ale operacje w instalacjach z jednym (bezpośrednim) i podwójnym cyklem wykazały, że sam proces wrzenia zapewnia naturalny proces separacji, który ma tendencję do pozostawiania aktywowanych zanieczyszczeń radioaktywnych w zbiorniku reaktora, a proces ten został dodatkowo usprawniony poprzez umieszczenie separatorów pary wewnątrz zbiornika reaktora oraz zastosowanie układu oczyszczania wody w reaktorze.

I tak, w latach pięćdziesiątych i sześćdziesiątych XX wieku, raczkujący BWR rozwijał się poprzez badanie różnych opcji i konfiguracji projektowych oraz wykorzystując zdobyte doświadczenie operacyjne. W rezultacie nie istniała standaryzacja w takim stopniu, w jakim miałyby ona miejsce w przypadku przyszłych linii produktów reaktorów II Generacji. Chociaż różne konfiguracje BWR I Generacji działały z powodzeniem przez wiele lat, doświadczenie operacyjne wraz z ulepszeniami możliwości produkcyjnych ostatecznie doprowadziło do wymuszonego obiegu, separacji pary w zbiorniku wewnętrznym i BWR z cyklem bezpośrednim jako konfiguracji standardowej.

Wciąż ewoluującą konstrukcję instalacji z reaktorem BWR uproszczono w dwóch kluczowych obszarach – systemów reaktora oraz w konstrukcji obudowy bezpieczeństwa. Tabela 1-1 *Ewolucja reaktora wodnego wrzącego firmy GE* jest kroniką rozwoju reaktora BWR.



Tabela 1-1: Ewolucja reaktora wodnego wrzącego firmy GE

Linia produktowa	Przekazanie do planowej eksploatacji	Reprezentatywny blok / Cechy charakterystyczne
BWR/1	1960	Dresden1 – Pierwszy komercyjny BWR
BWR/2	1969	Oyster Creek – Projekt „pod klucz” zakupiony wyłącznie pod względem ekonomicznym Duży obieg bezpośredni Zewnętrzne pompy recyrkulacyjne
BWR/3	1971	Dresden 2 – Pierwsze zastosowanie pomp strumieniowych Ulepszony układ awaryjnego chłodzenia rdzenia ( <i>ang.</i> Emergency Core Cooling System, ECCS) Możliwość spryskiwania i zalewania rdzenia
BWR/4	1972	Vermont Yankee – Zwiększona gęstość mocy (20%)
BWR/5	1978	Tokai 2 – Ulepszony system awaryjnego chłodzenia rdzenia (ECCS) Zawór regulacyjny natężenia przepływu układu recyrkulacji
BWR/6	1981	Kuosheng 1 – Kompaktowa sterownia Półprzewodnikowe systemy bezpieczeństwa jądrowego Udoskonalona konstrukcja obudowy bezpieczeństwa
ABWR	1996	Kashiwazaki-Kariwa 6 – Wewnętrzne pompy reaktora Precyzyjne napędy prętów sterujących (FMCRD) Unowocześniona sterownia z użyciem technologii cyfrowych i światłowodowych Ulepszony system awaryjnego chłodzenia rdzenia (ECCS): układy podawania wody wysokiego/niskiego ciśnienia
SBWR		Obieg naturalny Pasywny system awaryjnego chłodzenia rdzenia (ECCS) Pasywne chłodzenie obudowy bezpieczeństwa
ESBWR		Obieg naturalny Pasywny system awaryjnego chłodzenia rdzenia (ECCS) Pasywne chłodzenie obudowy bezpieczeństwa

**Tabela 1-1: Ewolucja reaktora wodnego wrzącego firmy GE**

Linia produktowa	Przekazanie do planowej eksploatacji	Reprezentatywny blok / Cechy charakterystyczne
BWRX-300		Ograniczenie awarii z utratą chłodziwa (LOCA) poprzez zintegrowane zawory odcinające Obieg naturalny Pasywne systemy odprowadzania ciepła Budynek reaktora (RB) zbudowany z elementów SteelBricks™, stalowo-betonowych modułów kompozytowych II generacji

Instalacja Dresden I opierała się na podwójnym obiegu parowym, w przeciwieństwie do późniejszych generacji reaktorów BWR wykorzystujących pojedynczy obieg parowy. Para wytwarzana była w reaktorze, następnie podawano ją do umieszczonego wyżej walczaka parowego oraz wtórnej wytwornicy pary, a dopiero stamtąd trafiała do turbiny. Pierwszym etapem upraszczania konstrukcji reaktorów wodnych wrzących była eliminacja zewnętrznego walczaka parowego. Osiągnięto to poprzez wprowadzenie dwóch innowacji technicznych: wewnętrznego separatora pary oraz osuszacza pary w Gundremmingen (KRB-A, 1967 r.). Uproszczenie konstrukcji z wykorzystaniem innowacji technicznych zostało powtórzone przy każdej nowej iteracji.

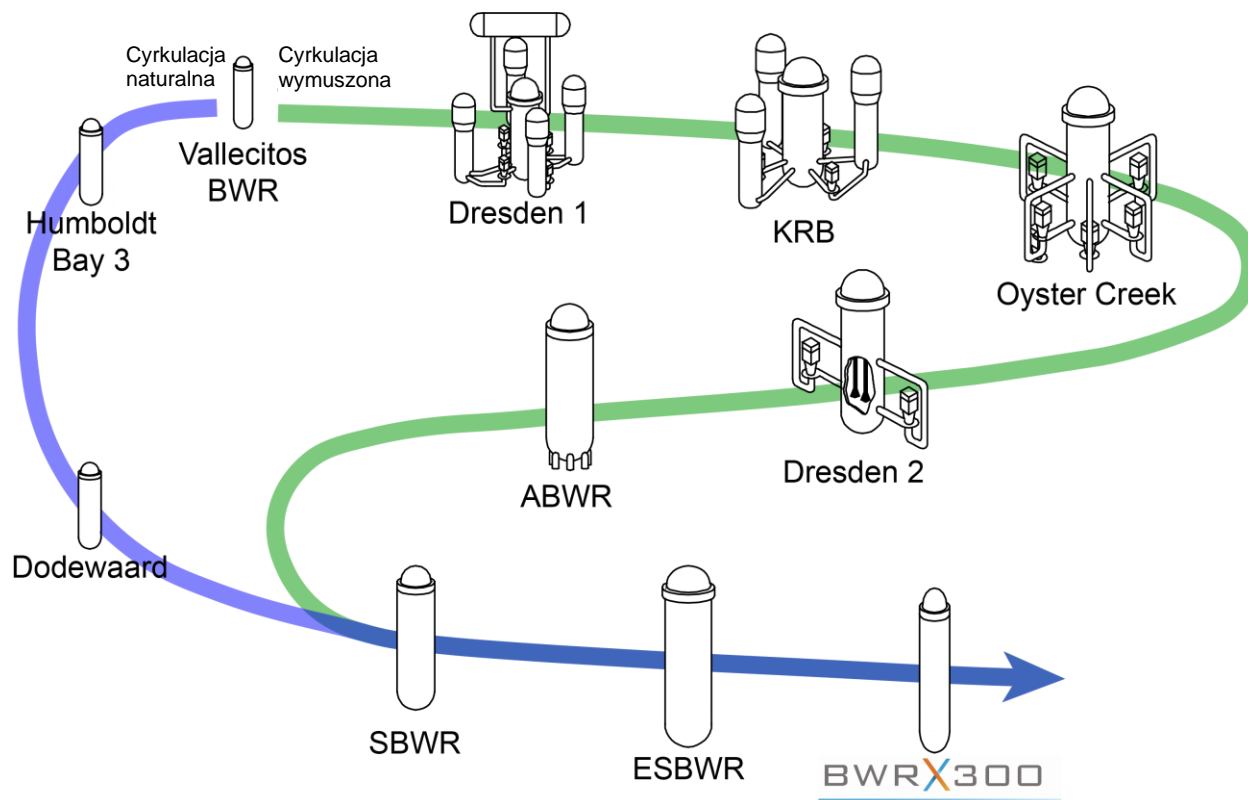
Pierwsze reaktory wodne wrzące z pojedynczym obiegiem (np. Oyster Creek) pojawiły się pod koniec lat 60-tych XX wieku i charakteryzowały się brakiem wytwornic pary oraz wykorzystaniem pięciu zewnętrznych pętli recyrkulacyjnych. W okresie późniejszym, instalacje poddano uproszczeniu poprzez zastosowanie wewnętrznych pomp strumieniowych. Pompy te intensyfikowały przepływ recyrkulacyjny w stopniu wystarczającym do zredukowania niezbędnej liczby zewnętrznych pętli recyrkulacyjnych do dwóch. Pompy strumieniowe po raz pierwszy pojawiły się w instalacji Dresden-2 z reaktorem BWR/3. W konstrukcjach BWR/4, BWR/5 oraz BWR/6 kontynuowano trend upraszczania, uwzględniając zmiany wyszczególnione w Tabeli 1-1 powyżej.

Wykorzystanie wewnętrznych pomp reaktora w konstrukcji zaawansowanego reaktora wodnego wrzącego (ang. Advanced ABWR) stanowi kolejny krok w procesie upraszczania. Dzięki zastosowaniu pomp mocowanych bezpośrednio do zbiornika reaktora wyeliminowano pompy strumieniowe oraz zewnętrzne układy recyrkulacji (z powiązаныmi pompami, armaturą, rurociągami i amortyzatorami hydraulicznymi). ESBWR i jego mniejszy poprzednik, uproszczony reaktor wodny wrzący (SBWR) są wynikiem logicznego uproszczenia polegającego na zastosowaniu wyższego zbiornika i niższego rdzenia, w celu uzyskania naturalnej recyrkulacji bez potrzeby wykorzystania jakichkolwiek pomp.

BWRX-300 kontynuuje zmniejszający koszty postęp SBWR i ESBW poprzez wykorzystanie wysokiej konstrukcji zbiornika ciśnieniowego w celu uzyskania naturalnej cyrkulacji, jednak w jej przypadku nie jest do tego konieczny niższy rdzeń. Pozwala to na wykorzystanie w BWRX-300 paliwa o konstrukcji wykorzystywanej w eksploatowanej flocie reaktorów wodnych wrzących. Zagrożenia dla integralności systemu są minimalizowane dzięki dużej objętości wody znajdującej się w zbiorniku ciśnieniowym reaktora (RPV) ponad rdzeniem.

Rysunek 1-1, *Ewolucja konstrukcji reaktora wodnego wrzącego* ilustruje ewolucję projektu układu reaktora. Większość wybudowanych do tej pory reaktorów wodnych wrzących, w tym konstrukcje od BWR/1 do BWR/6 oraz ABWR, wykorzystuje cyrkulację wymuszoną. Instalacje z obiegiem

naturalnym rozwijano w ramach odrębnej linii ewolucyjnej, począwszy od instalacji Vallecitos przez Humboldt Bay oraz Dodewaard po SBWR, ESBWR oraz BWRX-300.



**Rysunek 1-1: Ewolucja konstrukcji reaktora wodnego wrzącego**

Pierwsze obudowy bezpieczeństwa reaktorów wodnych wrzących były konstrukcjami sferycznymi typu „suchego” (*ang. DRY*). Kuliste i cylindryczne suche obudowy bezpieczeństwa stosuje się obecnie nadal w konstrukcjach reaktora wodno-ciśnieniowego (PWR). Kolejne BWR, w tym ABWR i ESBWR, wykorzystywały konstrukcję obudowy bezpieczeństwa z układem awaryjnego obniżania ciśnienia, która umożliwiała mniejszy rozmiar konstrukcji i zapewniała możliwość szybkiego obniżenia ciśnienia w zbiorniku ciśnieniowym reaktora (RPV). W przypadku BWRX-300 powrócono do konstrukcji suchej obudowy bezpieczeństwa, ponieważ wyeliminowano nadmiarowe zawory bezpieczeństwa a ciśnieniem w zbiorniku ciśnieniowym reaktora (RPV) zarządzają skraplacze izolacyjne reaktora (IC), jak opisano w Rozdziałach 2.0 i 3.0 niniejszego dokumentu.

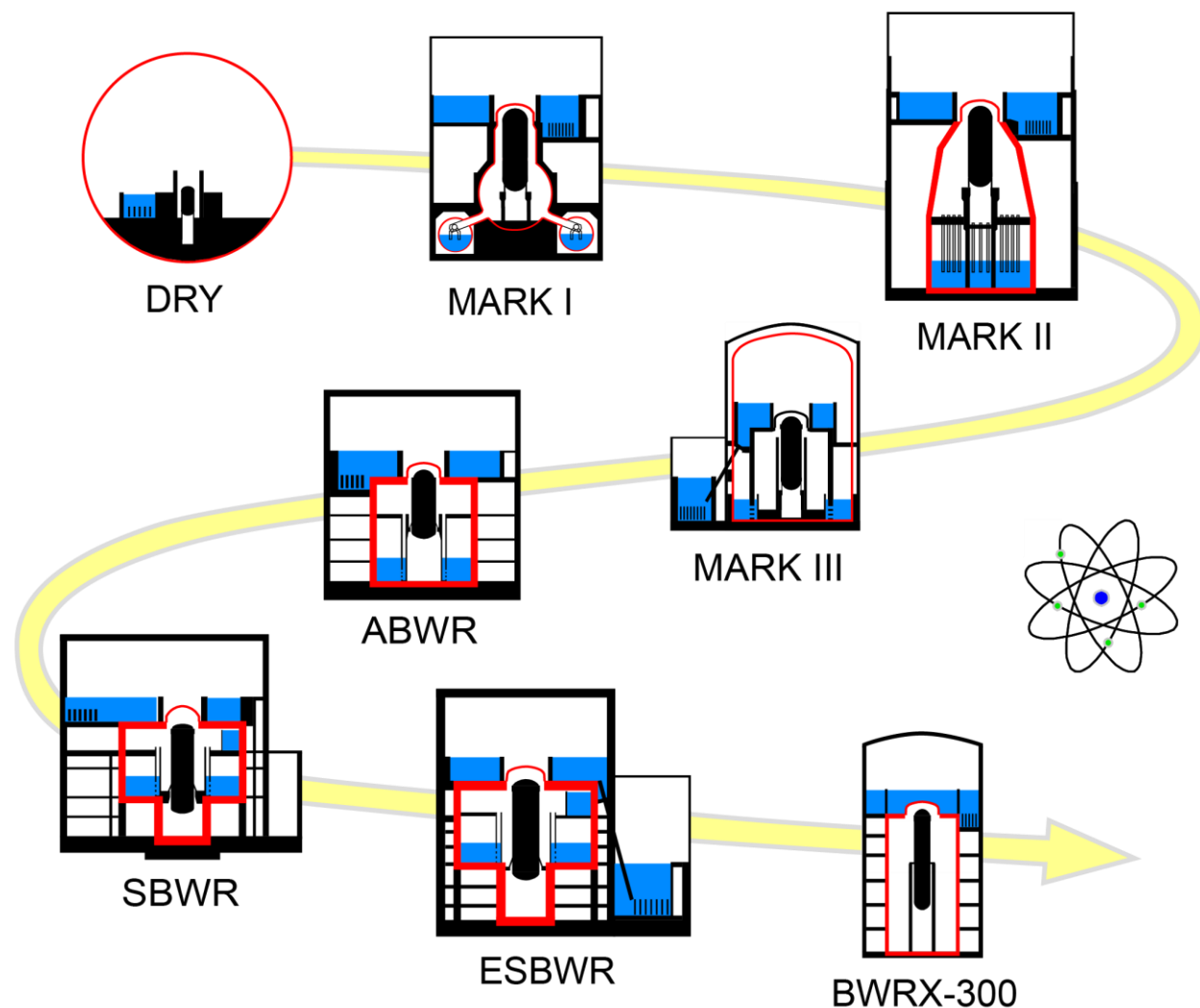
Obudowa typu Mark I wykorzystywana w instalacjach z reaktorami BWR/3 oraz większości tych z reaktorami BWR/4 była pierwszą konstrukcją obudowy bezpieczeństwa z układem awaryjnego obniżania ciśnienia. Konstrukcja Mark I wykorzystuje stalowy suchy szysz o charakterystycznym kształcie przypominającym „odwróconą” żarówkę, otoczony stalowym torusem, w którym znajduje się duża objętość wody wykorzystywana w procesie obniżania ciśnienia. Stożkowa konstrukcja Mark II wykorzystywana w niektórych późniejszych reaktorach BWR/4 i BWR/5 charakteryzuje się mniej skomplikowaną konfiguracją, pozwalającą na uproszczenie budowy. Obudowa bezpieczeństwa typu Mark III w instalacjach z reaktorem BWR/6 stanowiła kolejny krok

w procesie upraszczania. Konstrukcja tej obudowy bezpieczeństwa ma postać walca, który jest łatwy w budowie, a jednocześnie zapewnia dostęp do urządzeń i przestrzeń do prowadzenia prac remontowych.

Obudowa bezpieczeństwa reaktora ABWR jest mniejsza od obudowy typu Mark III, ponieważ wyeliminowanie pętli recyrkulacyjnych pozwalało na zaprojektowanie bardziej zwartej obudowy bezpieczeństwa i budynku reaktora. Obudowa bezpieczeństwa reaktora ESBWR jest konstrukcyjnie podobna do tej stosowanej z reaktorem ABWR, choć jest większa, aby pomieścić pasywne systemy awaryjnego chłodzenia rdzenia (ECCS).

Obudowa bezpieczeństwa BWRX-300 jest mała i prosta dzięki zastosowaniu montowanych bezpośrednio do płaszcza zbiornika ciśnieniowego reaktora zintegrowanych zaworów odcinających, których zadaniem jest szybkie odcięcie przepływu do uszkodzonego rurociągu w celu zminimalizowania wzrostu ciśnienia i temperatury w obudowie oraz układu skraplaczy izolacyjnych reaktora (ICS) w celu odprowadzenia energii z RPV, a nie kierowania tej energii do basenu stabilizacyjnego ciśnienia.

Rysunek 1-2, *Konstrukcje obudów bezpieczeństwa GEH* przedstawia historię rozwoju obudów bezpieczeństwa (czerwony kontur) oraz budynków reaktorów wodnych wrzących.



Rysunek 1-2: Konstrukcje obudów bezpieczeństwa GEH

### 1.3 Doświadczenie BWR

Na całym świecie zbudowano i wprowadzono do eksploatacji ponad 100 reaktorów wodnych wrzących, a dwa reaktory ABWR znajdują się obecnie w budowie. Reaktory BWR występują najczęściej w USA, gdzie około jedna trzecia pracujących reaktorów to właśnie reaktory BWR. Wiele reaktorów BWR znajduje się wśród najlepiej pracujących instalacji świata, zaliczając się do kategorii „najlepszych w swojej klasie”. W Tabeli 1-2 zestawiono BWR-y firmy GE, natomiast w Tabeli 1-3 zestawiono BWR-y firm innych niż GE.

**Tabela 1-2: BWR-y GE na świecie**

Kraj	Elektrownia	Nr Bloku.	Model	Moc (MW)	Rozpocz. budowy	Oddanie do eksploatacji
Niemcy	Gundremmingen	A	GE BWR-1	237	1962-12-12	1967-04-12
	Kahl	1	GE BWR	15	1958-07-01	1962-02-01
Indie	Tarapur	1	GE BWR-1	150	1964-10-01	1969-10-28
	Tarapur	2	GE BWR-1	150	1964-10-01	1969-10-28
Włochy	Caorso	1	GE BWR-4	860	1970-01-01	1981-12-01
	Garigliano	1	GE BWR-1	150	1959-11-01	1964-06-01
Japonia	Fukushima Daiichi	1	GE BWR-3	439	1967-07-25	1971-03-26
	Fukushima Daiichi	2	GE BWR-4	760	1969-06-09	1974-07-18
	Fukushima Daiichi	6	GE BWR-5	1067	1973-10-26	1979-10-24
	Kashiwazaki-Kariwa	6	GE ABWR	1315	1992-11-03	1996-11-07
	Kashiwazaki-Kariwa	7	GE ABWR	1315	1993-07-01	1997-07-02
	JPDR	1	GE BWR	11	1960	1962
	Tōkai	2	GE BWR-5	1060	1973-10-03	1978-11-28
Meksyk	Laguna Verde	1	GE BWR-5	777	1976-10-01	1990-07-28
	Laguna Verde	2	GE BWR-5	775	1977-06-01	1995-04-10
Holandia	Dodewaard	1	GE BWR-2	55	1965-05-01	1969-03-26
Hiszpania	Cofrentes	1	GE BWR-6	1064	1975-09-09	1985-03-11
Szwajcaria	Leibstadt	1	GE BWR-6	1220	1974-01-01	1984-12-15
	Mühleberg	1	GE BWR-4	373	1967-03-01	1972-11-06
Tajwan	Jinshan	1	GE BWR-4	636	1972-06-02	1978-12-10
	Jinshan	2	GE BWR-4	636	1973-12-07	1979-07-15
	Kuosheng	1	GE BWR-6	985	1975-11-19	1981-12-28
	Kuosheng	2	GE BWR-6	985	1976-03-15	1983-03-16
	Lungmen	1	GE ABWR	1350	1999-03-31	TBD
	Lungmen	2	GE ABWR	1350	1999-08-30	TBD
Stany Zjednoczone	Big Rock Point	1	GE BWR-1	67	1960-05-01	1963-03-29
	Browns Ferry	1	GE BWR-4	1200	1967-05-01	1974-08-01
	Browns Ferry	2	GE BWR-4	1200	1967-05-01	1975-03-01

Tabela 1-2: BWR-y GE na świecie

Browns Ferry	3	GE BWR-4	1210	1968-07-01	1977-03-01
Brunswick	1	GE BWR-4	938	1970-02-07	1977-03-18
Brunswick	2	GE BWR-4	932	1970-02-07	1975-11-03
Clinton	1	GE BWR-6	1062	1975-10-01	1987-11-24
Columbia	1	GE BWR-5	1131	1972-08-01	1984-12-13
Cooper	1	GE BWR-4	769	1968-06-01	1974-07-01
Dresden	1	GE BWR-1	197	1956-05-01	1960-07-04
Dresden	2	GE BWR-3	894	1966-01-10	1970-06-09
Dresden	3	GE BWR-3	879	1966-10-14	1971-11-16
Duane Arnold	1	GE BWR-4	601	1970-05-22	1975-02-01
Edwin I. Hatch	1	GE BWR-4	924	1968-09-30	1975-12-31
Edwin I. Hatch	2	GE BWR-4	924	1972-02-01	1979-09-05
Fermi	2	GE BWR-4	1115	1972-09-26	1988-01-23
Grand Gulf	1	GE BWR-6	1401	1974-05-04	1985-07-01
Hope Creek	1	GE BWR-4	1172	1976-03-01	1986-12-20
Humboldt Bay	1	GE BWR-1	63	1960-11-01	1963-08-01
James A. Fitzpatrick	1	GE BWR-4	813	1968-09-01	1975-07-28
LaSalle County	1	GE BWR-5	1137	1973-09-10	1984-01-01
LaSalle County	2	GE BWR-5	1140	1973-09-10	1984-10-19
Limerick	1	GE BWR-5	1134	1974-06-19	1986-02-01
Limerick	2	GE BWR-5	1134	1974-06-19	1990-01-08
Millstone	1	GE BWR-3	641	1966-05-01	1970-12-28
Monticello	1	GE BWR-3	628	1967-06-19	1971-06-30
Nine Mile Point	1	GE BWR-2	613	1965-04-12	1969-12-01
Nine Mile Point	2	GE BWR-5	1277	1975-08-01	1988-03-11
Oyster Creek	1	GE BWR-2	619	1964-12-15	1969-12-23
Peach Bottom	2	GE BWR-4	1300	1968-01-31	1974-07-05
Peach Bottom	3	GE BWR-4	1331	1968-01-31	1974-12-23
Perry	1	GE BWR-6	1240	1974-10-01	1987-11-18
Pilgrim	1	GE BWR-3	677	1968-08-26	1972-12-09
Quad Cities	1	GE BWR-4	908	1967-02-15	1973-02-18
Quad Cities	2	GE BWR-4	911	1967-02-15	1973-03-10
River Bend	1	GE BWR-6	967	1977-03-25	1986-06-16
Shoreham	1	GE BWR-4	820	1972-11-01	1986-08-01
Susquehanna	1	GE BWR-5	1257	1973-11-02	1982-11-12
Susquehanna	2	GE BWR-5	1257	1973-11-02	1984-06-27
Vallecitos	1	GE VBWR	25	1956-01-01	1957-10-19
Vermont Yankee	1	GE BWR-4	605	1967-12-11	1972-11-30

Tabela 1-3: BWR-y firm innych niż GE

Kraj	Elektrownia	Nr Bloku.	Model	Moc (MW)	Rozpocz. budowy	Oddanie do eksploatacji
Kanada	Gentilly	1	CANDU BLWR 250	250	1966-09-01	1972-05-01
Finlandia	Olkiluoto	1	ASEA-III, BWR-2500	890	1974-02-01	1979-10-10
	Olkiluoto	2	ASEA-III, BWR-2500	890	1975-11-01	1982-07-10
Niemcy	Brunsbüttel	1	BWR-69	771	1970-04-15	1977-02-09
	Grosswelzheim	1	BWR	25	1965-01-01	1970-08-02
	Gundremmingen	B	BWR-72 (KWU)	1284	1976-07-20	1984-07-19
	Gundremmingen	C	BWR-72 (KWU)	1288	1976-07-20	1985-01-18
	Isar	1	BWR-69	878	1972-05-01	1979-03-21
	Krümmel	1	BWR-69 (KWU)	1346	1974-04-05	1984-03-28
	Lingen	1	BWR	183	1964-10-01	1968-10-01
	Philippsburg	1	BWR-69	890	1970-10-01	1980-03-26
Japonia	Würgassen	1	BWR-69 (AEG)	640	1968-01-26	1975-11-11
	Fukushima Daiichi	3	Toshiba BWR-4	760	1970-12-28	1976-03-27
	Fukushima Daiichi	4	Hitachi BWR-4	760	1973-02-12	1978-10-12
	Fukushima Daiichi	5	Toshiba BWR-4	760	1972-05-22	1978-04-18
	Fukushima Daini	1	Toshiba BWR-5	1067	1976-03-16	1982-04-20
	Fukushima Daini	2	Hitachi BWR-5	1067	1979-05-25	1984-02-03
	Fukushima Daini	3	Toshiba BWR-5	1067	1981-03-23	1985-06-21
	Fukushima Daini	4	Hitachi BWR-5	1067	1981-05-28	1987-08-25
	Hamaoka	1	BWR-4	515	1971-06-10	1976-03-17
	Hamaoka	2	BWR-4	806	1974-06-14	1978-11-29
	Hamaoka	3	BWR-5	1056	1983-04-18	1987-08-28
	Hamaoka	4	BWR-5	1092	1989-10-13	1993-09-03
	Hamaoka	5	ABWR	1325	2000-07-12	2005-01-18
	Higashidōri (Tōhoku)	1	BWR-5	1067	2000-11-07	2005-12-08
	Higashidōri (Tokyo)	1	ABWR	1350	2011-01-25	TBD
	Kashiwazaki-Kariwa	1	BWR-5	1067	1980-06-05	1985-09-18
	Kashiwazaki-Kariwa	2	BWR-5	1067	1985-11-18	1990-09-28
	Kashiwazaki-Kariwa	3	BWR-5	1067	1989-03-07	1993-08-11
	Kashiwazaki-Kariwa	4	BWR-5	1067	1990-03-05	1994-08-11
	Kashiwazaki-Kariwa	5	BWR-5	1067	1985-06-20	1990-04-10
Ōma	1	ABWR	1325	2010-05-07	TBD	
Onagawa	1	BWR-4	498	1980-07-08	1984-06-01	
Onagawa	2	BWR-5	796	1991-04-12	1995-07-28	

**Tabela 1-3: BWR-y firm innych niż GE**

	Onagawa	3	BWR-5	796	1998-01-23	2002-01-30
	Shika	1	BWR-5	505	1989-07-01	1993-07-30
	Shika	2	ABWR	1108	2001-08-20	2006-03-15
	Shimane	1	BWR-3	439	1970-07-02	1974-03-29
	Shimane	2	BWR-5	789	1985-02-02	1989-02-10
	Shimane	3	ABWR	1325	2007-10-12	TBD
<b>Hiszpania</b>	Santa María de Garoña	1	BWR-3	446	1971-05-11	1975-02-15
<b>Szwecja</b>	Marviken	1	R4	196	1965-04-01	TBD
	Barsebäck	1	ASEA-II	600	1971-02-01	1975-07-01
	Barsebäck	2	ASEA-II	600	1973-01-01	1977-07-01
	Forsmark	1	ASEA-III, BWR-2500	986	1973-06-01	1980-12-10
	Forsmark	2	ASEA-III, BWR-2500	1116	1975-01-01	1981-07-07
	Forsmark	3	ASEA-IV, BWR-3000	1167	1979-01-01	1985-08-18
	Oskarshamn	1	ASEA-I	473	1966-08-01	1972-02-06
	Oskarshamn	2	ASEA-II	638	1969-09-01	1975-01-01
	Oskarshamn	3	ASEA-IV, BWR-3000	1450	1980-05-01	1985-08-15
	Ringhals	1	ASEA-I	881	1969-02-01	1976-01-01
<b>Stany Zjednoczone</b>	Elk River	1	ACF BWR	22	1959-01-01	1964-07-01
	La Crosse	1	Allis-Chalmers BWR	48	1963-03-01	1969-11-07
	Pathfinder	1	Allis-Chalmers BWR	59	1959-01-01	1966-08-01

#### 1.4 Koncepcja bezpieczeństwa i obrona w głąb

Konstrukcja BWRX-300 została opracowana dla zastosowania w wielu krajach i z tego powodu wykorzystuje standardy publikowane przez MAEA zamiast konkretnych wymagań regulacyjnych dozoru jądrowego danego kraju. Standardy bezpieczeństwa MAEA reprezentują międzynarodowy konsensus w sprawie środków, które zapewniają wysoki poziom bezpieczeństwa i wykorzystują obronę w głąb (ang. Defence-in-Depth, DiD) jako „podstawowy środek zapobiegania awariom w elektrowni jądrowej (EJ) oraz łagodzenia skutków awarii w razie ich wystąpienia”. Konstrukcja BWRX-300 jest zgodna z tymi międzynarodowymi wytycznymi niezależnie od wymogów związanych z uzyskiwaniem homologacji i pozwoleń w jakimkolwiek konkretnym regionie. Możliwe jest wprowadzanie adaptacji regionalnych dla konkretnych elementów konstrukcji lub analizy (np. regionalne kryteria akceptacji dla uwolnień), jednak rola takich elementów nie powinna się zmienić.

Koncepcja obrony w głąb polega na zaplanowaniu kilku poziomów obrony przed określonymi niepożądanymi skutkami zamiast pojedynczej silnej warstwy ochronnej. W przypadku EJ

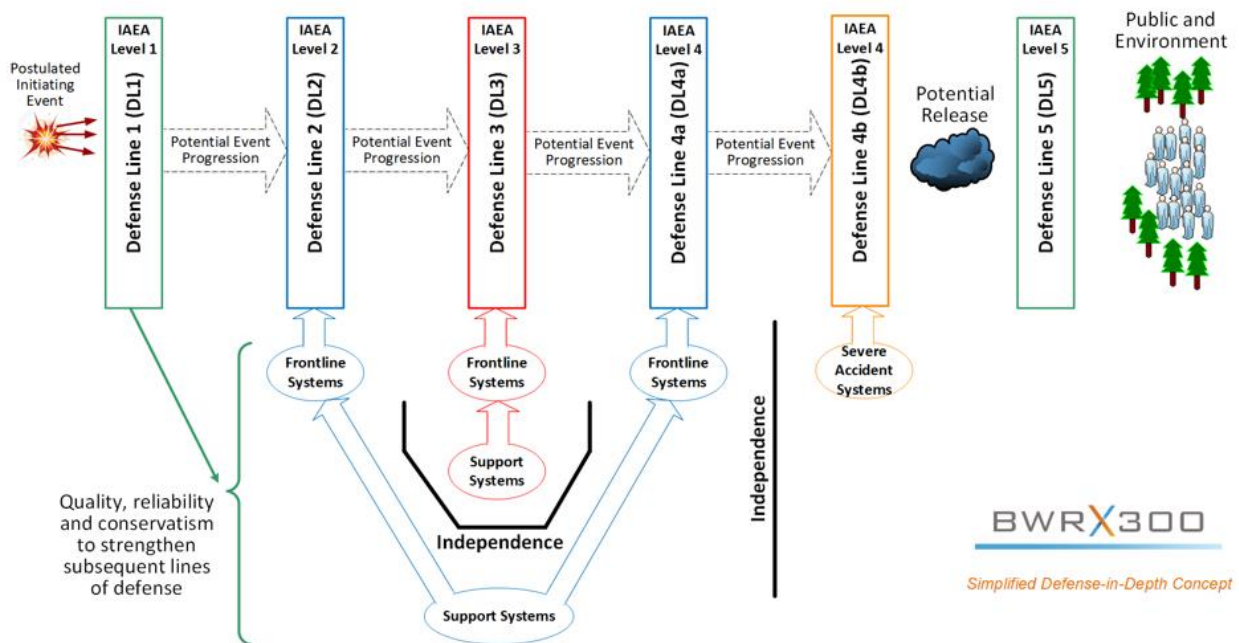


niepożądanym efektem jest narażenie pracowników lub ludności na oddziaływanie promieniowania przekraczające bezpieczne poziomy.

Ważne dla zrozumienia zasady obrony w głąb jest rozróżnienie dwóch rodzajów wielopoziomowości ochrony.

1. Bariery fizyczne umieszczone dla zapobiegania uwolnieniom substancji promieniotwórczych: koszulki elementów paliwowych, granica ciśnieniowa obiegu chłodzenia reaktora (ang. Ractor Coolant Pressure Bonduary, RCPB) oraz obudowa bezpieczeństwa. Ciągłość co najmniej jednej bariery fizycznej musi być utrzymana w celu zapobieżenia nieakceptowalnym uwolnieniom.
2. Rozwiązania konstrukcyjne, funkcje i praktyki wykorzystywane do minimalizacji zagrożeń dla barier fizycznych w celu utrzymania ciągłości barier oraz, w przypadku naruszenia bariery, zapewnienia nienaruszalności pozostałych barier.

Same bariery fizyczne reprezentują kolejne warstwy ochronne przed uwolnieniami substancji promieniotwórczych. W koncepcji obrony w głąb zastosowanej w konstrukcji BWRX-300, pokazanej na Rysunek 1-3: Koncepcja obrony w głąb reaktora BWRX-300 *Koncepcja obrony w głąb BWRX-300*, bariery fizyczne nie są określane jako „poziomy bezpieczeństwa” (ang. „defense lines”). Ten termin jest zarezerwowany dla poziomów obrony złożonych z cech, funkcji i praktyk chroniących ciągłość barier. Koncepcja obrony w głąb jest wręcz w dużej mierze ukierunkowana na identyfikację i organizację rozwiązań, funkcji i czynności w poziomy bezpieczeństwa (DL) bez odnoszenia się wprost do barier fizycznych. Należy jednakże rozumieć, że fundamentalnym celem obrony wielopoziomowej jest zapewnienie utrzymania ciągłości warstwowych barier fizycznych.



Rysunek 1-3: Koncepcja obrony w głąb reaktora BWRX-300

EN	PL
Postulated Initiating Event	Postulowane zdarzenie inicjujące
IAEA Level 1	Poziom 1 wg MAEA

Defense Line 1 (DL1)	Poziom bezpieczeństwa 1 (DL1)
Potential Event Progression	Potencjalny rozwój zdarzenia
Defense Line 2 (DL2)	Poziom bezpieczeństwa 2 (DL2)
Level 2	Poziom 2
Quality, reliability and conservatism to strengthen subsequent lines of defense	Jakość, niezawodność i zachowawczość wzmacniające kolejne poziomy bezpieczeństwa
Frontline Systems	Systemy główne
Support Systems	Systemy pomocnicze
Defense Line 3 (DL3)	Poziom bezpieczeństwa 3 (DL3)
Level 3	Poziom 3
Support Systems	Systemy pomocnicze
Independence	Niezależność
Level 4	Poziom 4
Defense Line 4 (DL4)	Poziom bezpieczeństwa 4 (DL4)
Defense Line 4b (DL4b)	Poziom bezpieczeństwa 4b (DL4b)
Severe Accident Systems	Systemy związane z ciężkimi awariami
Potential release	Potencjalne uwolnienie
Defense Line 5 (DL5)	Poziom bezpieczeństwa 5 (DL5)
Level 5	Poziom 5
Public and Environment	Ludność i środowisko
Simplified Defense-in-Depth Concept	Uproszczony schemat koncepcji obrony w głąb

Koncepcja obrony w głąb przyjęta w konstrukcji BWRX-300 wykorzystuje fundamentalne funkcje bezpieczeństwa (FSF) dla zdefiniowania zależności pomiędzy poziomami bezpieczeństwa a barierami fizycznymi.

*UWAGA: W każdym scenariuszu dla instalacji, jeśli fundamentalne funkcje bezpieczeństwa zostaną zrealizowane z powodzeniem, odpowiadające im bariery fizyczne zachowają skuteczność.*

Fundamentalne funkcje bezpieczeństwa (FSF) BWRX-300 to:

1. sterowanie reaktywnością,
2. odprowadzanie ciepła z paliwa (w reaktorze, podczas magazynowania i transportu paliwa, w tym długotrwałego odprowadzania ciepła)
3. zatrzymywanie substancji promieniotwórczych, osłanianie przed promieniowaniem oraz kontrolowanie planowanych uwolnień substancji promieniotwórczych, jak również ograniczanie przypadkowych uwolnień

Pierwsze dwie fundamentalne funkcje bezpieczeństwa chronią bariery fizyczne w postaci koszulek elementów paliwowych oraz granicy ciśnieniowej obiegu chłodzenia reaktora (RCPB). Trzecia FSF zapewnia ciągłość obudowy bezpieczeństwa.

Jeśli dla realizacji fundamentalnej funkcji bezpieczeństwa (FSF) konieczne jest działanie ręczne, nadzór nad parametrami niezbędnymi dla wykonania z powodzeniem tego działania oraz prezentacja tych parametrów są także uznawane za część tej funkcji. Zatem nadzór nad parametrami i ich prezentacja nie są traktowane jako samodzielne fundamentalne funkcje bezpieczeństwa.

Pięć poziomów bezpieczeństwa DL uwzględnionych w strategii bezpieczeństwa BWRX-300 jest zgodnych z tymi pięcioma zdefiniowanymi przez International Nuclear Safety Group (INSAG) poziomami D-in-D (INSAG-10, *Defence in Depth in Nuclear Safety [Obrona w głąb w bezpieczeństwie jądrowym]* (11)).

- Poziom 1: Zapobieganie nieprawidłowej pracy i uszkodzeniom
- Poziom 2: Kontrola nieprawidłowego działania i wykrywanie awarii
- Poziom 3: Kontrola awarii w ramach założeń projektowych
- Poziom 4: Kontrola ciężkich stanów elektrowni, w tym zapobieganie postępowi awarii i łagodzenie skutków ciężkich awarii (w podziale na DL4a i DL4b w BWRX-300, jak pokazano na Rysunku 1-3)
- Poziom 5: Łagodzenie skutków radiologicznych znacznych uwolnień materiałów promieniotwórczych

Przyjętych zostało pięć poziomów bezpieczeństwa, zgodnie z podejściem MAEA.

Poziom DL1 skupia się na zapobieganiu awariom poprzez projektowanie i inne konserwatywne działania podejmowane w celu zminimalizowania możliwości wystąpienia awarii na kolejnych poziomach obrony. Te funkcje projektowe i środki zachowawcze obejmują projektowanie, budowę, eksploatację i utrzymanie elektrowni zgodnie z odpowiednimi marginesami bezpieczeństwa, praktykami inżynierskimi i poziomami jakości. Poziom DL1 obejmuje także stosowanie odpowiedniej zachowawczości na etapie analiz.

Poziom DL2 obejmuje funkcje instalacji zaprojektowane do kontrolowania lub inicjowania reakcji na postulowane zdarzenia inicjujące (PZI), zwłaszcza przewidywane zdarzenia eksploatacyjne (AOO), zanim jakiegokolwiek parametry instalacji przekroczą warunki dozwolone podczas przewidywanych zdarzeń eksploatacyjnych. Funkcje, które normalnie działają w celu aktywnego sterowania parametrami elektrowni, są częścią poziomu DL2. Funkcje takie jak blokada ruchu prętów sterujących oraz predykcyjne szybkie wyłączenia instalacji także należą do poziomu DL2. Funkcje poziomu DL2 przypisane są do 3. klasy bezpieczeństwa i realizowane są przez urządzenia należące (co najmniej) do 3. klasy bezpieczeństwa. Funkcje na poziomie DL2 muszą być realizowane niezależnie od funkcji poziomu DL3, a wszelkie części funkcji poziomu DL2 mogące podlegać uszkodzeniom o wspólnej przyczynie (CCF) muszą być realizowane w sposób odmienny od odpowiednich części funkcji poziomu DL3.

DL3 obejmuje funkcje instalacji, które w miarę możliwości minimalizują postulowane zdarzenia inicjujące poprzez zapobieganie uszkodzeniom rdzenia. Funkcje te mają na celu zapewnienie zachowania integralności barier fizycznych zapobiegających uwalnianiu substancji radioaktywnych oraz utrzymywanie instalacji w bezpiecznym stanie.

Funkcje DL2 i DL4a zapewniają niezależność i różnorodność, w stopniu, w jakim jest to praktycznie uzasadnione, od funkcji DL3 w zakresie łagodzenia zdarzeń spowodowanych pojedynczym uszkodzeniem i uszkodzeniami ze wspólnej przyczyny. Ze względu na wymagania dotyczące zwielokrotnienia w funkcjach DL3, uszkodzenie ze wspólnej przyczyny w DL3 byłoby zasadniczo awarią dwóch lub więcej redundantnych i podobnych elementów występującą jednocześnie. Uszkodzenia ze wspólnej przyczyny w DL3 mogą wynikać z przyczyn takich jak

błędy projektowe lub produkcyjne, nieodpowiednia konserwacja lub nadzór, czynniki środowiskowe przekraczające marginesy projektowe lub zagrożenia wewnętrzne lub zewnętrzne.

Poziom DL3 obejmuje także funkcje wykorzystywane do utrzymania elektrowni w stanie bezpiecznym po ograniczeniu zdarzeń PZI do czasu wznowienia normalnej eksploatacji. Funkcje poziomu DL3 typowo obejmują awaryjne wyłączenie reaktora oraz aktywację wbudowanych cech bezpieczeństwa.

Potrzeba wykorzystania funkcji poziomu DL3 pojawia się, gdy poziom DL2 okazuje się nieskuteczny w powstrzymaniu rozwoju PZI lub gdy samo PZI wykracza poza możliwości funkcji poziomu DL2. Funkcje na poziomie DL3 potrzebne w ciągu pierwszych 24 godzin po wystąpieniu postulowanego zdarzenia inicjującego (PZI) są przypisane do 1 kategorii bezpieczeństwa i wykonywane przez urządzenia 1 klasy bezpieczeństwa. Po pierwszych 24 godzinach od zdarzenia urządzenia te mogą być zakwalifikowane do 2 klasy bezpieczeństwa Systemy oraz elementy konstrukcji i wyposażenia (SSC), które są potrzebne dopiero po pierwszych siedmiu dniach od zdarzenia, mogą być zakwalifikowane do 3 klasy bezpieczeństwa. Takie stopniowane podejście pozwala, by konstrukcje, systemy i urządzenia (SSC) wykorzystywane na przykład do uzupełniania funkcji na poziomie DL3 w celu długoterminowego odprowadzania ciepła, były klasyfikowane w ramach obniżonej kategorii bezpieczeństwa, biorąc pod uwagę czas, jaki jest dostępny po awarii, aby zapewnić dostępność tych funkcji.

Dzięki wyeliminowaniu potrzeby stosowania aktywnych systemów wspomagających, takich jak zasilacze, wentylacja czy woda chłodząca, oraz zminimalizowaniu potrzeby stosowania aktywnych funkcji kontrolnych, takich jak pompy i aktywnie sterowane zawory w ciągu pierwszych 24 godzin od zdarzenia, systemy i urządzenia zaangażowane w realizację funkcji DL3 potrzebnych w ciągu pierwszych 24 godzin od postulowanego zdarzenia inicjującego są zaprojektowane z myślą o najwyższej niezawodności.

DL4 oznacza granicę pomiędzy awarią projektową (DBA) a awarią ponadprojektową (BDBA). DL4 składa się z dwóch podzbiorów funkcji oznaczonych jako funkcje DL4a i DL4b. Funkcje DL4a dotyczą rozszerzonych warunków projektowych (DEC), które występują bez uszkodzenia rdzenia, natomiast rozszerzone warunki projektowe prowadzące do uszkodzenia rdzenia to funkcje DL4b.

Zabezpieczenia na poziomach DL4a i DL4b specjalnie zaprojektowane w celu zapobieżenia uszkodzeniu rdzenia i złagodzenia skutków awarii wiążących się ze znacznym uszkodzeniem rdzenia są w miarę możliwości niezależne od systemów na poziomie DL3, z kilkoma uzasadnionymi wyjątkami.

Funkcje DL4a są rezerwą funkcji DL3 w mało prawdopodobnym przypadku niezadziałania funkcji DL3. Funkcje DL4a mają być dostępne w celu zapewnienia i utrzymania elektrowni w stanie bezpiecznym w przypadku PZI, które mogłyby prowadzić do awarii ponadprojektowych, tak aby zapobiec uszkodzeniu rdzenia.

Funkcje DL4b realizowane są w scenariuszach prowadzących do uszkodzenia rdzenia reaktora. Funkcje DL4b mają na celu ograniczenie uwolnień substancji promieniotwórczych w przypadku uszkodzenia rdzenia i mają na celu utrzymanie funkcji obudowy bezpieczeństwa w przypadku zdarzeń ekstremalnych, wielu zdarzeń lub wielu awarii, które przełamują poziomy DL2, DL3 i DL4a. Funkcje DL4b przeznaczone do złagodzenia skutków rozszerzonych warunków projektowych są funkcjonalnie i fizycznie oddzielone od systemów przeznaczonych do innych funkcji DL. Należy pamiętać, że zabezpieczenia wyznaczone dla rozszerzonych warunków projektowych z uszkodzeniem rdzenia mogą, jeżeli jest to wykonalne i dostępne, być również wykorzystywane do zapobiegania lub minimalizowania istotnych uszkodzeń rdzenia, jeżeli można

wykazać, że takie wykorzystanie nie osłabi zdolności tych systemów do wykonywania swoich podstawowych funkcji, jeżeli warunki przejdą w poważną awarię.

Funkcje DL4b mają na celu łagodzenie skutków uszkodzenia rdzenia, zachowanie fundamentalnej funkcji bezpieczeństwa obudowy szczelnej materiałów promieniotwórczych oraz ograniczenie uwolnień substancji promieniotwórczych do dopuszczalnych poziomów. Funkcje DL4b specjalnie zaprojektowane w celu łagodzenia skutków awarii z uszkodzeniem rdzenia są niezależne od systemów używanych podczas normalnej eksploatacji lub stosowanych w celu złagodzenia przewidywanych zdarzeń eksploatacyjnych, na ile jest to możliwe, z uzasadnionymi wyjątkami.

Funkcje DL5 obejmują przygotowania do prowadzenia działań interwencyjnych dla ograniczenia skutków nieakceptowalnych uwolnień substancji radioaktywnych do środowiska w sytuacji, w której pierwsze cztery poziomy bezpieczeństwa okażą się nieskuteczne. Są to w dużej mierze działania prowadzone poza obiektem mające na celu ochronę ludności w scenariuszu obejmującym znaczące uwolnienie substancji promieniotwórczych.

Odpowiedniość poziomów bezpieczeństwa oceniana i weryfikowana jest z wykorzystaniem wielopoziomowych, deterministycznych analiz bezpieczeństwa mających na celu sprawdzenie poszczególnych poziomów bezpieczeństwa. PZI uwzględniane w tych analizach dobierane są w oparciu o rygorystyczne i systematyczne analizy przebiegu i skutków uszkodzeń układów obiektu, a także oceny zagrożeń wewnętrznych i zewnętrznych oraz zagrożeń związanych z eksploatacją przez ludzi.

Wymogi funkcjonalne i projektowe określone są na podstawie deterministycznych analiz bezpieczeństwa oraz z samej koncepcji obrony w głąb w celu zapewnienia, że funkcje poziomów bezpieczeństwa uwzględnione są w konstrukcji w zgodzie ze swoją rolą w ramach koncepcji obrony w głąb i należyście ujęte w analizach bezpieczeństwa.

## 1.5 Klasyfikacja konstrukcji, systemów i urządzeń

Podejście BWRX-300 do klasyfikacji SSC jest zgodne z dokumentami MAEA SSR-2/1 (10) i MAEA SSG-30, *Safety Classification of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants* [Klasyfikacja bezpieczeństwa konstrukcji, systemów i urządzeń w elektrowniach jądrowych] (8). Klasyfikacja konstrukcji, systemów i urządzeń przeprowadzana jest w celu określenia ich znaczenia pod względem bezpieczeństwa.

Klasyfikacja konstrukcji, systemów i urządzeń stanowi sposób zastosowania odpowiednich wymagań projektowych i ustanawia stopniowane podejście do doboru materiałów oraz zastosowania przepisów i norm wykorzystywanych przy projektowaniu, produkcji, budowie, testowaniu i kontroli poszczególnych konstrukcji, systemów i urządzeń.

Podejście BWRX-300 do klasyfikacji konstrukcji, systemów i urządzeń według klas bezpieczeństwa opiera się przede wszystkim na metodach deterministycznych i jest bezpośrednio powiązane z funkcjami bezpieczeństwa realizowanymi przez konstrukcje, systemy i urządzenia. Podstawowym elementem podejścia BWRX-300 do klasyfikacji konstrukcji, systemów i urządzeń jest bezpośrednia korelacja pomiędzy poziomem bezpieczeństwa, w którym dana konstrukcja, system lub urządzenie pełni funkcję, a względnym znaczeniem tej funkcji dla bezpieczeństwa. Funkcje podzielono na trzy kategorie bezpieczeństwa: Kategoria bezpieczeństwa 1, Kategoria bezpieczeństwa 2 i Kategoria bezpieczeństwa 3, gdzie Kategoria bezpieczeństwa 1 jest najważniejsza.

Podstawowymi funkcjami są te, które bezpośrednio realizują fundamentalne funkcje bezpieczeństwa w ramach poziomów bezpieczeństwa DL2, DL3, DL4a lub DL4b. Kategorie bezpieczeństwa stosuje się do podstawowych funkcji w następujący sposób:

1. Kategoria bezpieczeństwa 1 jest przypisana do funkcji podstawowych DL3. Funkcje DL3 zapewniają integralność barier chroniących przed uwolnieniami, doprowadzają i utrzymują instalację w stanie bezpiecznym oraz zapewniają niezależność i zróżnicowanie dla wszystkich funkcji DL2 i DL4a w wyniku pojedynczego uszkodzenia (i wielu uszkodzeń ze wspólnej przyczyny). W związku z tym podstawowe funkcje DL3 są najważniejsze z punktu widzenia bezpieczeństwa.
2. Kategoria bezpieczeństwa 2 jest przypisana do funkcji podstawowych DL4a. Funkcje DL2 i DL4a zapewniają redundantne sposoby reakcji na PZI (ogólnie niezależne od funkcji DL3) i dlatego są ważne z punktu widzenia bezpieczeństwa, choć mniej ważne niż funkcje DL3. Funkcje DL4a stanowią rezerwę dla funkcji DL3, w mało prawdopodobnym przypadku uszkodzenia funkcji DL3, a zatem konsekwencje ich uszkodzenia są większe niż w przypadku funkcji DL2 i są one ważniejsze z punktu widzenia bezpieczeństwa niż funkcje DL2.
3. Do funkcji podstawowych DL2 i DL4b przypisano kategorię bezpieczeństwa 3, ponieważ są one relatywnie najmniej ważne. Funkcje DL4b dotyczą ciężkich awarii, które są niezwykle mało prawdopodobne ze względu na konieczność wystąpienia awarii zarówno funkcji DL3, jak i DL2 lub DL4a. W związku z tym funkcje DL4b są uważane za stosunkowo najmniej ważne funkcje poziomu bezpieczeństwa, pomimo znacznych konsekwencji awarii.
4. Kategoria niezwiązana z bezpieczeństwem jest przypisana do wszystkich pozostałych funkcji.

## 1.6 Stan technologii BWRX-300

### 1.6.1 Postęp prac projektowych

GEH finalizuje obecnie podstawowe projekty bloku i układów dla BWRX-300. Projekt podstawowy obejmuje ustalenie fundamentalnego projektu systemów bezpieczeństwa i analizy przypadków oraz podjęcie głównych decyzji projektowych i zakończenie modelowania trójwymiarowego (3D) konstrukcji, systemów i urządzeń. Projekt podstawowy obejmuje tworzenie przedmiarów robót do celów kosztorysowych. Wstępny raport bezpieczeństwa został przygotowany wspólnie przez GEH i Ontario Power Generation oraz zgodnie z wytycznymi MAEA udokumentowanymi w Szczegółowych wytycznych bezpieczeństwa nr SSG-61, *Specific Safety Guide No. SSG-61, Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Power Plants [Format i treść raportu z analizy bezpieczeństwa dla elektrowni jądrowych]*.

### 1.6.2 Strategia uzyskiwania pozwoleń

GEH opracowuje standardowy projekt elektrowni BWRX-300, który może być objęty homologacją w Stanach Zjednoczonych, Kanadzie i Europie. Dlatego też standardowy projekt elektrowni BWRX-300 opiera się, tam gdzie to możliwe, na spełnieniu wymagań i wytycznych norm bezpieczeństwa MAEA, składających się z trzech podstawowych zbiorów publikacji MAEA: podstaw bezpieczeństwa, wymagań bezpieczeństwa i wytycznych bezpieczeństwa. Podczas gdy w pierwszym zbiorze określony jest fundamentalny cel bezpieczeństwa oraz zasady ochrony i bezpieczeństwa, drugi określa wymogi, które należy spełnić, aby zapewnić ochronę ludzi i środowiska, zarówno teraz, jak i w przyszłości. Wytyczne bezpieczeństwa zawierają zalecenia i wytyczne dotyczące sposobu spełnienia wymagań.

Standardowy projekt elektrowni BWRX-300 uwzględnia obronę w głąb w projekcie instalacji zgodnie z INSAG-10 (11). Strategia bezpieczeństwa BWRX-300 oparta jest na wymaganiu bezpieczeństwa MAEA SSR-2/1 (10). Niektóre z wytycznych bezpieczeństwa MAEA, które stanowią część strategii bezpieczeństwa BWRX-300, obejmują:

- MAEA SSG-2, *Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants [Deterministyczna analiza bezpieczeństwa dla elektrowni jądrowych]* (7)
- MAEA SSG-30, *Safety Classification of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants [Klasyfikacja bezpieczeństwa konstrukcji, instalacji i elementów w elektrowniach jądrowych]* (8)
- MAEA SSG-53, *Design of the Reactor Containment and Associated Systems for Nuclear Power Plants [Projektowanie obudowy bezpieczeństwa reaktora i powiązanych systemów dla elektrowni jądrowych]* (9)

Chociaż podejmowane są wszelkie próby zapewnienia zgodności z normami bezpieczeństwa MAEA, istnieją przypadki, w których w standardowym projekcie elektrowni BWRX-300 uwzględniono alternatywne podejścia lub wyjątki. Niektóre z nich wynikają z przestrzegania bardziej restrykcyjnych przepisów lub wytycznych obowiązujących w danym kraju, podczas gdy inne wynikające ze specyfiki technologii BWRX-300, w odniesieniu do której wymagania lub wytyczne nie mają zastosowania lub nie są konieczne do osiągnięcia obowiązujących celów bezpieczeństwa. Ponadto BWRX-300 wykorzystuje podejście do projektowania zoptymalizowanego pod kątem kosztu („design-to-cost”), które ocenia alternatywne rozwiązania projektowe osiągające wymagane cele w zakresie bezpieczeństwa w celu określenia najbardziej opłacalnych podejść do projektowania, budowy, rozruchu, eksploatacji, konserwacji, kontroli, testowania i likwidacji w odniesieniu do standardowego projektu elektrowni BWRX-300.

### 1.6.3 Postęp procesów homologacyjnych/licencjonowania/uzyskiwania pozwoleń

BWRX-300 został poddany wstępnej ocenie poprzedzającej wniosek o wydanie homologacji przez brytyjski Urząd Regulacyjny Atomistyki (Office for Nuclear Regulation - ONR) i obecnie przechodzi proces przedlicencyjny prowadzony przez dozór amerykański (U.S. NRC) oraz Kanadyjską Komisję Bezpieczeństwa Jądrowego (CNSC). Celem tych działań poprzedzających wniosek o wydanie homologacji jest przedstawienie standardowego podejścia projektowego spełniającego wymogi i wytyczne regulacyjne przy jednoczesnym zwiększeniu pewności regulacyjnej. Działania w zakresie oceny obejmują innowacyjne cechy konstrukcyjne i metody analizy stosowane dla BWRX-300 przed faktycznym złożeniem kompletnych wniosków o wydanie homologacji.

W Kanadzie proces weryfikacji projektu dostawcy (Vendor Design Review) potwierdza, że nie istnieją fundamentalne przeszkody dla uzyskania homologacji bądź pozwoleń w kanadyjskim porządku prawno-regulacyjnym. Proces weryfikacji projektu dostawcy został zakończony w marcu 2023 r. Do chwili obecnej nie zidentyfikowano znaczących problemów stanowiących bariery dla procesu uzyskiwania homologacji i pozwoleń ze strony CNSC. Wniosek o wydanie pozwolenia na budowę dla projektu BWRX-300 został złożony w CNSC w październiku 2022 r.

W USA w trakcie procesu poprzedzającego złożenie wniosku o homologację podjęto decyzję o przedłożeniu raportów tematycznych w zakresie homologacji (Licensing Topical Reports, LTR) w odniesieniu do cech konstrukcyjnych i metod analizy uznanych za charakteryzujące się mniejszą pewnością regulacyjną. GEH przedłożyło szereg raportów tematycznych w celu zwiększenia pewności w zakresie ryzyka związanego z procesem uzyskiwania pozwoleń dla BWRX-300 w

USA. Raporty tematyczne są wykorzystywane w celu uzyskania zatwierdzenia przez organy dozоровe kluczowych technologii wspomagających przed rozpoczęciem prac nad projektem wykonawczym. Dodatkowe raporty tematyczne zostaną przekazane w celu udokumentowania innych aspektów konstrukcji BWRX-300. Raporty tematyczne poprzedzające wniosek o wydanie homologacji mogą zostać opracowane także w celu zapewnienia wsparcia planów obecnie realizowanych przez partnerów z amerykańskiego sektora energetycznego. Celem dalszych raportów będzie ułatwienie procesu analizy krytycznej na etapie procedowania wniosków o wydanie pozwoleń dla konkretnych obiektów. GEH spodziewa się złożyć wniosek o Pozwolenie na Budowę w amerykańskiej Komisji Dozoru Jądrowego w 2024 r.

W Wielkiej Brytanii dla konstrukcji BWRX-300 zakończono ocenę dojrzałości technologii przeprowadzoną przez Department for Business, Energy and Industrial Strategy (Departament ds. Działalności Gospodarczej, Energii i Strategii Przemysłowej). Ocena ta obejmowała warsztaty z udziałem ONR i GEH w celu omówienia i uzyskania informacji zwrotnych na temat unikalnych cech konstrukcyjnych BWRX-300 oraz proponowanej międzynarodowej strategii homologacji. W czasie oceny regulator nie zidentyfikował istotnych problemów. W grudniu 2022 r. GEH złożył wniosek o zgłoszenie do Oceny Projektu Generycznego (ang. Generic Design Assessment, GDA) dla małego reaktora modułowego BWRX-300.

GEH wspiera potencjalne wdrożenie BWRX-300 w Polsce z udziałem partnerów. GEH wraz z partnerami prowadzi rozmowy poprzedzające złożenie wniosku z Państwową Agencją Atomistyki (PAA). PAA poinformowała również GEH, że trwają rozmowy dotyczące opracowania umowy o współpracy zarówno z USNRC, jak i CNSC. Ponieważ Polska nie dysponuje istniejącymi komercyjnymi elektrowniami jądrowymi, GEH wraz z partnerami prowadzi rozmowy z PAA w celu rozważenia możliwości zastosowania homologacji kraju pochodzenia z Kanady lub Stanów Zjednoczonych w celu uzupełnienia obowiązujących w Polsce przepisów w zakresie energetyki jądrowej, w tym akceptacji stosowania norm bezpieczeństwa MAEA. CNSC w Kanadzie przyjęła wiele norm bezpieczeństwa MAEA w swoich wymogach regulacyjnych i wytycznych.

W celu wsparcia potencjalnego wdrożenia BWRX-300 w Republice Czeskiej, GEH wraz z partnerami prowadzi rozmowy poprzedzające złożenie wniosku z Państwowym Urzędem Bezpieczeństwa Jądrowego (SÚJB) oraz Urzędem ds. Składowania Odpadów Radioaktywnych (SURA). SÚJB i SURA poinformowały również GEH, że trwają rozmowy dotyczące opracowania umowy o współpracy zarówno z USNRC, jak i CNSC. Chociaż w Republice Czeskiej występują komercyjne EJ, istniejące regulacje jądrowe nie są tak dojrzałe jak w Kanadzie i USA. Dlatego też GEH wraz z partnerami prowadzi rozmowy z SÚJB i SURA w celu rozważenia możliwości zastosowania homologacji kraju pochodzenia z Kanady lub Stanów Zjednoczonych w celu uzupełnienia obowiązujących w Polsce przepisów w zakresie energetyki jądrowej, w tym akceptacji stosowania norm bezpieczeństwa MAEA.



## 2.0 OGÓLNE INFORMACJE O ELEKTROWNI

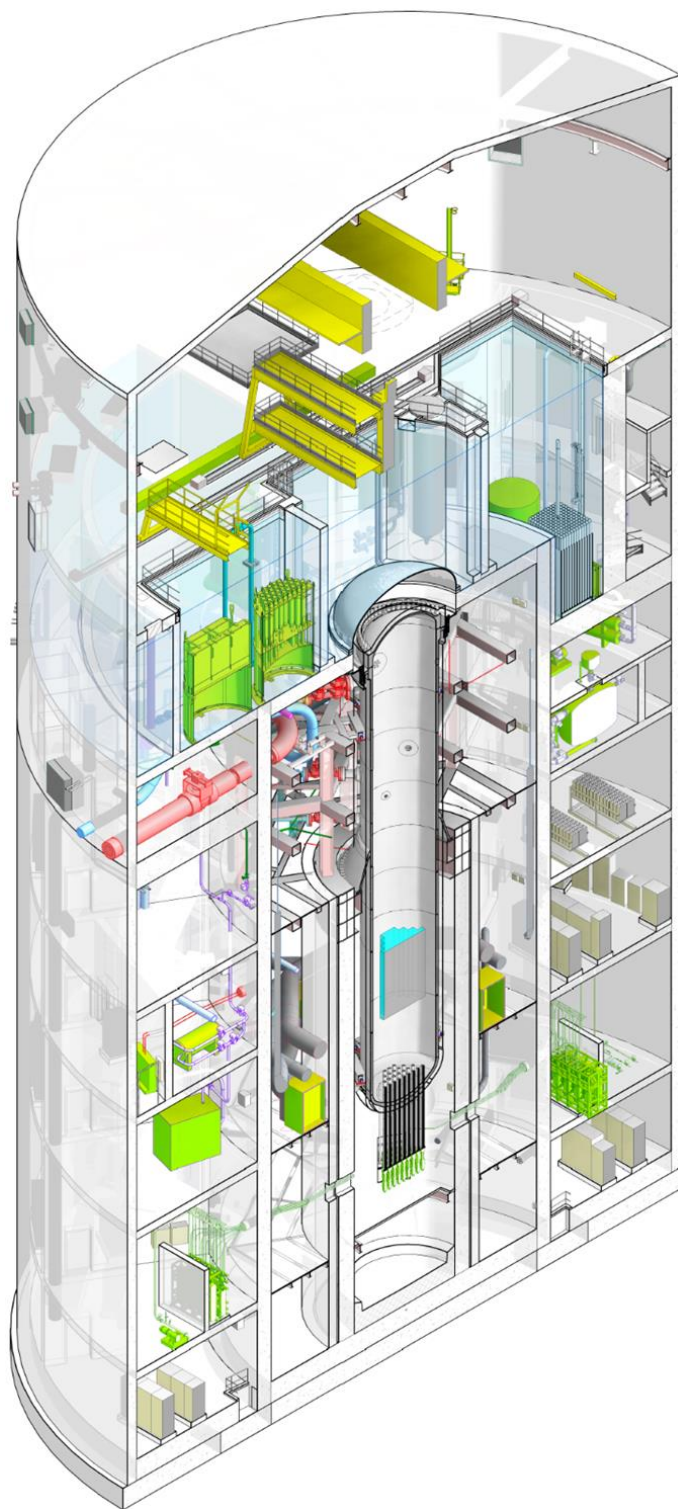
Konstrukcja BWRX-300 oparta jest o udane doświadczenia i wnioski z przeszło 60 lat eksploatacji reaktorów wodnych wrzących. Ważnymi cechami BWRX-300 są:

- 10-ta generacja BWR
- Ewolucyjne rozwinięcie reaktora ESBWR posiadającego homologację amerykańskiej komisji dozoru jądrowego (USNRC),
- projekt optymalizowany pod względem kosztów,
- znacząca redukcja kosztu MW mocy zainstalowanej,
- światowej klasy poziom bezpieczeństwa,
- możliwość pracy ze zmienną mocą wg zapotrzebowania,
- rozwiązanie odpowiednie do wytwarzania energii elektrycznej oraz zastosowań przemysłowych, w tym do wytwarzania wodoru,
- rozwiązania w zakresie realizacji budowy traktowane jako integralna część projektu,
- zredukowana załoga i konieczność ochrony obiektu
- Rozwiązanie przeznaczone do homologacji na poziomie międzynarodowym

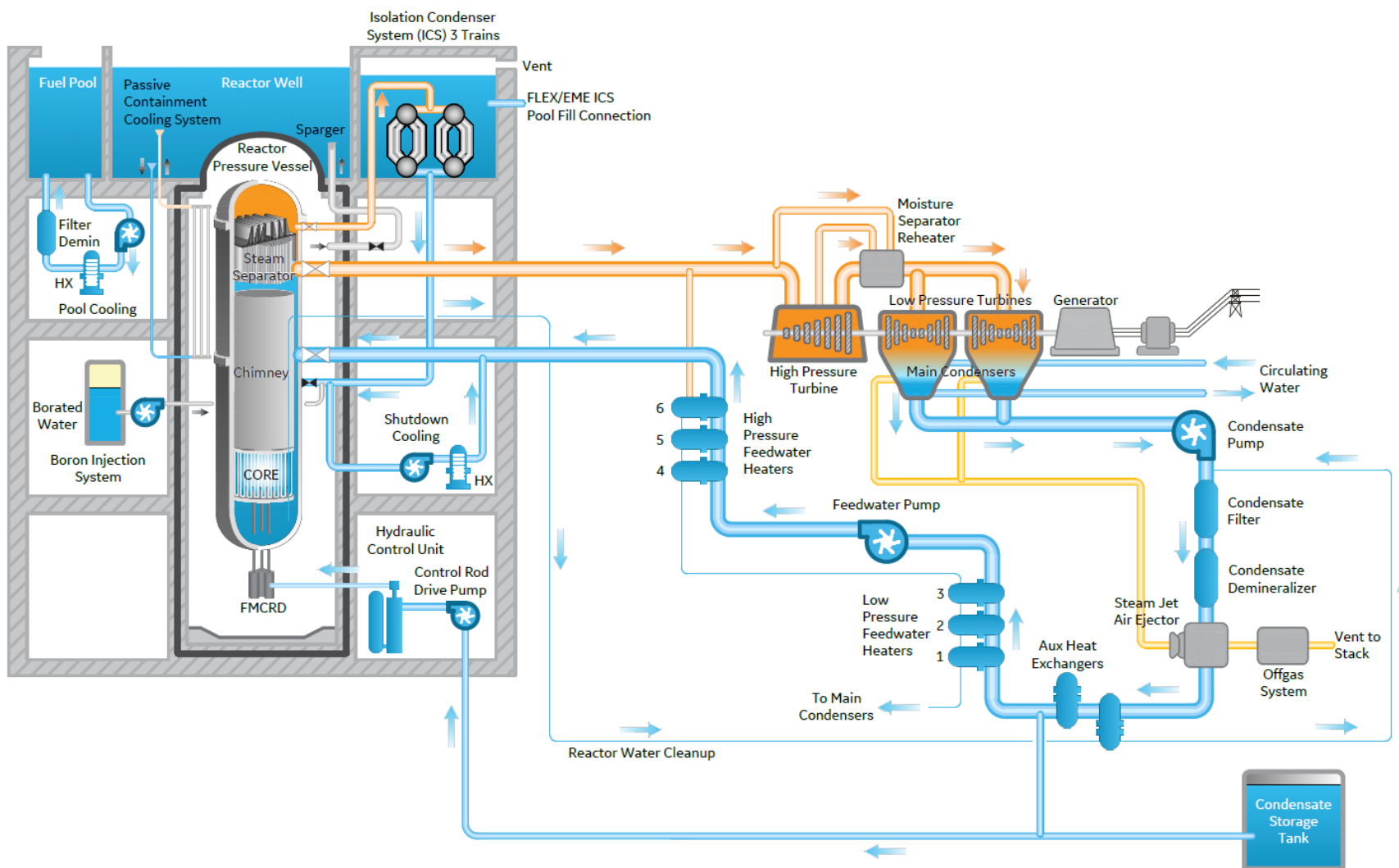
BWRX-300 realizuje optymalizację innowacji pod kątem gotowości technologii. Opiera się on na paliwie posiadającym już homologację i obecnie używanym na całym świecie i wykorzystywanym przez większość floty BWR. Projekt optymalnie wykorzystuje materiały i techniki wytwarzania, jednocześnie uwzględniając przełomowe pasywne i proste koncepcje konstrukcyjne. Rezultatem jest ekonomiczna i nowoczesna konstrukcja reaktora charakteryzująca się światowej klasy poziomem bezpieczeństwa oraz parametrami ekonomicznymi, która może uzyskać homologację i zostać zrealizowana w niedalekiej przyszłości. Oferuje ona niski poziom ryzyka w porównaniu z historycznymi projektami reaktorów lekkowodnych (ang. Light water Reactor, LWR) realizowanymi w USA, Europie i Azji oraz oferuje wysoki poziom konkurencyjności na światowych rynkach energii.

Kluczowe uproszczenia wprowadzone w konstrukcji BWRX-300 to zastosowanie zintegrowanych zaworów odcinających zbiornik ciśnieniowy reaktora, co pozwala na złagodzenie przebiegu awarii z utratą chłodziwa, oraz skraplaczy izolacyjnych reaktora o dużej mocy zapewniających ochronę przed wzrostem ciśnienia bez potrzeby stosowania upustowych zaworów bezpieczeństwa. Skraplacze izolacyjne reaktora działają również jako ECCS, wykorzystują naturalną cyrkulację i nie wymagają zasilania prądem zmiennym (AC) do realizacji swoich funkcji.

Przekrój budynku reaktora BWRX-300 przedstawiono na Rysunek 2-1, *Konstrukcja reaktora BWRX-300 i jego obudowy bezpieczeństwa*. Na rysunku Rysunek 2-2, *Główne układy BWRX-300*, pokazane są w schematycznie główne układy oraz ich wzajemne połączenia.



**Rysunek 2-1: Konstrukcja budynku reaktora BWRX-300 i jego obudowy bezpieczeństwa**



Rysunek 2-2 Główne układy bloku z reaktorem BWRX-300

EN	PL
Fuel Pool	Basen paliwa
Passive Containment Cooling System	Pasywny system chłodzenia obudowy bezpieczeństwa
Reactor Well	Szyb reaktora
Sparger	Rozpryskiwacz
Filter Demin	Filtr demin.
HX	Wymiennik ciepła
Pool Cooling	Chłodzenie basenu
Borated Water	Roztwór kwasu borowego
Boron Injection System	Układ wtrysku roztworu kwasu borowego
Reactor Pressure Vessel	Zbiornik ciśnieniowy reaktora
Steam Separator	Separator pary
Chimney	komin;
CORE	RDZEŃ
FMCRD	Napędy prętów sterujących
Shutdown Cooling	Układ odprowadzania ciepła powyłaczeniowego
Hydraulic Control Unit	Hydrauliczny agregat sterujący
Control Rod Drive Pump	Pompa napędów prętów sterujących
Isolation Condenser System (ICS) 3 Trains	Układ skraplaczy izolacyjnych reaktora (ICS) 3 ciągi
Vent	Wywiew
FLEX/EME ICS Pool Fill Connection	Przyłącze FLEX/EME uzupełniania basenu ICS
Moisture Separator Reheater	Separator wilgoci i podgrzewacz pary
Low Pressure Turbines	Turbiny niskoprężne
Generator	Generator
High Pressure Turbine	Turbina wysokoprężna
Main Condensers	Skraplacze główne
High Pressure Feedwater Heaters	Podgrzewacze wysokoprężne wody zasilającej
Feedwater Pump	Pompa wody zasilającej
Circulating Water	Obieg wody chłodzącej
Condensate Pump	Pompa kondensatu

Condensate Filter	Filtr kondensatu
Condensate Demineralizer	Stacja demineralizacji kondensatu
Steam Jet Air Ejector	Smoczek parowy
Offgas System	Układ gazów odlotowych
Vent to Stack	Wyprowadzenie do komina wentylacyjnego
Aux Heat Exchangers	Pomocnicze wymienniki ciepła
Low Pressure Feedwater Heaters	Podgrzewacze niskoprężne wody zasilającej
To Main Condensers	Do skraplaczy głównych
Reactor Water Cleanup	Rurociąg oczyszczania wody chłodzącej reaktor
Condensate Storage Tank	Zbiornik kondensatu

## 2.1 Unikalne cechy konstrukcyjne

Choć BWRX-300 to w przeważającej części tradycyjny reaktor wodny wrzący, w jego konstrukcji uwzględniono kilka rozwiązań upraszczających i prowadzących do obniżenia kosztów. Wśród nich można wymienić:

1. zintegrowane zawory odcinające zbiornik ciśnieniowy reaktora: Zbiornik ciśnieniowy reaktora BWRX-300 zaopatrzony jest w zawory odcinające zintegrowane ze zbiornikiem ciśnieniowym reaktora, które zapewniają szybkie odcięcie rozerwanego rurociągu, pomagając łagodzić skutki awarii z utratą chłodziwa. Wszystkie duże przewody transportujące płyny z przepustami do zbiornika ciśnieniowego reaktora zaopatrzone są w podwójne zawory odcinające stanowiące integralną część zbiornika ciśnieniowego reaktora.
2. Brak zaworów bezpieczeństwa (SRV): zawory bezpieczeństwa zostały wyeliminowane z konstrukcji BWRX-300. Układ skraplaczy izolacyjnych reaktora o dużej mocy w połączeniu z dużą objętością pary w zbiorniku ciśnieniowym reaktora zapewnia ochronę przed nadmiernym wzrostem ciśnienia przy użyciu urządzeń Klasy 1 zgodnie z zapisami Sekcji III normy ASME BPVC. W ujęciu historycznym zawory bezpieczeństwa reaktora BWR były najbardziej prawdopodobną przyczyną awarii z utratą chłodziwa, zostały one zatem wyeliminowane z konstrukcji BWRX-300.
3. sucha obudowa bezpieczeństwa: reaktor BWRX-300 posiada obudowę bezpieczeństwa typu suchego. Wykazano, że zapewnia ona efektywne powstrzymanie emisji pary, wody oraz produktów rozszczepienia po awarii z utratą chłodziwa.
4. konstrukcja zoptymalizowana pod kątem kosztów: Konstrukcja BWRX-300 od początku opracowywana była z uwzględnieniem optymalizacji kosztów oraz efektywnej realizacji instalacji, poczynając od uproszczonej konfiguracji wymagającej mniejszej liczby systemów bezpieczeństwa oraz związanych z bezpieczeństwem zbiorników wody. Koncepcja ta została również zaadaptowana tak, by możliwe było zastosowanie komercyjnych norm budowlanych, a także efektywnych pod względem kosztów i pracochłonności technik realizacji konstrukcji podziemnych. Konstrukcja została zoptymalizowana pod kątem łatwej realizacji;
5. wykorzystanie standardowych urządzeń dostępnych w handlu: dzięki mniejszemu rozmiarowi, konstrukcja BWRX-300 wykorzystuje standardowe dostępne w handlu urządzenia w większym stopniu, niż wcześniejsze reaktory wodne wrzące. Na przykład modele turbiny i generatora zostały zastosowane w wielu projektach elektrowni opalanych paliwami kopalnymi, takich jak bloki gazowo-parowe, i mogą być stosowane w tej elektrowni przy niewielkich modyfikacjach. Prowadzi to do obniżenia kosztów.

## 2.2 Najważniejsze cechy konstrukcyjne

Kluczowe cechy BWRX-300 i ich porównanie do reaktorów ABWR i ESBWR zestawiono w Tabeli 2-1, *Porównanie cech konstrukcyjnych*.

**Tabela 2-1: Porównanie cech konstrukcyjnych**

<b>Cecha</b>	<b>ABWR</b>	<b>ESBWR</b>	<b>BWRX-300</b>
Typ instalacji	Jednoobiegowy BWR	Jednoobiegowy BWR	Jednoobiegowy BWR
Moc bloku brutto	~1 350 MWe	~1 600 MWe	~300 MWe
Moc cieplna reaktora	3 926 MWth	4 500 MWth	870 MWth
Recyrkulacja chłodziwa reaktora	Wewnętrzne pompy reaktora	Obieg naturalny	Obieg naturalny
Ciśnienie robocze w reaktorze	7,2 MPa (bezwzględne)	7,2 MPa (bezwzględne)	7,2 MPa (bezwzględne)
Zbiornik reaktora	Szerokie wykorzystanie kutyh pierścieni	Szerokie wykorzystanie kutyh pierścieni	Szerokie wykorzystanie kutyh pierścieni; zintegrowane zawory odcinające
Średnica wewnętrzna zbiornika reaktora	7,1 m	7,1 m	4 m
Wysokość wewnętrzna zbiornika reaktora	21,0 m	27,6 m	26 m
Rodzaj paliwa	GE14	GNF2e	GNF2
Liczba kaset paliwowych	872	1,132	240
Typ prętów sterujących	Krzyżowe B <sub>4</sub> C lub Hf	Krzyżowe B <sub>4</sub> C lub Hf	Krzyżowe B <sub>4</sub> C lub Hf
Typ napędów prętów sterujących (CRD)	Precyzyjne Napędy prętów sterujących (FMCRD)	Precyzyjne Napędy prętów sterujących (FMCRD)	Precyzyjne Napędy prętów sterujących (FMCRD)
Liczba prętów sterujących	205	269	57
Przygotowanie pary	Separatory pary AS-2B Klinowy osuszacz pary	Separatory pary AS-2B Klinowy osuszacz pary	Separatory pary AS-2B Klinowy osuszacz pary
Typ pierwotnej obudowy bezpieczeństwa	Obudowa bezpieczeństwa z betonu zbrojonego	Obudowa bezpieczeństwa z betonu zbrojonego	Kompozytowa obudowa bezpieczeństwa z płyt stalowych
System awaryjnego chłodzenia rdzenia (ECCS)	Trójsekcyjny	Pasywny	Pasywny
Układ wody uzupełniającej chłodzenia reaktora w stanie odciętym	Układ chłodzenia rdzenia reaktora w stanie odciętym	Pasywne skraplacze izolacyjne reaktora	Pasywne skraplacze izolacyjne reaktora
Układ odprowadzania ciepła powyłączeniowego	Trójsekcyjny system odprowadzania ciepła powyłączeniowego Związany z bezpieczeństwem	Niezwiązany z bezpieczeństwem	SC3
System chłodzenia pierwotnej obudowy bezpieczeństwa	Trójsekcyjny system odprowadzania ciepła powyłączeniowego	Pasywny	Pasywny

**Tabela 2-1: Porównanie cech konstrukcyjnych**

<b>Cecha</b>	<b>ABWR</b>	<b>ESBWR</b>	<b>BWRX-300</b>
Awaryjne zasilanie napięciem przemiennym	3 dieslowskie agregaty prądotwórcze związane z bezpieczeństwem	Niezwiązany z bezpieczeństwem	Dwa generatory Diesla SC3
Aparatura kontrolno-pomiarowa i automatyka	Cyfrowa, multipleksowa, światłowodowa, wielokanałowa	Cyfrowa, multipleksowa, światłowodowa, wielokanałowa Różnorodny analogowy system DL4a	Cyfrowy, multipleksowy, światłowodowy, wielokanałowy, zróżnicowany analogowy system DL4a
Kalibracja pomiarów wewnętrzzdzeniowych	Układ sondy trawersującej w rdzeniu	Stałe wewnętrzzdzeniowe termometry gamma (GT)	Stałe wewnętrzzdzeniowe GT
Sterownia	Z zadaniowymi stanowiskami operatorskimi	Z zadaniowymi stanowiskami operatorskimi	Z zadaniowymi stanowiskami operatorskimi



### 3.0 JĄDROWY UKŁAD WYTWARZANIA PARY I JEGO ELEMENTY

Instalacja z reaktorem BWRX-300 złożona jest z szeregu systemów mechanicznych zoptymalizowana pod kątem kosztów i efektywności pracy w celu spełnienia celów projektu w zakresie ekonomiki.

#### 3.1 Jądrowy układ wodno-parowy

BWRX-300 został zaprojektowany z wykorzystaniem sprawdzonego łańcucha dostaw reaktora ABWR (*Status Report 98 – Advanced Boiling Water Reactor II (ABWR II) [Raport o stanie 98 - Zaawansowany reaktor wodny wrzący II (ABWR II)]*), część 2.2 (13)) oraz wstępnie zaprojektowanych cech z reaktora ESBWR *Raport o stanie 100 - Ekonomiczny uproszczony reaktor wodno-wrzący [Status Report 100 – Economic Simplified Boiling Water Reactor]*, części 2.4, 2.5, 7.3 i 7.4 (14)) dla jego obiegu pierwotnego lub jądrowego układu wodno-parowego (NBS). Jądrowy układ wodno-parowy składa się z trzech podukładów: zbiornik ciśnieniowy reaktora i elementy wewnętrzne, urządzenia pomiarowe głównego układu pary i zbiornika ciśnieniowego reaktora.

Podstawowe funkcje układu wodno-parowego to:

- podawanie pary ze zbiornika ciśnieniowego reaktora do głównego układu pary turbiny
- odbieranie wody zasilającej z układu kondensatu i wody zasilającej (CFS) do zbiornika ciśnieniowego reaktora
- zapewnienie ochrony granicy ciśnieniowej obiegu chłodzenia reaktora (RCPB) przed nadmiernym wzrostem ciśnienia,
- zapewnienie konstrukcji wsporczych rdzenia umożliwiających prętom sterującym zatrzymanie reakcji jądrowej podczas wprowadzania ich w rdzeń przez odpowiednie hydrauliczne agregaty sterujące (HCU),
- zapewnienie ścieżki przepływu, aby umożliwić chłodziwu rdzenia utrzymywanie rdzenia w stanie schłodzonym z wykorzystaniem obiegu naturalnego.

Konstrukcja jądrowego układu wodno-parowego jest zgodna z koncepcją bezpieczeństwa konstrukcji na rzecz łagodzenia skutków awarii z utratą chłodziwa. Opiera się ona na wykorzystaniu własnych marginesów (np. większy zapas wody) w celu wyeliminowania problemów systemowych oraz ograniczenia liczby i rozmiarów króćców zbiornika ciśnieniowego reaktora w porównaniu z poprzednimi konstrukcjami. Wszystkie króćce znajdują się znacznie powyżej poziomu aktywnego paliwa, a kołnierzowe zawory odcinające reaktora (ang. Reactor Isolation Valves, RIV) znajdują się bliżej zbiornika ciśnieniowego reaktora niż w poprzednich konstrukcjach. Stosunkowo duża objętość zbiornika ciśnieniowego reaktora ze stosunkowo wysokim rejonem komory konwekcyjnej zapewnia zastosowanie znacząco dużego zbiornika wody nad rdzeniem. Zapewnia to utrzymanie poziomu wody w reaktorze na poziomie lub powyżej szczytu paliwa aktywnego (TAF) oraz utrzymanie temperatury koszulek paliwowych w normalnym zakresie temperatur roboczych po stanach przejściowych obejmujących przerwy w przepływie wody zasilającej (FW) lub awarie z utratą chłodziwa. Te cechy konstrukcyjne pozwalają zachować odpowiedni zapas chłodziwa dla reaktora, aby zapewnić utrzymanie odpowiedniego chłodzenia rdzenia. Duża objętość zbiornika ciśnieniowego reaktora zwiększa bezpieczeństwo poprzez zmniejszenie szybkości, z jaką następuje wzrost ciśnienia w reaktorze, jeśli reaktor zostanie nagle odcięty od swojego normalnego odbiornika ciepła odpadowego (ang. Normal Heat Sink, NHS).

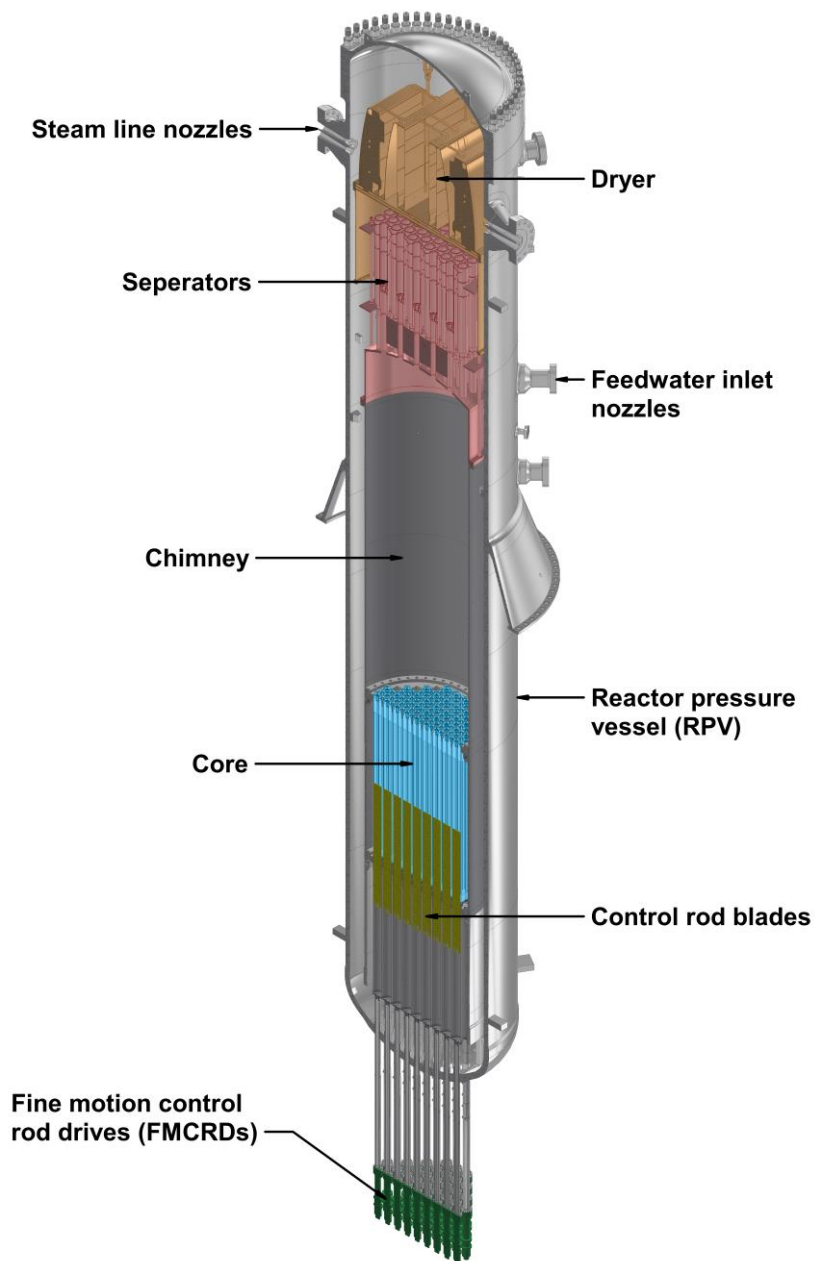
### 3.1.1 Zbiornik ciśnieniowy reaktora

Zbiornik ciśnieniowy reaktora stanowi główną część granicy ciśnieniowej obiegu chłodzenia reaktora (RCPB), zawiera ścieżkę przepływu chłodziwa reaktora przez paliwo i wytwarza parę do napędzania turbin wysokoprężnych i niskoprężnych. Przepływ przez rdzeń odbywa się z wykorzystaniem obiegu naturalnego; pompy nie są wymagane do zapewnienia przepływu czynnika chłodzącego przez zbiornik ciśnieniowy reaktora. Obieg naturalny jest możliwy dzięki wysokiej komorze konwekcyjnej pomiędzy górną częścią rdzenia w górnej prowadnicy a dolną częścią separatorów pary. Konstrukcja zbiornika ciśnieniowego reaktora jest taka, że poziom wszystkich króćców znajduje się znacznie powyżej górnego poziomu paliwa aktywnego.

Zbiornik ciśnieniowy reaktora (RPV) ma postać pionowego cylindra wykonanego z pierścieni i płyt walcowanych połączonych spawaniem, z demontowalną górną pokrywą, kołnierzem pokrywy, uszczelnieniami i śrubami. W zbiorniku wykonane są przepusty, króćce oraz konstrukcje wsporcze dla osłony rdzenia. Zbiornik ciśnieniowy reaktora ma minimalną średnicę wewnętrzną około 4 m, grubość ściany z okładzinami około 136 mm i wysokość około 26 m. Rzędna dolna paliwa aktywnego znajduje się około 5,2 m od dna zbiornika, a rdzeń aktywny ma wysokość 3,8 m.

Zespół zbiornika ciśnieniowego reaktora BWRX-300 przedstawiony na Rysunek 3-1, *Zbiornik ciśnieniowy reaktora BWRX-300 z elementami wewnętrznymi*, składa się ze zbiornika ciśnieniowego reaktora z króćcami, wbudowanymi zaworami odcinającymi reaktora wraz z pozostałym osprzętem zbiornika, demontowalną pokrywą, elementami wewnątrzreaktorowymi i wspornikami.

Urządzenia pomiarowe zbiornika ciśnieniowego zapewniają monitorowanie warunków wewnątrz zbiornika w pełnym zakresie warunków pracy na mocy oraz w stanie wyłączenia. Zbiornik ciśnieniowy, wraz z jego elementami wewnętrznymi, zapewnia prowadzenie i podparcie precyzyjnych napędów prętów sterujących.



**Rysunek 3-1: Zbiornik ciśnieniowy reaktora BWRX-300 z elementami wewnętrznymi**

EN	PL
Steam line nozzles	Dysze rurociągów parowych
Dryer	Osuszacz
Separators	Separatory
Feedwater inlet nozzles	Dysze wlotowe wody zasilającej
Chimney	komora konwekcyjna
Reactor pressure vessel (RPV)	Zbiornik ciśnieniowy reaktora (RPV)
Core	Rdzeń
Control rod blades	Części aktywne prętów sterujących

Fine motion control rod drivers (FMCRDs)	Precyzyjne napędy prętów sterujących (FMCRD)
--	--

### 3.1.1.1 Elementy wewnątrzreaktorowe

Główne elementy wewnętrzne reaktora to:

- rdzeń reaktora (pręty sterujące i oprzyrządowanie jądrowe);
- konstrukcje wsporcze rdzenia (osłona, wsporniki osłony, prowadnica górna, płyta rdzenia, rura prowadząca prętów sterujących oraz perforowana podpora paliwa);
- komora konwekcyjna;
- głowica komory konwekcyjnej oraz moduł separatora pary;
- moduł osuszacza pary;

Z wyjątkiem stopu Zircaloy w rdzeniu reaktora, wymienione wyżej elementy wewnątrzreaktorowe wykonane są ze stali nierdzewnej odpornej na korozję naprężeniową lub innych stali wysokostopowych.

Kasety paliwowe (w tym pręty paliwowe i kanały), pręty sterujące, głowica komina, separatory pary, osuszacz pary oraz wewnątrzrdzeniowe przyrządy pomiarowe mogą być wyjęte z reaktora po otwarciu zbiornika ciśnieniowego w celu przeładunku paliwa lub remontu.

Elementy wewnątrzreaktorowe zbiornika ciśnieniowego reaktora opisano od dołu do góry zbiornika ciśnieniowego reaktora.

Obudowy napędu prętów sterujących (CRDH) stanowią przedłużenie granicy ciśnieniowej zbiornika ciśnieniowego reaktora na dennicy do montażu precyzyjnych napędów pręta sterującego. Podpierają one również masę precyzyjnego napędu pręta sterującego, pręta sterującego, rury prowadzącej pręta sterującego (CRGT), tulei termicznej, perforowanej podpory paliwa (OFS) oraz czterech kaset paliwowych. Ponadto zapewniają one porty do mocowania hydraulicznych przewodów zasilających precyzyjny napęd pręta sterującego.

Rury prowadzące prętów sterujących mieszczą się w otworach w płycie rdzenia i spoczywają na obudowach napędu pręta sterującego przyspawanych do dennicy reaktora. Zapewniają podporę boczną i doprowadzają wodę do prętów sterujących, przesuwających się w górę i w dół w obrębie rdzenia w celu zmiany poziomów mocy reaktora. Rura prowadząca pręta sterującego zapewnia również pionowe podparcie dla perforowanych wsporników paliwowych oraz dla czterech wiązek paliwa opartych na perforowanych podporach paliwa.

Perforowane podpory paliwowe spoczywają wewnątrz odpowiedniej rury prowadzącej pręta sterującego. Za pomocą kołnierza, osadzone są na górnym końcu rury prowadzącej pręta sterującego w celu przeniesienia obciążenia pionowego. Zapewniają one gniazdo do osadzenia dolnego końca każdej kasety paliwowej, a także zapewniają żłobki krzyżowe w celu utrzymania wyosiowania całkowicie wysuniętego pręta sterującego i prowadzenia części aktywnej pręta sterującego podczas odpowiednio jego podnoszenia lub opuszczania w celu zmniejszenia lub zwiększenia mocy reaktora. Żłobki perforowanych podpór paliwa mają kluczowe znaczenie dla utrzymania prawidłowo wyosiowanych części aktywnych prętów sterujących pomiędzy czterema kasetami paliwowymi w celu szybkiego ich wprowadzenia do rdzenia z położenia całkowicie wysuniętego.

Wspornik osłony to okrągły zestaw z pionowymi nogami przyspawanymi do dennicy reaktora. Wspornik osłony zapewnia podporę pionową i boczną osłony i innych elementów, takich jak prowadnica górna i płyta rdzenia. Wspiera również komorę konwekcyjną i pokrywę komory konwekcyjnej oraz zespół separatora wilgoci z pary.

Płyta rdzenia znajduje się w dolnej części obszaru rdzenia reaktora. Zapewnia podporę boczną kaset paliwowych i prętów sterujących przez perforowaną podporę paliwa, podporę pionową i boczną jądrowych urządzeń pomiarowych oraz podporę pionową i boczną źródeł rozruchowych, a także peryferyjnych podpór paliwowych i kaset paliwowych. Płyta rdzenia znajduje się pomiędzy wspornikiem osłony a osłoną i te trzy elementy są ze sobą skręcone śrubami.

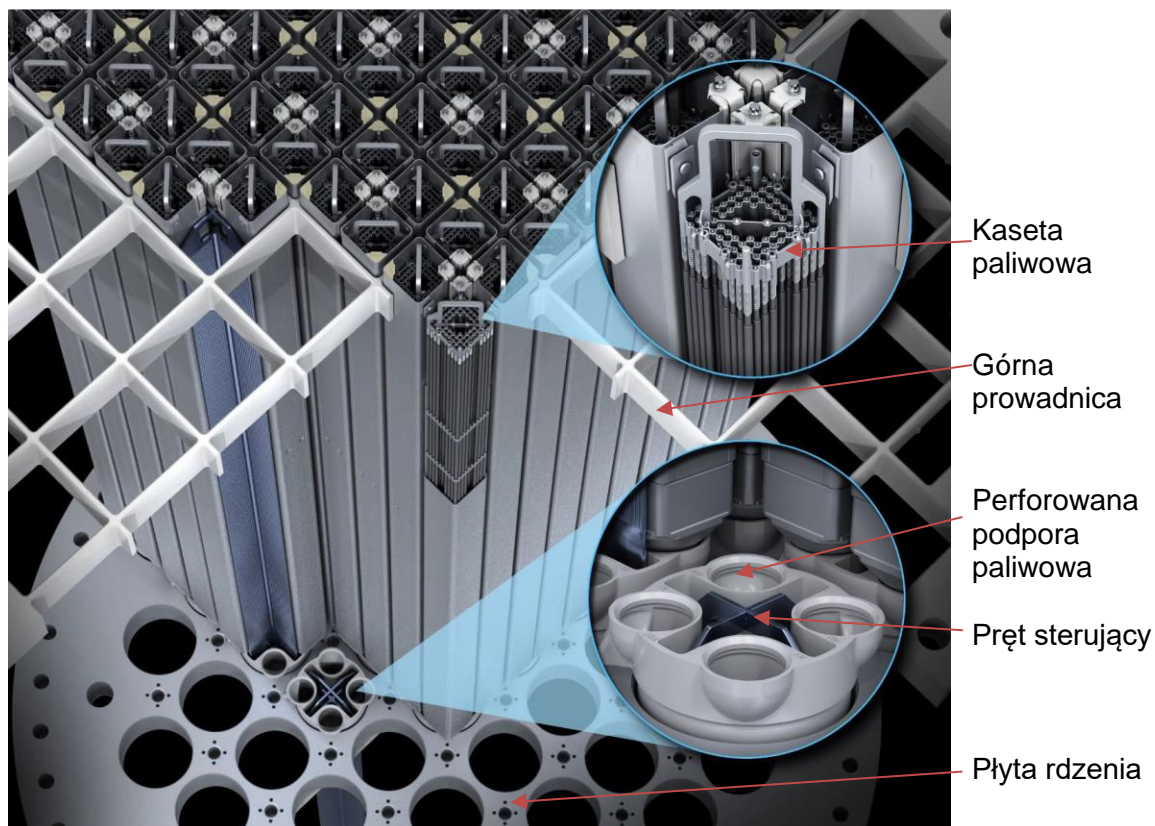
Osłona i komora konwekcyjna tworzą cylindryczny zestaw ze stali nierdzewnej, który zapewnia przegrodę oddzielającą przepływ chłodziwa w górę przez rdzeń od przepływu recyrkulacyjnego w dół. Przegroda ta oddziela obszar rdzenia od pierścienia przewodu opadowego. Obszar tego zestawu jest podzielony na trzy regiony.

Osłona zapewnia podporę poziomą rdzenia. Górna prowadnica znajduje się w górnej części rdzenia reaktora. Zapewnia podporę boczną kaset paliwowych, jądrowych urządzeń pomiarowych, źródeł rozruchowych i prętów sterujących. Górna prowadnica znajduje się pomiędzy osłoną a tuleją komory konwekcyjnej i te trzy elementy są ze sobą skręcone śrubami.

Komora konwekcyjna jest długim cylindrem zamontowanym na prowadnicy górnej, która podpira zestaw separatora wilgoci z pary. Komora konwekcyjna zapewnia dodatkową wysokość przewodu opadowego na potrzeby różnicy ciśnień niezbędnej do utrzymania cyrkulacji naturalnej. Komora konwekcyjna tworzy pierścień oddzielający przechłodzoną recyrkulację w dół od wychodzącego z rdzenia w górę przepływu mieszaniny para-woda. Przepływ recyrkulacyjny składa się z chłodziwa reaktora powracającego z separatorów wilgoci z pary i uzupełniającej wody zasilającej. Cylinder komory konwekcyjnej jest przymocowany kołnierzowo odpowiednio w dolnej i górnej części do górnej prowadnicy i pokrywy komory konwekcyjnej.

Pokrywa komory konwekcyjnej i zespół separatorów wilgoci z pary tworzą górną część komory mieszania mieszaniny wylotowej rdzenia reaktora. Komora mieszania zapewnia homogenizację mieszaniny para-woda przed jej wprowadzeniem do separatorów wilgoci z pary. Poszczególne separatory wilgoci z pary o przepływie osiowym ze stali nierdzewnej są podparte na i przymocowane do górnej części pionów, które są przyspawane do pokrywy komory konwekcyjnej. Separatory wilgoci z pary nie mają ruchomych części. W każdym separatorze mieszanina para-woda unosząca się przez pion przepływa przez łopatki w celu oddzielenia wody od pary. Oddzielona woda przepływa z dolnej części separatora wilgoci z pary do obszaru przewodu opadowego. Zespół separatora wilgoci z pary można zdemontować ze zbiornika ciśnieniowego reaktora na potrzeby przeładunku paliwa i wykonania innych czynności wewnątrz zbiornika.

Zespół osuszacza pary wykonuje zadanie polegające na usuwaniu wilgoci z pary, zanim para opuści reaktor. Osuszacz pary jest wsparty na zestawie czterech wsporników rozmieszczonych równomiernie wokół wewnętrznej ściany płaszcza zbiornika. Pierścień oporowy osuszacza spoczywa na tych wspornikach. Wewnątrz pokrywy zbiornika zamontowane są dodatkowe wsporniki dociskowe w celu ograniczenia ruchu osuszacza w pionie pod wpływem obciążeń sejsmicznych lub dynamicznych. Te cztery wsporniki dociskowe są zamontowane w taki sposób, aby znajdowały się nad uchami do podnoszenia osuszacza pary. Ruch poziomy spowodowany obciążeniami sejsmicznymi lub dynamicznymi jest ograniczony przez zestaw czterech bloków sejsmicznych zamontowanych na pierścieniu oporowym osuszacza pary. Zawartość wilgoci jest niższa niż 0,1% przy 100% mocy reaktora, gdy para opuszcza reaktor, zmierzając do turbiny.



**Rysunek 3-2: Widok wycinka reaktora**

### 3.1.1.2 Zawory odcinające reaktora

Konstrukcja zaworów odcinających reaktora BWRX-300 stanowi krytyczny element ogólnej strategii łagodzenia przebiegu i skutków awarii z utratą chłodziwa przyjętej w konstrukcji BWRX-300. Fundamentalnym celem konstrukcji BWRX-300 jest wykonanie i homologowanie konstrukcji w sposób zapewniający wyeliminowanie niemożliwych do odizolowania awarii z utratą chłodziwa spowodowanych rozerwaniem rurociągu o średnicy nominalnej większej niż 19 mm (3/4 cala). Innowacja ta pozwala na zastosowanie prostszych pasywnych systemów bezpieczeństwa, bardziej zwartej obudowy bezpieczeństwa typu suchego oraz budynku reaktora o prostszej konstrukcji w porównaniu z wcześniejszymi konstrukcjami reaktorów lekkowodnych.

W konstrukcji BWRX-300 wyeliminowano tradycyjne awarie z utratą chłodziwa na skutek dużego rozerwania rurociągu przez zastosowanie nowatorskich zwielokrotnionych zaworów odcinających reaktora zintegrowanych ze zbiornikiem ciśnieniowym reaktora. Rozwiązanie to pozwala na automatyczne odizolowanie zbiornika reaktora, szybkie zatrzymanie wycieku chłodziwa po rozerwaniu dalszej części rurociągu. Konstrukcja zaworów odcinających zbiornik ciśnieniowy reaktora BWRX-300 charakteryzuje się następującymi rozwiązaniami:

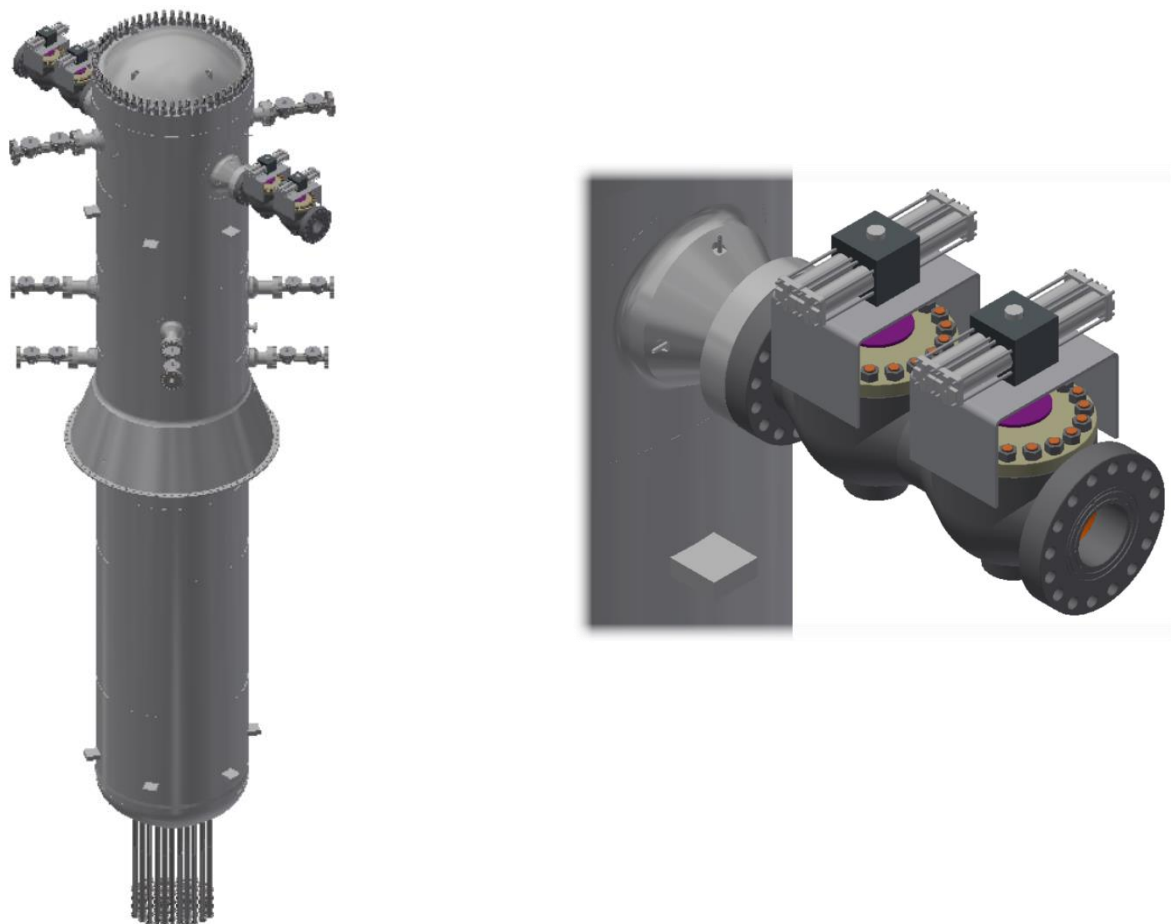
- podwójne zawory ćwierćobrotowe stanowiące integralną część zbiornika reaktora, zamontowane na każdym króccu zbiornika o średnicy > 19 mm;
- Redundantne, szczelne zawory, które są odporne na uszkodzenie ze wspólnej przyczyny i znajdują się w stanie bezpiecznym po uszkodzeniu, to znaczy utrata zasilania lub hydrauliki/powietrza powoduje zamknięcie zaworów.

- Żadna awaria pojedynczego elementu nie uniemożliwi zaworom odcinającym reaktora wykonywania ich zaprojektowanej funkcji.
- Automatycznie uruchamiane przy pomocy elementów sterowania SC1
  - Systemy SC dla oprzyrządowania i sterowania (I&C) są opisane w rozdziale 6.0 poniżej.

Zawory odcinające reaktora znajdują się na króćcach zbiornika ciśnieniowego reaktora układu pary świeżej, układu oczyszczania chłodziwa reaktora (CUW), rurociągów zasilających i powrotnych układu skraplaczy izolacyjnych reaktora, układu wody zasilającej i odpowietrzenia pokrywy.

Zawory odcinające reaktora zamykają się w celu ograniczenia utraty chłodziwa na skutek dużych i średnich rozerwań rurociągów. Koncepcja zaworów odcinających reaktora zakłada montaż dwóch zaworów odcinających reaktora połączonych szeregowo. Każdy z zaworów odcinających reaktora jest w stanie samodzielnie odciąć rurociąg. Zasadniczo, po zaniku zasilania zawory odcinające zbiornika ciśnieniowego reaktora zostają ustawione w położeniu zamkniętym. Wyjątkiem są jednak zawory odcinające reaktora na rurociągach doprowadzających parę i powrotnych skroplin układu skraplaczy izolacyjnych reaktora (ICS). Zawory odcinające reaktora na układzie skraplaczy izolacyjnych w przypadku awarii pozostają w niezmiennym położeniu, ponieważ pełnią funkcje bezpieczeństwa podczas wielu stanów przejściowych i zdarzeń awarii z utratą chłodziwa. Zawory te zamykają się automatycznie po wykryciu rozerwania w ciągu układu skraplaczy izolacyjnych reaktora, w którym znajduje się zawór odcinający reaktora.

Zawory odcinające reaktora instalowane są w podwójnych korpusach wykonanych jako zintegrowany zestaw połączony kołnierzem. Korpus lub korpusy zaworów mocowane są do zbiornika ciśnieniowego reaktora przy pomocy połączeń kołnierzowych. Korpusy zaworów kwalifikowane są jako zespoły Klasy 1 zgodnie z definicją ASME B&PV Code Section III. W rurociągach wyposażonych w zawory odcinające reaktora, najbliższy zbiornika punkt krańcowy rurociągu (tj. punkt narażony na wysokie naprężenia i zmęczenie) zlokalizowany jest dalej od zbiornika, niż zespół dwóch zaworów odcinających zbiornika ciśnieniowego reaktora połączonych szeregowo. Rysunek 3-3 pokazuje kołnierzowe zawory odcinające zbiornika reaktora.



**Rysunek 3-3: Konstrukcja zaworów odcinających zbiornik ciśnieniowy reaktora BWRX-300 (trzy rzuty tego samego zaworu)**

### 3.1.1.3 Podsystem odpowietrzania pokrywy zbiornika ciśnieniowego reaktora

Konstrukcja zbiornika ciśnieniowego reaktora BWRX-300 obejmuje wewnętrzne rurociągi prowadzone od wewnątrz górnej części obszaru kołpaka parowego zbiornika ciśnieniowego reaktora do obszaru poniżej kołnierza płaszczki zbiornika ciśnieniowego reaktora. Rurociąg odpowietrzania pokrywy przechodzi przez zbiornik ciśnieniowy reaktora przez dyszę po stronie reaktora z dwoma zaworami odcinającymi reaktor zamontowanymi kołnierzowo i szeregowo, co eliminuje rurociągi zewnętrzne, które trzeba zdemontować/odłączyć podczas każdego przestoju do przeładunku paliwa. Podczas normalnej eksploatacji gazy niekondensujące w obszarze kołpaka parowego są odprowadzane rurociągiem odpowietrzania pokrywy do rurociągu pary świeżej. Podczas okresów odstawiania reaktora poziom wody w reaktorze można mierzyć za pomocą przyłącza odpowietrzającego, które stanowi górny zaczepek czujnika urządzenia pomiarowego poziomu. Podczas odstawiania na zimno napełnianie zbiornika w celu zalania i próby wodnej jest przeprowadzane poprzez odpowietrzenie zbiornika ciśnieniowego reaktora. Gazy niekondensujące są odprowadzane do misy ściekowej urządzeń suchej studni, a przyłącze rurociągu pary jest zablokowane. Podczas opróżniania zbiornika w trakcie odstawiania powietrze wpływa do zbiornika przez zrywacze próżni na przewodzie odpowietrzającym.



### 3.1.2 Podukład pary świeżej

Podukład pary świeżej (MS) składa się z dwóch rurociągów pary od kołnierza wylotowego zewnętrznych zaworów odcinających reaktora pary świeżej (MSRIV) do zaworów odcinających turbiny (TSV), zaworów obejściowych turbiny (TBV), odwodnień rurociągu pary świeżej oraz innych zaworów odcinających/podtrzymujących obciążenie. Rurociągi zasilające do tych obciążeń, wszystkie odgałęzienia łączące do odpowiednich zaworów odcinających włącznie oraz wszystkie powiązane podpory rurociągów są również częścią podukładu pary świeżej.

Odwodnienia rurociągu pary świeżej usuwają kondensat z rurociągów pary świeżej do skraplacza głównego podczas rozruchu, pracy na małej mocy, normalnej pracy na mocy i odstawienia. Obniżenie mocy do poziomu niskiego powoduje automatyczne otwarcie zaworów na przewodzie spustowym z napędem pneumatycznym, zapewniając tym samym przepływ odwodnień do skraplacza głównego.

### 3.1.3 Jądrowe urządzenia pomiarowe

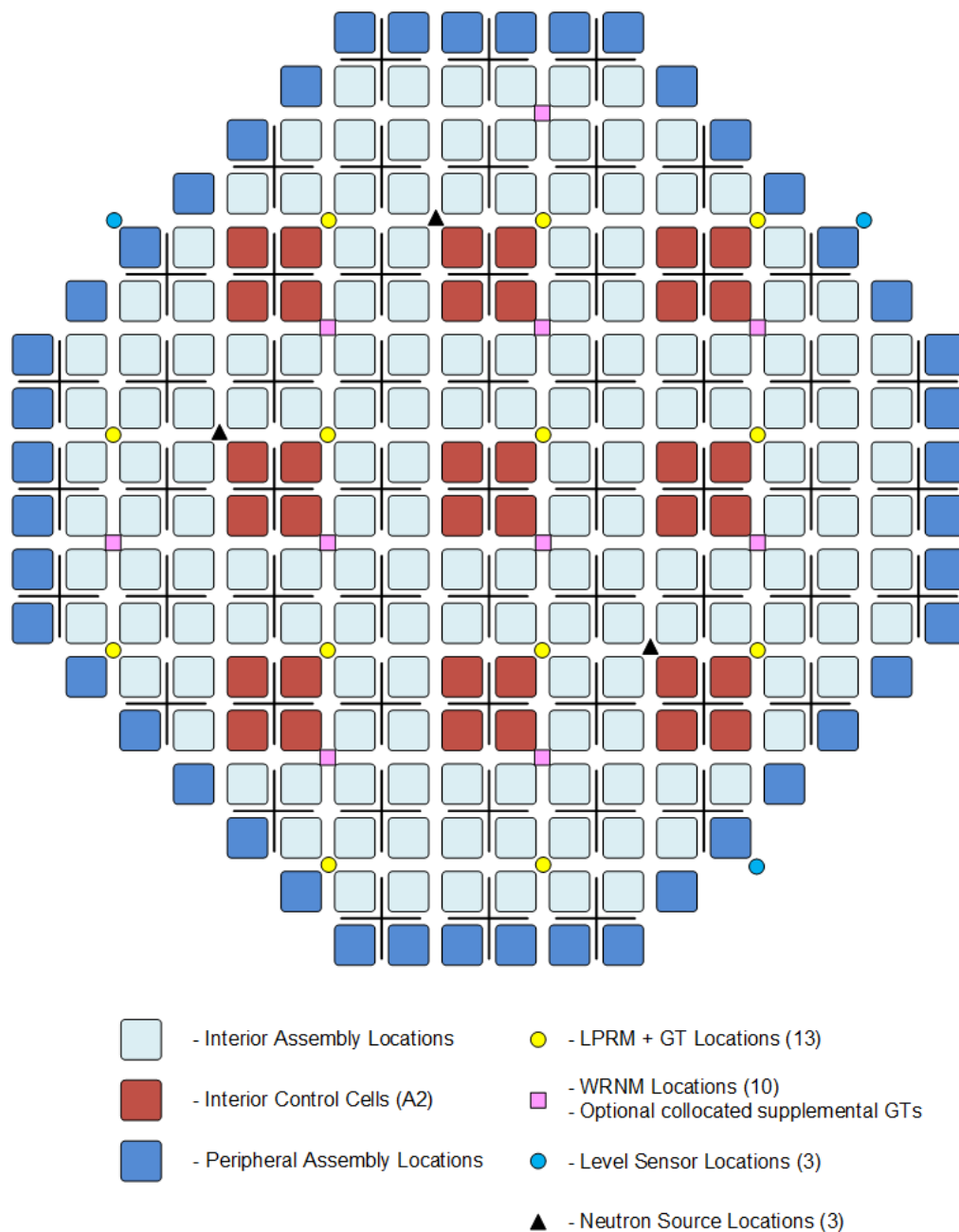
Jądrowe urządzenia pomiarowe (rdzenia reaktora) składają się z monitorów strumienia neutronów lokalnego zakresu (LPRM), termometrów gamma (GT) oraz monitorów strumienia neutronów szerokiego zakresu (WRNM).

Obejmują 13 pionowych „ciągów” monitorów strumienia neutronów lokalnego zakresu rozmieszczonych promieniowo na całym rdzeniu BWRX-300. Każdy ciąg zawiera cztery monitory strumienia neutronów lokalnego zakresu rozmieszczone pionowo i równomiernie wzdłuż wysokości rdzenia. Ciągi monitorów strumienia neutronów lokalnego zakresu znajdują się pomiędzy narożnikami kanałów paliwowych sąsiednich czterech kaset paliwowych. Całkowita liczba 52 monitorów strumienia neutronów lokalnego zakresu jest podzielona na trzy sekcje w taki sposób, że w każdej sekcji znajduje się mniej więcej taka sama liczba monitorów strumienia neutronów lokalnego zakresu.

Termometry gamma to urządzenia wewnątrzrdzeniowe, które przekształcają lokalny strumień gamma na sygnał elektryczny; strumień gamma jest reprezentatywny dla mocy cieplnej rdzenia reaktora. Stanowi ona całkowicie zróżnicowaną technologię wykrywania neutronów przez monitory strumienia neutronów lokalnego zakresu. Termometry gamma znajdują się w rurkach urządzeń pomiarowych razem z 13 ciągami monitorów strumienia neutronów lokalnego zakresu. Termometry gamma są rozmieszczone osiowo obok każdego zestawu 4 monitorów strumienia neutronów lokalnego zakresu, pomiędzy każdym monitorem strumienia neutronów lokalnego zakresu oraz pomiędzy najniższym monitorem strumienia neutronów lokalnego zakresu a dennicą grodzi reaktora. W sumie w każdym z 13 ciągów monitorów strumienia neutronów lokalnego zakresu znajduje się 8 termometrów gamma. W rdzeniu reaktora znajdują się 104 termometry gamma mierzące rozproszoną promieniowo i osiowo moc lokalną.

10 detektorów monitorów strumienia neutronów szerokiego zakresu jest rozmieszczonych promieniowo w rdzeniu reaktora na stałych wysokościach. Każdy detektor jest czuły na neutrony ze strumieni poniżej krytyczności do ponad 100% mocy cieplnej — zakres ponad 11 dekad. Przy niskich poziomach mocy monitory strumienia neutronów szerokiego zakresu generują sygnały impulsowe, wraz ze wzrostem mocy sygnał staje się poziomem napięcia proporcjonalnym do poziomu mocy.

Zobacz Rysunek 3-4, *Mapa rdzenia reaktora i rozmieszczenie urządzeń pomiarowych*, pokazujący mapę urządzeń pomiarowych rdzenia.



**Rysunek 3-4: Mapa rdzenia reaktora i rozmieszczenie urządzeń pomiarowych**

EN	PL
Interior Assembly Locations	Rozmieszczenie zestawów wewnętrznych
Interior Control Cells (A2)	Wewnętrzne komórki sterujące (A2)
Peripheral Assembly Locations	Rozmieszczenie zestawów peryferyjnych
LPRM + GT Locations (13)	Rozmieszczenie monitorów strumienia neutronów lokalnego zakresu + termometrów gamma (13)
GT Locations (13)	Rozmieszczenie termometrów gamma (13)

Level Sensor Locations (6)	Rozmieszczenie czujników poziomu (6)
WRNM Locations (13)	Rozmieszczenie monitorów strumienia neutronów szerokiego zakresu (13)
Startup Neutron Source (3)	Źródło neutronów rozruchowych (3)
Unassigned (4)	Nieprzypisane (4)

### 3.2 Układ napędowy prętów sterujących

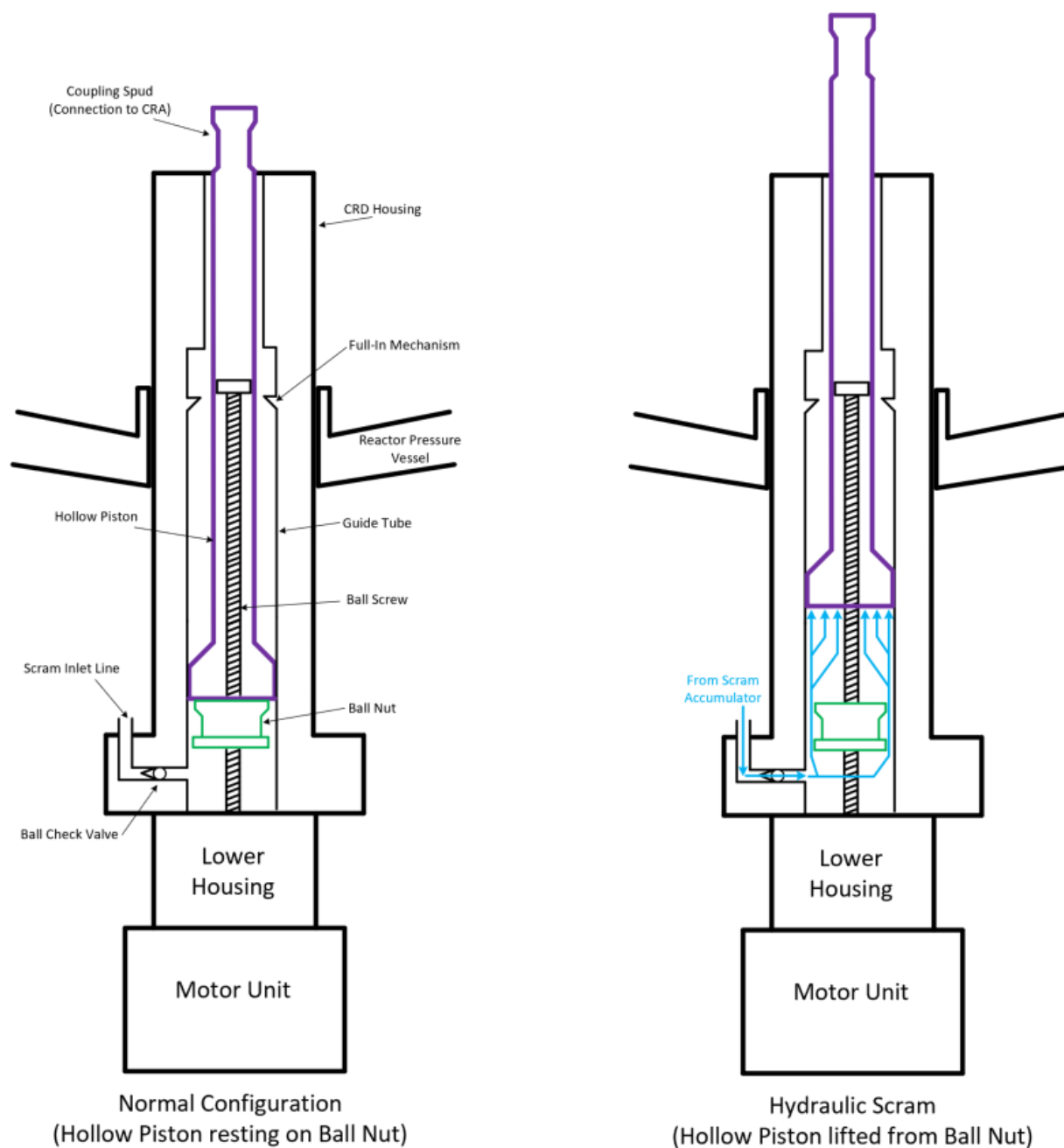
Układ napędowy prętów sterujących (CRD) składa się z trzech głównych elementów: mechanizmy precyzyjnego napędu prętów sterujących, zestawy hydraulicznego agregatu sterującego i podukład napędu hydraulicznego prętów sterujących.

W obudowach przyspawanych do dennicy zbiornika ciśnieniowego reaktora zamontowanych jest 57 precyzyjnych napędów prętów sterujących (FMCRD). W skład każdego precyzyjnego napędu prętów sterujących wchodzi ruchomy wydrążony tłok, którego górny koniec, znajdujący się wewnątrz zbiornika ciśnieniowego reaktora, połączony jest z dolnym krańcem pręta sterującego. Tłok skonstruowany jest tak, by mógł poruszać się w górę i w dół małymi krokami, a także w sposób ciągły w całym zakresie przy pomocy nakrętki i śruby z gwintem tocznym napędzanej przez silnik elektryczny. W reakcji na sygnał awaryjnego wyłączenia tłok szybko realizuje hydrauliczne wprowadzenie pręta sterującego do rdzenia przy wykorzystaniu energii zmagazynowanej w akumulatorze wyłączenia awaryjnego w hydraulicznym agregacie sterującym (zobacz przekrój na Rysunek 3-5, *Precyzyjny napęd pręta sterującego*). W konstrukcji precyzyjnego napędu pręta sterującego (FMCRD) przewidziano hamulec elektromechaniczny wału silnika elektrycznego oraz kulowy zawór zwrotny w punkcie przyłączenia rurociągu dolotowego wyłączenia awaryjnego. Rozwiązania te zapobiegają wyrzuceniu pręta sterującego w przypadku uszkodzenia rurociągu układu wyłączenia awaryjnego.

Poza hydraulicznym wyłączeniem awaryjnym silniki precyzyjnych napędów prętów sterujących zapewniają także możliwość ciągłego wprowadzenia wszystkich prętów sterujących przy pomocy silników elektrycznych jako sposób wprowadzania prętów różny od hydraulicznego wyłączenia awaryjnego. W razie zaistnienia postulowanego zdarzenia inicjującego wymagającego szybkiego wyłączenia reaktora oraz niepowodzenia lub opóźnienia szybkiego wyłączenia reaktora, reaktor wyłączany jest przez wprowadzenie prętów sterujących przy pomocy ciągłego ruchu wymuszonego silnikami elektrycznymi funkcji precyzyjnych napędów prętów sterujących. Precyzyjny napęd pręta sterującego nie zakłóca przeładunku paliwa i działa nawet po zdjęciu pokrywy ze zbiornika ciśnieniowego reaktora.

Zastosowano 29 hydraulicznych agregatów sterujących, z których każdy zapewnia wystarczająco naładowany akumulator hydrauliczny do awaryjnego wprowadzenia dwóch prętów sterujących, z wyjątkiem precyzyjnego napędu pręta sterującego w środku rdzenia, który jest wyposażony we własny hydrauliczny agregat sterujący, przy dowolnym ciśnieniu w reaktorze. Każdy hydrauliczny agregat sterujący zawiera zbiornik wody z poduszką azotową oraz niezbędne zawory i elementy to nagłego wprowadzenia prętów sterujących. Ponadto podczas normalnej eksploatacji hydrauliczne agregaty sterujące zapewniają ścieżkę przepływu wody płuczącej do powiązanych precyzyjnych napędów prętów sterujących, która następnie przepływa do reaktora, uzupełniając zapas chłodziwa reaktora.

Podukład napędu hydraulicznego prętów sterujących zapewnia czystą, zdemineralizowaną wodę, która jest regulowana i rozprowadzana w celu zapewnienia ładowania akumulatorów wyłączenia awaryjnego i przepływu wody płuczącej do precyzyjnych napędów prętów sterujących podczas normalnej eksploatacji. Podukład napędu hydraulicznego prętów sterujących jest również źródłem wody pod ciśnieniem do płukania uszczelnień pompy układu chłodzenia powyłączeniowego oraz referencyjnych rurociągów urządzeń pomiarowych poziomu wody w reaktorze jądrowego układu wodno-parowego.



**Rysunek 3-5: Precyzyjny napęd pręta sterującego**

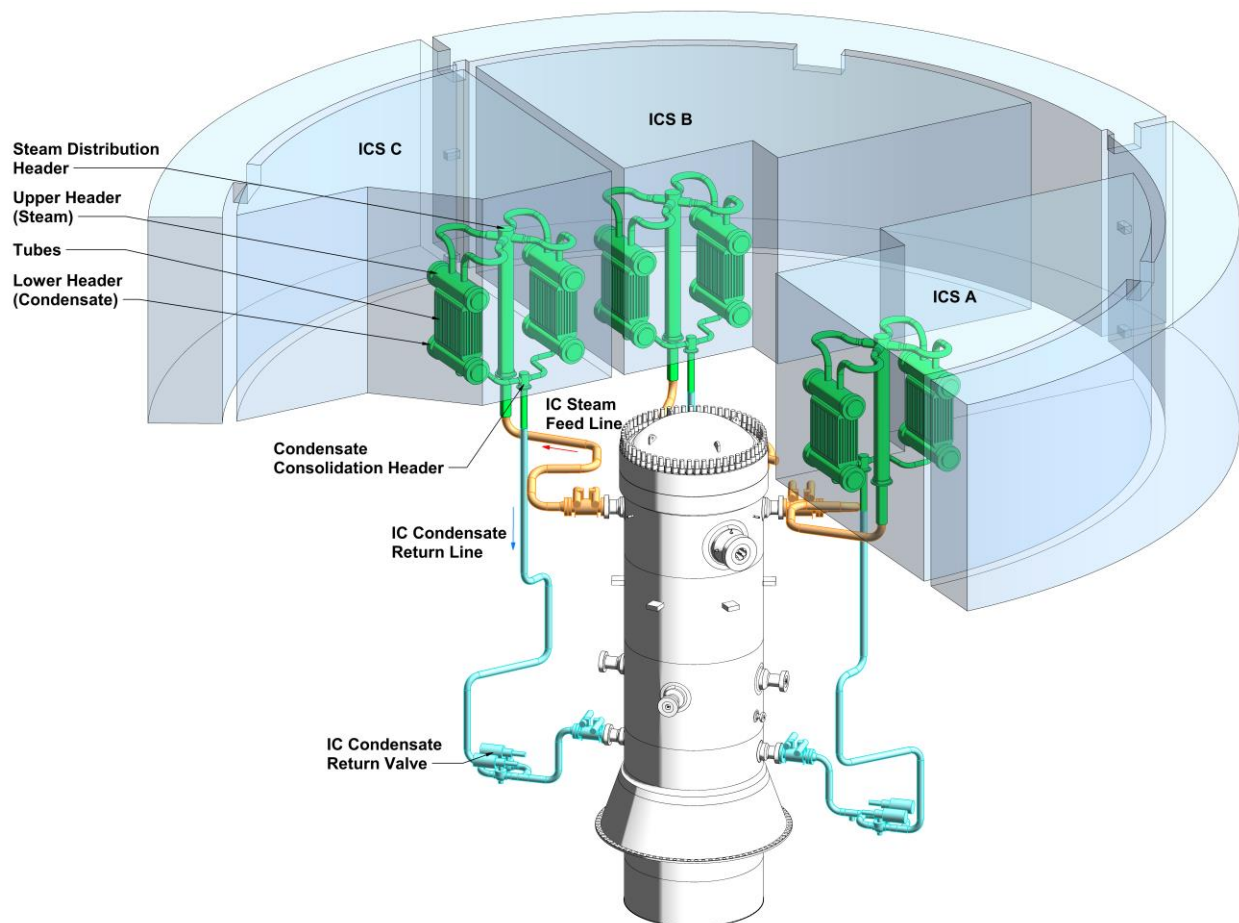
EN	PL
Coupling Spud (Connection to CRA)	Nypel złącza (połączenie z prętem sterującym)
CRD Housing	Obudowa napędu pręta sterującego CRD
Full-In Mechanism	Mechanizm pełnego wprowadzenia
Reactor Pressure Vessel	Zbiornik ciśnieniowy reaktora
Hollow Piston	Tłok wydrażony
Guide Tube	Rura prowadząca
Ball Screw	Śruba z gwintem tocznym

Scram Inlet Line	Przewód dolotowy awaryjnego wyłączenia hydraulicznego
Ball Nut	Nakrętka z gwintem tocznym
Ball Check Valve	Kulowy zawór zwrotny
Lower Housing	Dolna obudowa
Motor Unit	Zespół silnika elektrycznego
Normal Configuration (Hollow Piston resting on Ball Nut)	Konfiguracja normalna (tłok wydrążony spoczywa na nakrętce)
From Scram Accumulator	Z akumulatora awaryjnego wyłączenia hydraulicznego
Lower Housing	Dolna obudowa
Motor Unit	Zespół silnika elektrycznego
Hydraulic Scram (Hollow Piston lifted from Ball Nut)	Awaryjne wyłączenie hydrauliczne (tłok wydrążony uniesiony ponad nakrętke)

### 3.3 Układ skraplaczy izolacyjnych reaktora

Układ skraplaczy izolacyjnych reaktora (ICS) składa się z trzech niezależnych ciągów technologicznych, z których każdy zawiera wymiennik ciepła (HX) lub skraplacz zanurzony w dedykowanym basenie z wodą i podłączony do zbiornika ciśnieniowego reaktora za pomocą rurociągów doprowadzających parę i rurociągów powrotnych kondensatu. Zespół basenów układu skraplaczy izolacyjnych stanowi ostateczny odbiornik ciepła do ochrony rdzenia reaktora, gdy skraplacz główny nie jest dostępny, a zbiornik ciśnieniowy reaktora zostaje odcięty. Każdy skraplacz izolacyjny (IC) ma moc około 33 MW (około 3,7% znamionowej mocy cieplnej).

Podczas pracy ICS odprowadza ciepło z chłodziwa reaktora i oddaje je do środowiska. Odprowadzanie ciepła przez ICS również minimalizuje wzrost ciśnienia pary i utrzymuje ciśnienie w zbiorniku ciśnieniowym reaktora (RPV) na akceptowalnym poziomie poprzez odprowadzanie ciepła powyłęczeniowego. Jest to realizowane poprzez skraplanie chłodziwa reaktora dostarczanego jako para z RPV po stronie rurek ICS, a następnie zawracanie kroplin z powrotem do RPV w pętli zamkniętej. Ciepło usuwane z pary przekazywane jest przez skraplacz izolacyjny do wody w basenie, przy czym baseny są otwarte do atmosfery. Wymienniki ciepła znajdują się nad źródłem pary, powodując cyrkulację naturalną, która napędzana jest biernie siłą grawitacji. Konfigurację skraplaczy izolacyjnych pokazano na Rysunek 3-6, *Układ skraplaczy izolacyjnych reaktora*



**Rysunek 3-6: Układ skraplaczy izolacyjnych reaktora**

EN	PL
Steam Distribution Header	Rozdzielacz pary
Upper Header (Steam)	Górny kolektor (para)
Tubes	Rurki
Lower Header (Condensate)	Dolny kolektor (kondensat)
ISC A/B/C	ISC A/B/C
Condensate Consolidation Header	Kolektor wspólny kondensatu
IC Steam Feed Line	Ścieżka parowa skraplacza IC
IC Condensate Return Line	Ścieżka powrotna kondensatu skraplacza IC
IC Condensate Return Valve	Zawór powrotny kondensatu skraplacza IC

Do łagodzenia oczekiwanych zdarzeń eksploatacyjnych (AOO) potrzebny jest jeden ciąg ICS. Do złagodzenia awarii z utratą chłodziwa (LOCA) wymagane są dwa ciągi ICS (analiza zakłada pojedyncze uszkodzenie jednego ciągu ICS). Przy pracujących dwóch ciągach ICS, usuwanie ciepła powyłączeniowego jest utrzymywane przez siedem dni bez interwencji operatora. Wszystkie trzy ciągi ICS są zaliczane do układów związanych ze zdarzeniami pozaprojektowymi (BDBE), a zapasy basenu skraplacza izolacyjnego mogą być uzupełniane przez czas nieokreślony. Proces odprowadzania ciepła jest kontynuowany przez okres wykraczający poza siedem dób, jeśli zapas wody w basenie IC jest uzupełniany. Baseny ICS są zlokalizowane nad



poziomem terenu i są beciśnieniowe. Czysta woda uzupełniająca może być dodawana bezpośrednio do basenów ICS za pomocą łatwo dostępnych podręcznych środków transportu, np. wozu gaśniczego.

Układ ICS może być uruchamiany ręcznie z głównej nastawni (MCR), automatycznie od sygnału systemów zabezpieczeń lub biernie w przypadku zaniku zasilania prądem stałym (tryb bezpieczny w razie awarii). Aby uruchomić ciąg ICS, jeden z dwóch równoległych zaworów zwrotnych na rurociągu kondensatu zostaje otwarty (lub otwiera się w razie awarii), umożliwiając odprowadzenie gromadzonego się kondensatu do RPV w rejonie komory konwekcyjnej.

### 3.4 Obudowa bezpieczeństwa

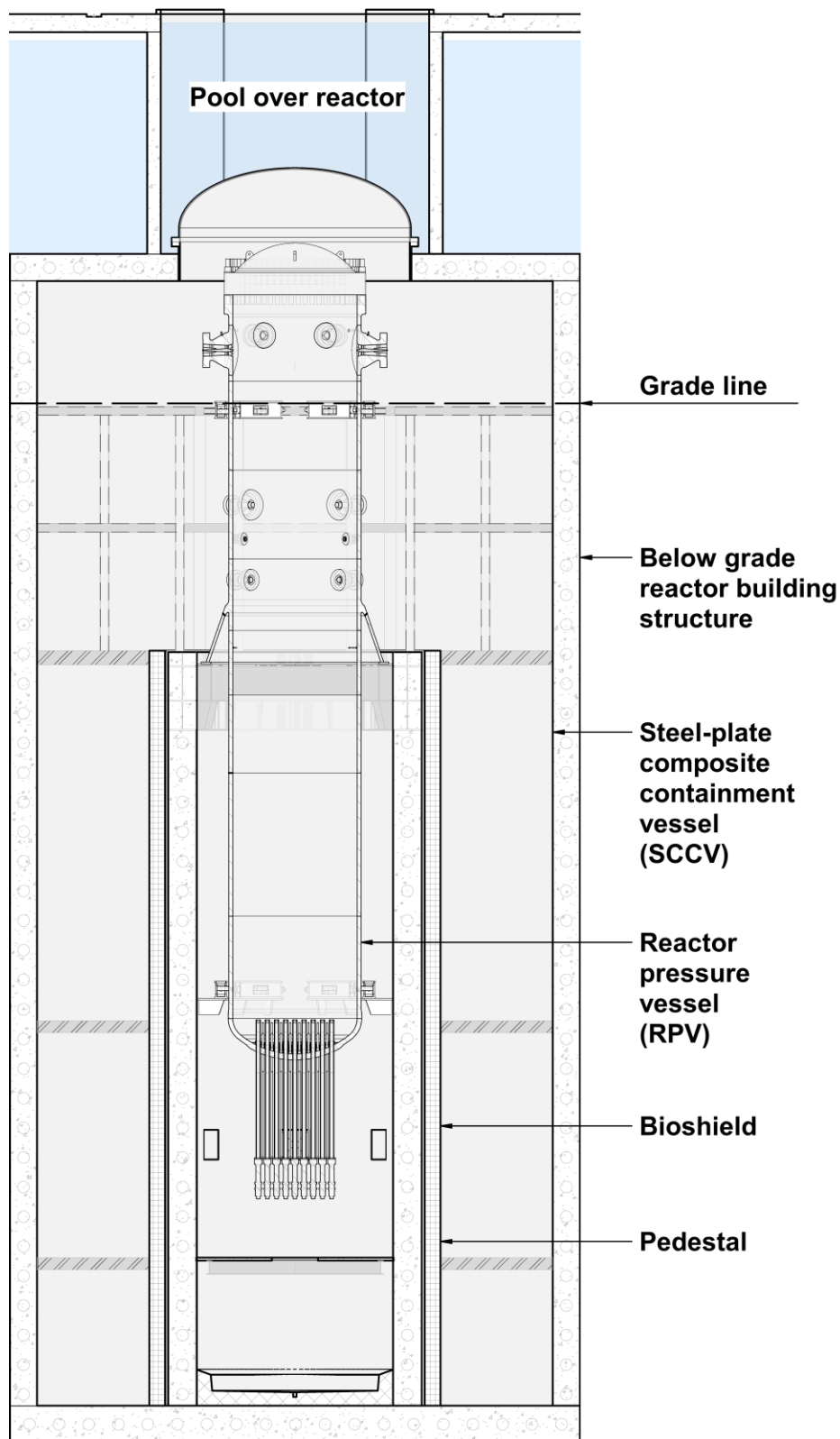
System pierwotnej obudowy bezpieczeństwa (PCS) reaktora BWRX-300 obejmuje zbiornik ciśnieniowy reaktora (RPV) oraz pewne powiązane z nim układy i podzespoły, zapewnia osłonę przed promieniowaniem i pełni funkcję granicy skażenia promieniotwórczego uwalnianego z jądrowego układu wodno-parowego (NBS) lub z części układów podłączonych do NBS wewnątrz systemu obudowy bezpieczeństwa. Minimalizacja potencjalnych awarii z utratą chłodziwa (LOCA) oraz zastosowanie suchej obudowy bezpieczeństwa eliminują potrzebę istnienia basenu redukcji ciśnienia.

Dla reaktora BWRX-300 przewidziano tradycyjny system obudowy bezpieczeństwa dla zapewnienia ostatecznej bariery dla materiałów promieniotwórczych przy różnych postulowanych zdarzeniach. Obudowa bezpieczeństwa reaktora BWRX-300 ma kształt pionowego walca o średnicy ok. 17,5 metra i wysokości 38 metrów. Składa się ona z kompozytowego zbiornika obudowy bezpieczeństwa z płyt stalowych (SCCV), składającego się z kompozytowej ściany cylindrycznej, płyty fundamentowej i płyty górnej oraz stalowej pokrywy. Konstrukcja obudowy bezpieczeństwa jest całkowicie zamknięta w głęboko osadzonym budynku reaktora (BR) i obejmuje włązy dla personelu/wyposażenia, przepusty i inne elementy bezpieczeństwa. Ogólny rysunek zestawieniowy budynku reaktora BWRX-300 obejmuje system pierwotnej obudowy bezpieczeństwa (PCS) zaznaczony czerwonym konturem na Rysunek 3-7, *Sucha obudowa bezpieczeństwa reaktora BWRX-300*. SCCV jest również zintegrowany z BR, a zintegrowana konstrukcja jest wsparta na wspólnej płycie fundamentowej z płyt stalowych.

Konstrukcja systemu pierwotnej obudowy bezpieczeństwa wykorzystuje atmosferę w obudowie bezpieczeństwa zubożoną azotem w większości trybów pracy. Regulację atmosfery zapewnia układ zubożniania obudowy bezpieczeństwa. Zubożona atmosfera zapewnia rozcieńczenie gazowego wodoru i tlenu, które mogą zostać uwolnione w warunkach poawaryjnych w wyniku rozkładu radiolitycznego wody i wodoru uwolnionego z reakcji wody z koszulkami paliwowymi (cyrkon) w warunkach ciężkiej awarii. Rozcieńczenie zapewnia ochronę systemu pierwotnej obudowy bezpieczeństwa i jej podzespołów wewnętrznych przed spalaniem lub detonacją wodoru. Projekt atmosfery obojętnej posiada dodatkową zaletę w postaci zminimalizowania długotrwałej korozji i degradacji SCCV i zawartych w nim podzespołów poprzez ograniczenie ekspozycji na tlen w okresie eksploatacji instalacji.

System pierwotnej obudowy bezpieczeństwa (PCS) zapewnia dostęp dla personelu i możliwość przebywania ludzi podczas przestojów elektrowni w celu przeprowadzenia konserwacji, przeglądów i prób wymaganych do zapewnienia integralności i niezawodności SCCV oraz integralności i niezawodności działania powiązanych konstrukcji, systemów i urządzeń (SCC) znajdujących się wewnątrz systemu pierwotnej obudowy bezpieczeństwa.

System PCS zaprojektowano na projektowany okres eksploatacji wynoszący 60 lat plus zakładany okres likwidacji wynoszący 20 lat.



**Rysunek 3-7: Sucha obudowa bezpieczeństwa reaktora BWRX-300**

EN	PL
Pool over reactor	Basen nad reaktorem
Grade line	Poziom terenu
Below grade reactor building structure	Konstrukcja budynku reaktora poniżej poziomu terenu
Steel-plate composite containment vessel (SCCV)	Kompozytowy zbiornik obudowy bezpieczeństwa z płyt stalowych (SCCV)
Reactor pressure vessel (RPV)	Zbiornik ciśnieniowy reaktora (RPV)
Bioshield	Osłona biologiczna
Pedestal	Cokół

### 3.5 System chłodzenia obudowy bezpieczeństwa

System chłodzenia obudowy bezpieczeństwa (CCS) służy do zapewnienia utrzymania średniej temperatury wewnątrz obudowy bezpieczeństwa zgodnie ze specyfikacją techniczną. CCS utrzymuje normalne granice eksploatacyjne temperatury w SCCV w celu zapewnienia spełnienia warunków początkowych przyjętych w analizie bezpieczeństwa oraz zapewnienia, że urządzenia posiadające kwalifikację środowiskową mieszczą się w granicach projektowych w trybach pracy, w których obudowa bezpieczeństwa nie jest otwarta.

CCS jest układem chłodzenia recyrkulacyjnego w układzie zamkniętym, do którego nie jest wprowadzane powietrze zewnętrzne, z wyjątkiem przestojów. CCS składa się z dwóch w pełni redundantnych ciągów technologicznych central wentylacyjnych (CW). Każda CW chłodzona jest powiązaniem ciągami technologicznymi układu urządzeń wody lodowej (CWE), tak aby chłodzenie SCCV było nadal możliwe nawet przy utracie jednego ciągu CWE lub jednego ciągu CCS.

SCCV jest przedmuchiwany azotem przed rozruchem i utrzymywany w stanie zubożonym podczas normalnej pracy instalacji.

Podczas normalnej eksploatacji gorący azot jest pobierany z górnej przestrzeni bezpieczeństwa nad węzłowicami, schładzany i odprowadzany do wspólnego kolektora rozdzielczego. Na kolektorze część schłodzonego azotu jest kierowana bezpośrednio do obszaru napędu prętów sterujących, a pozostały azot jest kierowany do górnego obszaru obudowy bezpieczeństwa.

Podczas postojów wymagających wejścia do obudowy, układ ogrzewania, wentylacji i chłodzenia dostarcza przefiltrowane, kondycjonowane powietrze zewnętrzne do SCCV poprzez przyłącza przewodów rurowych w celu usunięcia azotu z SCCV. W tym trybie CCS utrzymuje temperaturę SCCV w celu zapewnienia komfortu personelu.

System CCS nie pełni żadnych funkcji bezpieczeństwa, ale wspomaga schładzanie obudowy po utracie zasilania spoza obiektu (LOOP) w okresie od gorącego odstawienia do zimnego odstawienia i ogranicza temperaturę w obudowie bezpieczeństwa podczas LOOP.

### 3.6 Pasywny system chłodzenia obudowy bezpieczeństwa

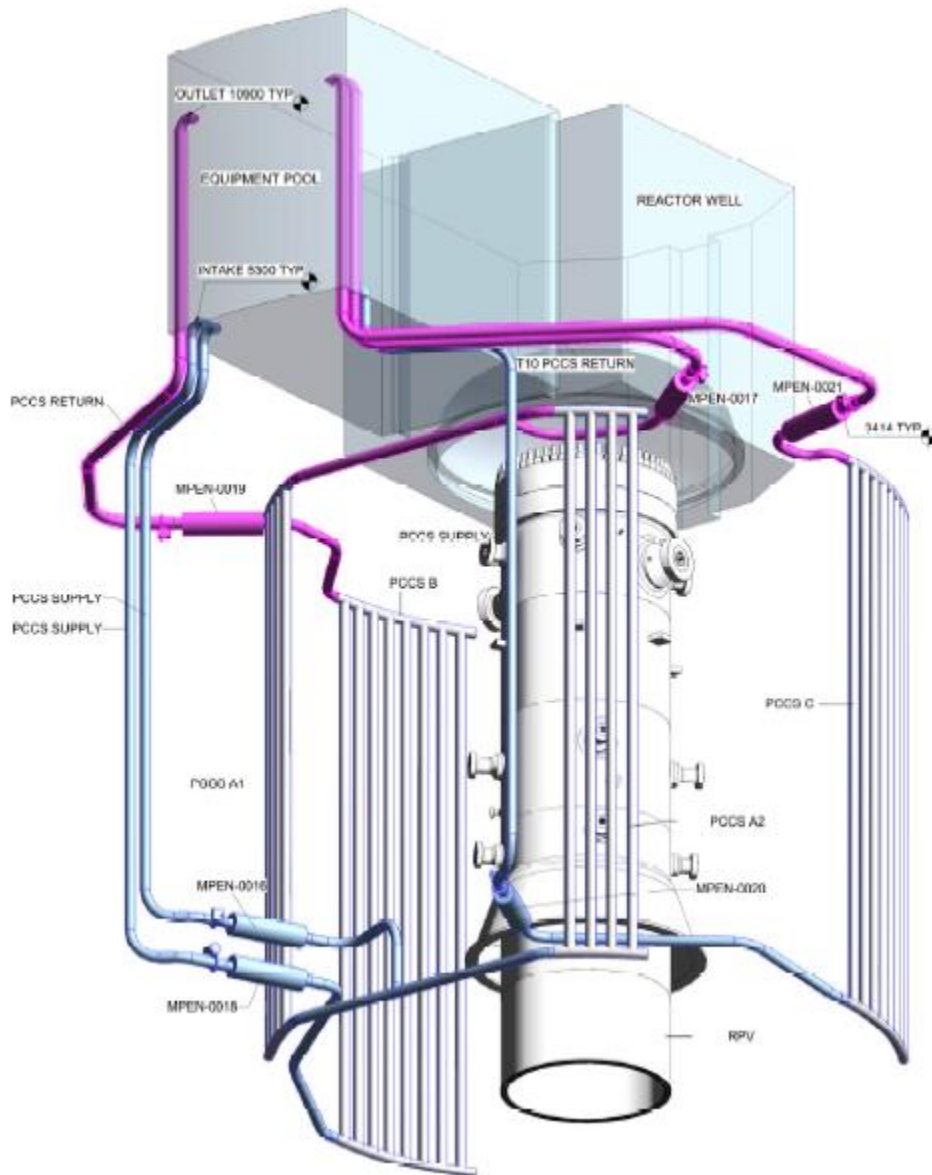
Pasywny układ chłodzenia obudowy bezpieczeństwa (PCCS) opiera się na cyrkulacji naturalnej w celu przekazania ciepła z obudowy bezpieczeństwa do basenu wyposażenia w celu utrzymania ciśnienia i temperatury obudowy bezpieczeństwa w granicznych parametrach projektowych w

przypadku awarii lub utraty aktywnego chłodzenia obudowy bezpieczeństwa. Przyłącza zasilające i odprowadzające z basenu są podłączone do rurociągów w pętli zamkniętej wewnątrz obudowy bezpieczeństwa. Wymiana ciepła z obudowy bezpieczeństwa do PCCS odbywa się poprzez cyrkulację naturalną i kondensację.

PCCS składa się z trzech niezależnych ciągów technologicznych niskoprężnych wymienników ciepła, które odprowadzają ciepło z obudowy bezpieczeństwa do położonego powyżej basenu wyposażenia, który podczas normalnej eksploatacji jest napełniony wodą.

Basen wyposażenia jest otwarty do atmosfery. Praca pasywnego systemu chłodzenia obudowy bezpieczeństwa nie wymaga pomiarów, sterowania, logiki ani urządzeń wymagających zasilania. Skraplacze systemu pracują w obiegu zamkniętym, a płyny znajdujące się wewnątrz nie mają kontaktu z atmosferą obudowy bezpieczeństwa. Ponieważ pomiędzy skraplaczami pasywnego systemu chłodzenia obudowy bezpieczeństwa (PCCS) a obudową bezpieczeństwa nie ma zaworów odcinających, system zawsze pozostaje w stanie gotowym do pracy. PCCS pracuje podczas normalnej eksploatacji jednak nie przyczynia się znacząco do odprowadzania ciepła, ponieważ temperatura w obudowie bezpieczeństwa jest utrzymywana przez CCS.

PCCS zaczyna skutecznie działać, gdy w wyniku rozerwania rurociągu para jest odprowadzana do obudowy bezpieczeństwa. Zrzut pary do obudowy bezpieczeństwa podnosi temperaturę w obudowie bezpieczeństwa i zwiększa ilość pary ulegającej kondensacji. Ciepło przenikające do PCCS z obudowy bezpieczeństwa jest usuwane przez naturalną cyrkulację wody w przepływie jednofazowym i zrzucane do basenu wyposażenia.



**Rysunek 3-8: Pasywny system chłodzenia obudowy bezpieczeństwa**

### 3.7 Układ wtrysku roztworu kwasu borowego

Zadaniem układu wtrysku boru (BIS) jest wprowadzenie do obiegu pierwotnego reaktora wystarczającej reaktywności ujemnej, aby zapewnić odstawienie reaktora ze stanu pracy przy pełnej mocy do stanu podkrytycznego zimnego 20°C (68°F) bez ruchu prętów sterujących. BIS dozuje do strefy rdzenia reaktora minimalną wymaganą ilość absorbera neutronów w postaci naturalnego boru przy użyciu roztworu boru-10, lub równoważnego, aby zapewnić w całym obszarze rdzenia minimalne stężenie wymagane dla odstawienia reaktora, z uwzględnieniem odpowiedniego marginesu na nieszczelność lub niedoskonałe wymieszanie w rdzeniu.

Układ jest przewidziany wyłącznie dla sytuacji, która powoduje, że normalny układ regulacji reaktora nie jest w stanie odstawić reaktora. BIS stanowi rezerwę awaryjną dla wprowadzenia prętów sterujących zapewniającą inny sposób wprowadzania reaktora w stan podkrytyczny.

BIS składa się ze zbiornika magazynowego, zbiornika testowego, pompy wtryskowej, orurowania, zaworów oraz aparatury kontrolno-pomiarowej i automatyki niezbędnych do przygotowania i wtrysku do reaktora roztworu absorbującego neutrony oraz do przeprowadzenia próby tego systemu. Rurociąg wtryskowy zawiera zawór wtryskowy z napędem pneumatycznym oraz zawór zwrotny jako, odpowiednio, zewnętrzną i wewnętrzną izolację obudowy bezpieczeństwa.

BIS jest uruchamiany ręcznie z nastawni głównej, zgodnie z procedurami postępowania w sytuacjach wyjątkowych, jeżeli operator uzna, że reaktor nie może zostać odstawiony lub utrzymywany w stanie odstawionym za pomocą prętów sterujących. Uruchomienie układu wymaga świadomego działania operatora, a jego konstrukcja umożliwia pojedynczemu operatorowi szybkie przełączenie układu w tryb wtrysku.

### **3.8 Układ oczyszczania chłodziwa reaktora**

Układ oczyszczania chłodziwa reaktora (CUW) zapewnia przepływ czyszczący typu odmulanie dla zbiornika ciśnieniowego reaktora (RPV) podczas pracy reaktora w trybie wytwarzania energii elektrycznej. Czyszczenie lub filtrowanie i usuwanie jonów jest realizowane przez układ kondensatu i wody zasilającej (zobacz Rozdział 5.1.4). CUW zapewnia również ścieżkę przepływu przelewowego do zbiornika kondensatu skraplacza lub ciekłych odpadów promieniotwórczych bezpośrednio z dolnej części RPV w celu regulacji poziomu wody podczas rozruchu. Orurowanie ssawne CUW można wykorzystać do ograniczenia stratyfikacji temperatury reaktora przy przepływie zwrotnym z Układu Chłodzenia Powyłłączeniowego.

Układ CUW składa się z jednego ciągu zasilanego przez dwa króćce ssawne umieszczone na RPV. Strona ssawna ciągu jest niezależnie podłączona do przepustów RPV znajdujących się na wysokości około połowy zbiornika, ze stroną ssawną w postaci króćców znajdujących się w pobliżu dennicy RPV. Rurociąg biegnący od króćców ssawnych łączy się wewnątrz obudowy w jeden rurociąg; rurociąg ten wyposażony jest w zawór odcinający w obudowie bezpieczeństwa reaktora w miejscu, w którym rurociąg przechodzi przez obudowę bezpieczeństwa. Zawór ten odbiera sygnał z systemu wykrywania wycieków CUW i zamyka się po wykryciu wycieku.

Głównymi elementami układu CUW są wymiennik ciepła CUW i stacja redukcyjna ciśnienia. Wymiennik ciepła CUW jest regeneracyjnym wymiennikiem ciepła (RHX) chłodzonym przepływem wody zasilającej. RHX i stacja redukcyjna ciśnienia służą do uzdatniania wody do dopuszczalnych temperatur i ciśnień w celu przetworzenia dla układu kondensatu lub do zrzutu. RHX jest przeznaczony do odzyskiwania ciepła z powrotem do zbiornika. Rurociąg tłoczny jest podłączony do rurociągu kondensatu dla normalnej pracy CUW lub kierowany do zbiornika kondensatu skraplacza lub ciekłych odpadów promieniotwórczych do zrzutu.

### **3.9 Układ chłodzenia powyłłączeniowego**

Układ chłodzenia powyłłączeniowego (SDC) zapewnia odprowadzenie ciepła powyłłączeniowego podczas odstawienia instalacji w celu przeładunku paliwa lub konserwacji. Układ jest również wykorzystywany do zmniejszania zasobów RPV i może być stosowany w połączeniu z orurowaniem CUW w celu zmniejszenia stratyfikacji termicznej RPV.

Układ SDC składa się z dwóch niezależnych ciągów technologicznych pomp i wymienników ciepła. Ciągi te razem zapewniają redundantną zdolność do odprowadzania ciepła powyłłączeniowego, tak aby każdy z nich był zaprojektowany do odprowadzania 100% ciepła

powyłączeniowego już po 4 godzinach od odstawienia reaktora. Głównymi elementami każdego ciągu są pompa i wymiennik ciepła (HX) wraz z zaworami, aparaturą kontrolno-pomiarową i automatyką oraz wejściami zasilania. Dwa ciągi pracujące równolegle zapewniają pełną znamionową wydajność chłodzenia przy odstawieniu układu. Po stronie rurockiej każdego wymiennika ciepła znajdują się rurociągi obejściowe i zawory, aby umożliwić obejście wymiennika ciepła w celu realizacji funkcji SDC, takich jak ograniczanie stratyfikacji termicznej RPV.

### **3.10 Układ chłodzenia i oczyszczania basenów skraplaczy chłodzenia odizolowanego reaktora.**

Głównym zadaniem układu chłodzenia i oczyszczania basenów skraplaczy izolacyjnych (ICC) jest odprowadzanie ciepła z basenów systemu ICS, dzięki czemu średnia temperatura wody w basenach utrzymuje się poniżej wartości granicznych specyfikacji technicznej (ST), a tym samym zapewnia gotowość systemu ICS do pełnienia funkcji związanych z jego kategorią bezpieczeństwa. Dodatkowe funkcje ICC obejmują utrzymanie czystości wody w basenie ICS oraz zapewnienie możliwości dodawania czystej wody uzupełniającej podczas normalnej pracy reaktora w celu skompensowania niewielkiej rutynowej utraty zasobów wody na skutek parowania.

ICC przetwarza wodę z trzech basenów zbiornikowych ICS i otaczających je basenów zewnętrznych w celu utrzymania temperatury i jakości wody w granicach określonych w ST dla instalacji. ICC składa się z dwóch identycznych ciągów technologicznych, o wydajności 50%, z których każdy jest wyposażony w pompę odśrodkową i ramowo-płytkowy HX do przekazywania energii z basenów ICS do układu wody chłodzącej Bloku (PCW). Układ obejmuje również pojedynczą zintegrowaną stację demineralizacji, montowaną na ramie, do usuwania rozpuszczalnych i nierozpuszczalnych zanieczyszczeń z wody basenu ICS.

### **3.11 Układ chłodzenia i oczyszczania basenu paliwa**

Podstawową funkcją układu chłodzenia i oczyszczania basenu paliwa (FPC) jest zapewnienie ciągłego chłodzenia wody w basenie paliwa w celu usunięcia energii rozpadu z wypalonego paliwa oraz zapewnienie zapasu chłodziwa zastępczego z różnych źródeł w celu zapewnienia, że wypalone paliwo jest chłodzone i zanurzone przez cały okres eksploatacji instalacji. Ponadto, FPC obejmuje demineralizację i filtrację cząstek stałych w celu utrzymania jakości chłodziwa i zmniejszenia mocy dawki w obszarze. FPC można w razie potrzeby ponownie przystosować do zapewnienia chłodzenia i czyszczenia szybu reaktora i basenów wyposażenia.

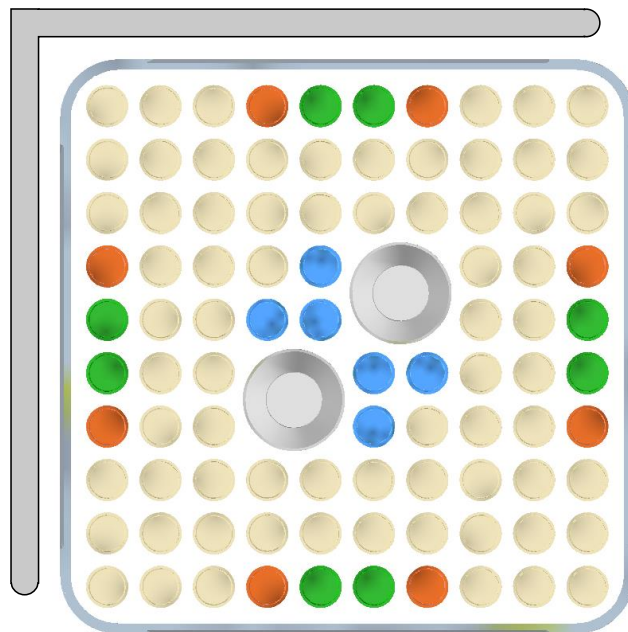
FPC składa się z dwóch zespołów urządzeń, z których każdy wyposażony jest w pompę, stację demineralizacji i HX. Zapewniona jest możliwość obejścia stacji demineralizacji przy zapewnieniu aktywnego chłodzenia w celu przywrócenia temperatury w basenie od warunków wykraczających poza wartości graniczne temperatury roboczej stacji demineralizacji. Każdy zespół komponentów jest umieszczony równolegle, aby zapewnić pracę pojedynczego ciągu i wzajemne połączenie ciągów w przypadku awarii danego elementu. Pojedynczy ciąg wystarcza, aby zapobiec wrzeniu objętościowemu w basenie paliwowym. Jeżeli oba ciągi zostaną wyłączone z eksploatacji, basen paliwowy jest zwymiarowany w taki sposób, aby zapewnić wystarczające pokrycie paliwa przez siedem dni, a FPC może zapewnić zdolność uzupełniania z różnych źródeł w celu zapewnienia poziomu w basenie podczas odbiegających od normalnych warunków.

Układ FPC ma stronę ssawną przyłączoną do dwóch zbiorników wyrównawczych czyszczących przelew syfonowy, które usuwają chłodziwo z górnej części trzech basenów, kierują go przez układ i zawracają go przez rozpryskiwacze w dolnej części każdego basenu, które zabezpieczone są urządzeniami przeciwsyfonowymi, aby zapobiec przypadkowemu opróżnieniu basenów w przypadku naruszenia układu FPC. Stacja demineralizacji umożliwia usuwanie drobnych cząstek stałych przez filtry płuczące, przy czym czyszczenie jonowe z głęboką demineralizacją złoża przeprowadzane jest za pomocą mieszaniny anionu i żywicy kationitowej.



#### 4.0 PALIWO I CYKL PALIWOWY

Konstrukcja rdzenia reaktora BWRX-300 obejmuje konfigurację z 240 kasetami paliwowymi. Konstrukcję rdzenia oparto o kasety paliwowe GNF2 Global Nuclear Fuel (GNF2 (5)), ponieważ charakteryzują się one niskim oporem hydraulicznymi, który sprzyja cyrkulacji naturalnej. Konfiguracja rdzenia reaktora (przedstawiona na Rysunek 4-1, *Kaseta paliwowa GNF2 Lattice*) ma równe odstępy pomiędzy kasetami paliwowymi po stronie z prętami sterującymi i stronie bez nich (tzw. N-lattice). Konfiguracja ta zapewnia większy margines wyłączeniowy w przypadku różnic w wypaleniu wiązki, spowodowanych zmianami obciążenia:



- - LONG PART-LENGTH ROD LOCATION
- - SHORT PART-LENGTH ROD LOCATION
- - TIE ROD LOCATION

**Rysunek 4-1. Kaseta paliwowa GNF2 Lattice**

EN	PL
IN-CORE INSTRUMENT TUBE	KANAŁ WEWNĄTRZRDZENIOWYCH PRZYRZĄDÓW POMIAROWYCH
FUEL ROD	PRĘT PALIWOWY
TIE ROD	ŚCIĄG
PART LENGTH ROD	CZĘŚCIOWY PRĘT PALIWOWY
WATER ROD	KANAŁ WODNY

#### 4.1 Konfiguracja rdzenia

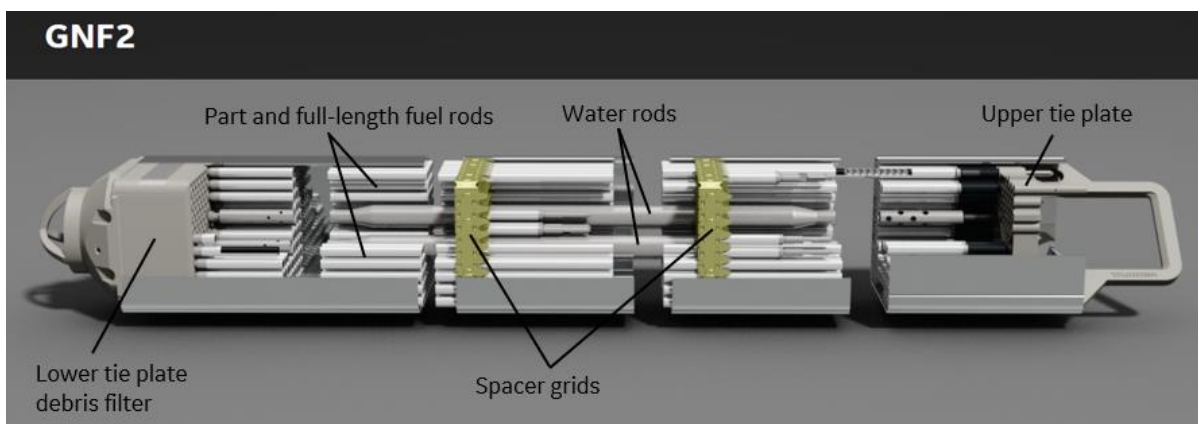
Rdzeń reaktora BWRX-300 ma postać walca o osi pionowej zawierającego kasety paliwowe znajdujące się wewnątrz osłony rdzenia. Chłodziwo przepływa w górę przez każdą kasetę paliwową. W rdzeniu reaktora BWRX-300 znajdują się kasety paliwowe, pręty sterujące oraz jądrowe urządzenia pomiarowe. Konstrukcja mechaniczna kaset paliwowych i prętów sterujących jest taka sama, jak w przypadku istniejących pracujących reaktorów BWR firmy GE.

#### 4.2 Opis kasety paliwowej

Kaseta paliwowa reaktora wodnego wrzącego składa się z wiązki paliwowej i kanału chłodziwa. Wiązka paliwowa złożona jest z prętów paliwowych oraz elementów niezbędnych dla ich podparcia i utrzymania odległości pomiędzy prętami paliwowymi. Kanał ma postać skrzynkowej konstrukcji ze stopu Zircaloy otaczającej wiązkę paliwową, zapewniającej kierowanie strumienia chłodziwa przepływającego przez rdzeń do wnętrza wiązki; służy on jednocześnie jako prowadnica ruchomych prętów sterujących.

Konstrukcja GNF-2 reaktora BWRX-300 obejmuje 78 prętów paliwowych pełnej długości oraz 14 prętów częściowych w konfiguracji 10 x 10 z dwoma dużymi centralnymi kanałami wodnymi. Niska gęstość mocy w rdzeniu reaktora BWRX-300, zwiększony przepływ cyrkulacji naturalnej oraz wyższa temperatura wody zasilającej utrzymują stabilność cieplno-hydrauliczną.

Rysunek 4-2, *Kaseta paliwowa GNF2*, przedstawia konstrukcję kasety paliwowej GNF2 ze wskazaniem głównych podzespołów. Rysunek ten przedstawia wiązkę w położeniu poziomym, ale podczas przechowywania i eksploatacji wiązki znajdują się w położeniu pionowym.



Rysunek 4-2: Kaseta paliwowa GNF2

EN	PL
GNF2	GNF2
Part and full-length fuel rods	Pręty paliwowe o pełnej długości i częściowe
Water rods	Kanały wodne
Upper tie plate	Górna płyta wiążąca
Lower tie plate debris filter	Dolna płyta wiążąca z filtrem zanieczyszczeń stałych
Spacer grids	Przekładki dystansowe

Odlewana ze stali nierdzewnej dolna płyta wiążąca posiada stożkowy przekrój ułatwiający osadzenie w perforowanej podporze paliwa. Kratki dystansujące na długości kasety paliwowej zachowują odpowiedni rozstaw prętów paliwowych. Dolna płyta wiążąca z filtrem zanieczyszczeń stałych zapobiega przedostawaniu się ciał obcych do kanału przepływowego i zapobiega uszkodzeniu koszulki paliwowej. Odlewana, wykonana ze stali nierdzewnej górna płyta wiążąca jest również kratką dystansującą i zapewnia uchwyt do podnoszenia wiązki.

Kaseta paliwowa jest utrzymywana w całości przez osiem ściągów rozmieszczonych na jej obwodzie (zob. przekrój na rysunku Rysunek 4-1, na którym pokazano układ pełnych i częściowych prętów paliwowych oraz kolumn wodnych w kasecie, a także orientację kaset w ramach złożonej z czterech kaset komórki). Za wyjątkiem dwunastu lokalizacji na obwodzie rdzenia, wiązki paliwowe ułożone są w czterowiązkowych grupach wokół pręta sterującego. Rysunek 4-1 pokazuje przekrój poziomy tej złożonej z czterech kaset komórki. Cztery szare kwadraty z zaokrąglonymi narożnikami to kanały. Czarny krzyż otoczony kasetami to pręt sterujący.

### 4.3 Przeładunek paliwa

Procedury związane z przeładunkiem paliwa BWRX-300 wykorzystują dotychczasowe praktyki stosowane w reaktorach wodnych wrzących. Proces przeładunku paliwa to starannie zaplanowana seria zadań związanych z demontażem/montażem pokrywy obudowy bezpieczeństwa, pokrywy zbiornika ciśnieniowego reaktora, demontażem/montażem urządzeń wewnątrzreaktorowych w celu umożliwienia dostępu do kaset paliwowych oraz wyładunkiem/załadunkiem/zmianą pozycji kaset.

Budynek reaktora wyposażony jest w urządzenie do przeładunku paliwa (suwnicę bramową) zapewniającą możliwość przenoszenia i obsługi kaset. Suwnica obejmuje swoim zakresem pracy zbiornik reaktora oraz baseny magazynowe, porusza się po szynach zamontowanych w posadzce poziomego przeładunku paliwa. Wysuwany teleskopowo maszt i chwytak podnosi i ustawia kasety paliwowe we właściwej orientacji przed umieszczeniem w rdzeniu lub w separatorze magazynowym w basenie paliwowym.

Przewidziany jest system wskazujący położenie zapewniający umieszczenie chwytaka ponad rdzeniem reaktora i zapobieganie kolizjom z przeszkodami wokół basenu. Chwytak posiada redundantne funkcje zapewniające, że żadne pojedyncze uszkodzenie elementu nie doprowadzi do upadku kasety paliwowej. Na maszynie do przeładunku paliwa przewidziano wiele blokad, aby zapobiec nieprawidłowej obsłudze kaset paliwowych.

Przewidziane separatory magazynowe pozwalają na krótkotrwałe i długoterminowe przechowywanie paliwa świeżego lub wypalonego, a także związanych urządzeń. Separatory magazynowe paliwa są rozmieszczone tak, aby zapobiec przypadkowemu wystąpieniu krytyczności. Separatory paliwa znajdują się w basenie paliwa w budynku reaktora. Separatory ładowane są od góry tak, że uchwyty kaset paliwowych wystają ponad separator. Pojemność magazynowa separatorów paliwa wynosi około 275% kompletnego rdzenia reaktora lub 600 miejsc magazynowania paliwa. Pojemność ta odpowiada ośmiu latom operacji przeładunku paliwa oraz pełnemu rozładowaniu rdzenia i magazynowaniu świeżego paliwa. Separatory paliwa utrzymują zapas podkrytyczności o wartości co najmniej 5%  $\Delta k/k$  zarówno w warunkach suchych, jak i przy obecności wody. Układ separatorów zapobiega przypadkowemu wprowadzeniu kaset paliwowych pomiędzy sąsiednie separatory, a separatory są rozmieszczone tak, aby umożliwić przepływ pomiędzy kasetami w taki sposób, aby woda w basenie nie przekraczała 100°C.

Dostępne może być dodatkowe długoterminowe magazynowanie zużytego paliwa przy użyciu pojemników suchych zlokalizowanych w zakładowym przechowalniku niezależnej instalacji do

przechowywania paliwa wypalonego (ISFI). Charakterystyczny przechowalnik ISFI posiada pojemność 28 kanistrów w każdej z 89 kaset dla łącznie 2492 kaset paliwowych. W reaktorach wodno-wrzących przeładunek paliwa do kanistrów typowo realizowany jest co 3-4 lata w czasie pracy instalacji na mocy.

Po zakończeniu przeładunku paliwa procedury wymagają weryfikacji każdego numeru seryjnego kasety paliwowej i sprawdzenia, czy każda kasetka jest zamontowana w prawidłowym położeniu i orientacji zgodnymi z analizą ponownego obciążenia rdzenia.

Po weryfikacji instalacji paliwa zbiornik ciśnieniowy i obudowa bezpieczeństwa są zamykane, po czym następują próby szczelności w celu potwierdzenia ciągłości granicy ciśnieniowej obiegu chłodziwa oraz granicy ciśnieniowej obudowy. Basen szybu reaktora jest następnie napełniany, a reaktor przygotowywany jest do wygrzania, osiągnięcia krytyczności i wejścia na moc.

Postoje do przeładunku paliwa wynoszą 10-15 dni w zależności od liczby kaset paliwowych do wymiany z uwzględnieniem pracy instalacji w cyklu. Szacuje się, że cykle będą występować co 12 miesięcy przy pracy z mocą zmienną i co 24 miesiące przy pracy w podstawie. W cyklu 12-miesięcznym wymienianych jest około 32 kaset, a w cyklu 24-miesięcznym - 72 kasety.

Co 120 miesięcy przewidywane jest 25-dniowe odstąpienie do przeglądu planowego, w czasie którego realizowany jest przegląd turbiny oraz przegląd zbiornika ciśnieniowego reaktora i urządzeń wewnątrzreaktorowych.

## 5.0 POZOSTAŁE ELEMENTY BLOKU

Pozostałe elementy bloku (BOP) z reaktorem BWRX-300 konfiguruje się tak, jak te stosowane w eksploatowanej flocie instalacji z reaktorami wodnymi wrzącymi, z uwzględnieniem mocy brutto instalacji. Moc brutto na poziomie 300 MWe eliminuje potrzebę wykonywania projektowanych na zamówienie turbin i generatorów, ponieważ wytwórcy turbozespołów oferują odpowiednie urządzenia o standaryzowanych mocach.

### 5.1 Układ parowy i układ konwersji energii

#### 5.1.1 Para świeża

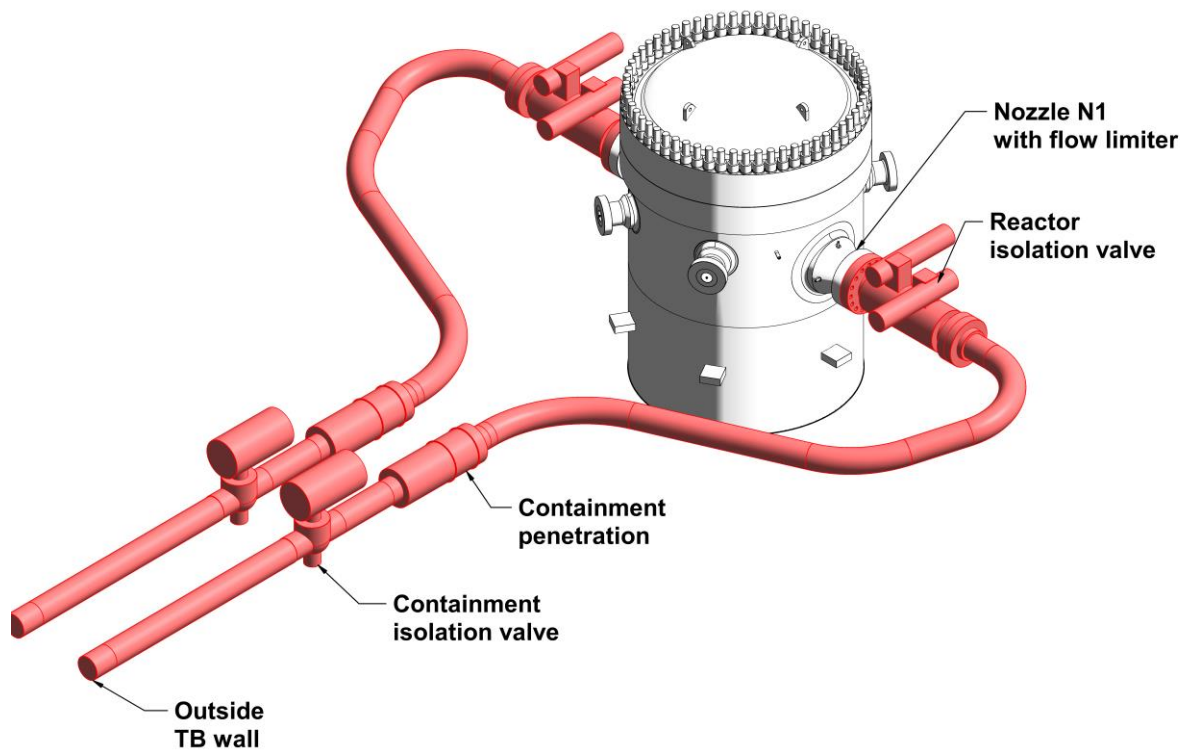
Podukład pary świeżej BWRX-300 stanowi część jądrowego układu wodno-parowego (zob. Rozdział 3.1.2) i składa się z dwóch rurociągów pary od kołnierza wylotowego zewnętrznych zaworów odcinających reaktora pary świeżej (MSRIV) (Rysunek 5-1, *Rurociągi pary świeżej*) do zaworów odcinających turbiny (TSV) (Rysunek 5-2, *Widok 3D górnej części pary świeżej budynku turbiny BWRX-300*), zaworów obejściowych turbiny (TBV), odwodnień rurociągu pary świeżej (MSL) oraz innych zaworów odcinających/podtrzymujących obciążenie. Rurociągi zasilające do tych obciążeń, wszystkie odgałęzienia łączące do odpowiednich zaworów odcinających włącznie oraz wszystkie powiązane podpory rurociągów są również częścią podukładu pary świeżej.

Konstrukcja BWRX-300 obejmuje zawór odcinający na każdym rurociągu pary świeżej, na zewnątrz obudowy bezpieczeństwa (MSCIV) (Rysunek 5-1) j. Zawory te zapewniają izolację obudowy bezpieczeństwa w razie awarii lub innych warunków i zapobiegają niefiltrowanemu uwalnianiu się zawartości obudowy bezpieczeństwa przekraczającej odpowiednie wartości graniczne. Izolacja obudowy bezpieczeństwa jest odporna na pojedyncze uszkodzenie. Zawory odcinające parę świeżą to zawory szybkozamykające, przyjmujące położenie zamknięte w razie awarii.

Ograniczniki przepływu pary świeżej znajdują się w króćcach pary świeżej zbiornika ciśnieniowego reaktora. Funkcja ta polega na ograniczeniu całkowitego natężenia przepływu pary przez jeden rurociąg pary, gdy natężenie przepływu pary przekracza wstępnie wybrane granice eksploatacyjne (w przypadku wykrycia dużego rozerwania głównego rurociągu parowego), a odpowiadające im zawory odcinające reaktora i zawory odcinające obudowy bezpieczeństwa nie zostały zamknięte. Ogranicznik przepływu pary świeżej zapewnia niskociśnieniowe króćce pomiarowe dla rurociągów oprzyrządowania przetworników ciśnienia różnicowego, które służą do pomiaru przepływu pary. Natężenie przepływu pary świeżej jest mierzone przez czujniki różnicy ciśnień za pomocą zwężki Venturiego w króćcu pary świeżej oraz równania Bernoulliego.

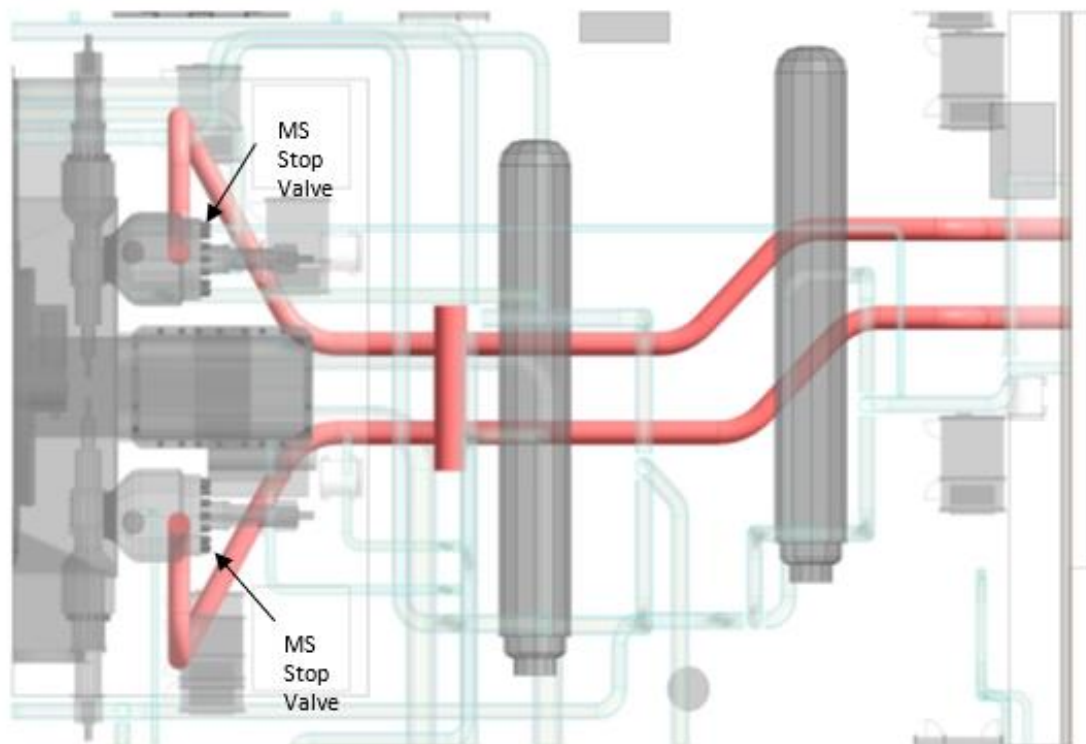
Odwodnienia głównego rurociągu parowego usuwają kondensat z rurociągów pary świeżej do skraplacza głównego podczas rozruchu, pracy na małej mocy, normalnej pracy na mocy i odstawienia. Obniżenie mocy do poziomu niskiego powoduje automatyczne otwarcie zaworów na przewodzie spustowym z napędem pneumatycznym, zapewniając tym samym przepływ odwodnień do skraplacza głównego.

Zawory obejściowe turbiny są otwierane przez aparaturę kontrolno-pomiarową i automatykę, gdy rzeczywiste ciśnienie pary przekracza ciśnienie pary wymagane przez turbinę. W zależności od wymaganego przepływu można modulować jeden lub dwa zawory obejściowe. Para obejściowa jest odprowadzana do skraplacza głównego.



Rysunek 5-1. Rurociąg pary świeżej

EN	PL
Nozzle N1 with flow limiter	Dysza N1 z ogranicznikiem przepływu
Reactor isolation valve	Zawór odcinający reaktora
Containment penetration	Przepusty obudowy bezpieczeństwa
Containment isolation valve	Zawór odcinający obudowy bezpieczeństwa
Outside TB wall	Ściana zewnętrzna budynku turbiny

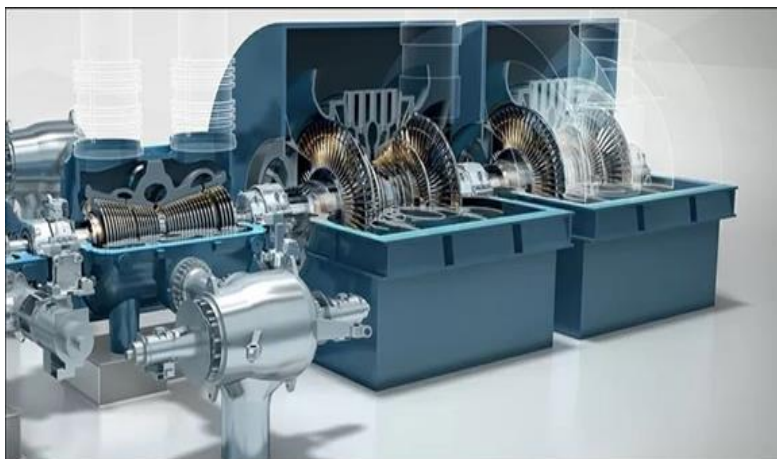


**Rysunek 5-2. Widok 3D górnej części pary świeżej budynku turbiny BWRX-300**

EN	PL
MS Stop Valve	Zawór odcinający pary świeżej

### 5.1.2 Turbogenerator

Typową turbinę parową GE, taką jak przewidziana dla BWRX-300, przedstawia Rysunek 5-3, *Turbina parowa GE*. Jest to jednowałowa, kondensacyjna turbina parowa, tandemowa, pracująca przy 3000/3600 obr/min, impulsowo-reakcyjna, z przegrzewem międzystopniowym, (*Steam Turbines for Fossil, Nuclear, and Renewable Applications [Turbin parowe dla zastosowań kopalnych, jądrowych i odnawialnych]* (6)). Generator turbiny oraz powiązane rurociągi i zawory znajdują się w całości w budynku turbiny (TB).



**Rysunek 5-3. Turbina parowa GE**

Dwa zawory odcinające turbiny z napędem hydraulicznym i zawory regulacyjne (łącznie cztery zawory) doprowadzają parę do części wysokoprężnej turbiny. Podstawową funkcją zaworów odcinających jest szybkie odcięcie dopływu pary do turbiny w warunkach awaryjnych. Podstawową funkcją zaworów regulacyjnych jest regulacja przepływu pary do turbiny w odpowiedzi na sygnały z regulatora turbiny. Oprócz normalnej funkcji regulacji prędkości zapewnianej przez układ regulacji turbiny, przewidziano oddzielny i redundantny system zabezpieczeń przed nadmierną prędkością obrotową turbiny w celu zminimalizowania możliwości awarii wirnika turbiny i uszkodzenia turbiny przez oderwane elementy.

Część WP turbiny odbiera parę dwoma przewodami pary, po jednym z każdego wylotu zaworu regulacyjnego. Para jest rozprężana osiowo na kilku stopniach łopatek nieruchomych i wirujących. Para upustowa z części WP turbiny jest wykorzystywana do zasilania pary grzewczej piątego stopnia podgrzewania wody zasilającej (FW) oraz przegrzewacza pierwszego stopnia układu przegrzewacza separatora wilgoci (MSR). Para wylotowa z części WP turbiny jest gromadzona w rurociągu pary do wtórnego przegrzewu i kierowana do wlotu separatora wilgoci i przegrzewacza pary wtórnej.

Dwa zespoły turbin NP sprzęgnięte z wałem turbiny WP przekształcają energię cieplną w mechaniczną energię obrotową napędzającą generator. Każda część NP turbiny odbiera parę wtórnie przegrzaną z podłączonego wylotu separatora wilgoci i przegrzewacza pary wtórnej przez pośrednie zawory odcinające i regulacyjne. Każda część NP turbiny jest dwustrumieniowa z sześcioma upustami do podgrzewania wody zasilającej. Wylot z każdej części NP turbiny podłączony jest bezpośrednio do skraplacza głównego.

Turbina główna wyposażona jest w obracarkę służącą do powolnego i ciągłego obracania wałów generatora i turbiny, w zależności od potrzeb, gdy turbina główna nie pracuje, np. wczesny etap wygrzewania turbiny i po zatrzymaniu wirnika przy odstawieniu.

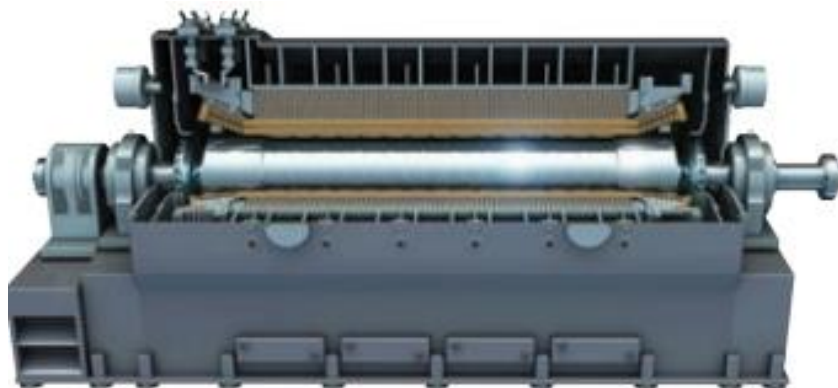
Para uszczelniająca dławnice turbiny doprowadza parę uszczelniającą do przepustów wału/kadłuba turbiny oraz trzpieni zaworów odcinających i regulacyjnych turbiny, zaworów obejściowych oraz pośrednich zaworów odcinających i regulacyjnych, aby zapobiec wydostaniu się pary promieniotwórczej i zapobiec wnikaniu powietrza do układu przez podciśnieniowe dławnice turbiny.

Układ oleju smarnego turbiny (TLOS) dostarcza olej smarny do łożysk turbiny, generatora i szczotek wzbudnicy. Układ oleju smarnego turbiny obejmuje redundantne pompy napędzane silnikami elektrycznymi prądu przemiennego i pompę napędzaną silnikiem prądu stałego,



chłodnice oraz zbiornik oleju stanowiący jego podparcie. wyposażony jest również w urządzenia kondycjonowania oleju.

Typowy generator GE TOPAIR, taki jak przewidziany dla BWRX-300, przedstawia Rysunek 5-4, *Generator GE TOPAIR*. Generator jest generatorem synchronicznym z napędem bezpośrednim, trójfazowym 50/60 Hz, z chłodzonym powietrzem uzwojeniem stojana i wirnikiem. Wał generatora jest podłączony do głównego układu wyposażenia turbiny, ponieważ wał (wirnik) obraca się w kadłubie generatora (stojanie), wytwarzając energię elektryczną. W eksploatacji znajduje się ponad 3 570 jednostek TOPAIR (*Generator chłodzony powietrzem (GEN-A) (4)*).



**Rysunek 5-4: Generator GE TOPAIR**

### 5.1.3 Skraplacz główny

Układ skraplacza głównego i urządzeń pomocniczych (MCA) jest wymiennikiem ciepła wykorzystywanym do wytwarzania energii elektrycznej oraz normalnego schładzania reaktora i rozruchu instalacji. Układ MCA składa się ze skraplacza głównego, dwóch zespołów smoczka parowego (SJAE) oraz dwóch układów pomp próżniowych skraplacza, a także powiązanych rurociągów, zaworów, aparatury kontrolno-pomiarowej i automatyki. Skraplacz główny jest urządzeniem jednociśnieniowym, dwupłaszczowym. Każdy płaszcz znajduje się pod odpowiednią częścią NP turbiny. Oba płaszcze skraplacza pracują przy podobnym ciśnieniu i odprowadzają kondensat do zbiorników skroplin połączonych krzyżowo. Woda obiegowa przepływa przez każdy z dwóch wkładów rurowych jednoprzepływowych w celu skroplenia pary wylotowej z turbiny do zbiorników skroplin.

Skraplacz główny odbiera i skrapla parę wylotową z turbiny i parę obejściową turbiny we wszystkich trybach pracy. Skraplacz główny podtrzymuje rozpad N16 i dostarcza kondensat do pomp skroplin. Skraplacz główny służy również jako punkt odbioru innych odwodnień, odpowietrzeń i zrzutów z zaworów upustowych z obiegu parowego. Skraplacz chłodzony jest przez obieg wody chłodzącej skonfigurowany jako zamknięty (tj. z wyprowadzeniem ciepła przez chłodnie kominowe/wentylatorowe) lub otwarty (tj. ze zrzutem ciepła do odpowiednich rozmiarów zbiornika wodnego).

Dwa smoczki parowe o wydajności 100% służą do utrzymania przeciwcisnienia turbiny i usuwania gazów niekondensujących ze skraplacza głównego. Gazy niekondensujące odprowadzane ze skraplacza są odprowadzane do układu gazów odlotowych. Podczas rozruchu dwie pompy próżniowe skraplacza wytwarzają początkową próżnię w skraplaczu i odprowadzają gazy do układu ogrzewania, wentylacji i klimatyzacji budynku turbiny.

#### **5.1.4 Instalacja wody zasilającej i kondensatu**

Układ kondensatu i wody zasilającej (CFS) składa się z dwóch pomp kondensatu, dwóch pomp wody zasilającej reaktora, trzech stopni niskoprężnych podgrzewaczy wody zasilającej z zamkniętą komorą oraz trzech stopni wysokoprężnych podgrzewaczy wody zasilającej. Każda z pomp kondensatu ma wydajność 100%. Niskoprężne podgrzewacze wody zasilającej są połączone równolegle z dwoma podwójnymi podgrzewaczami wody zasilającej o wydajności 50% i podgrzewaczem trzeciego stopnia wody zasilającej o wydajności 100%. Dwie pompy wody zasilającej reaktora są napędzane silnikami elektrycznymi i zasilane przez napędy o regulowanej prędkości o wydajności 100% każdy i służą do utrzymania poziomu wody w zbiorniku ciśnieniowym reaktora. Trzy wysokoprężne podgrzewacze wody zasilającej są ułożone szeregowo. Wokół każdego podgrzewacza wody zasilającej znajdują się zawory obejściowe.

Układ kondensatu i wody zasilającej zapewnia ścieżkę kondensatu, par i gazów niekondensujących we wszystkich trybach pracy układu w celu utrzymania poziomu w podgrzewaczach wody zasilającej i zbiornikach odwodnień separatora wilgoci i przegrzewacza pary wtórnej. Ostatni stopień wysokoprężnego podgrzewacza wody zasilającej umożliwia regulację końcowej temperatury wody zasilającej podczas regulacji mocy.

Układ filtrów i demineralizatorów kondensatu (CFD) oczyszcza kondensat w celu utrzymania czystości wody zasilającej reaktora. Układ filtrów i demineralizatorów kondensatu wykorzystuje filtrację do usuwania zawieszonych cząstek stałych, w tym produktów korozji, oraz żywicę jonowymienną do usuwania rozpuszczonych cząstek stałych z przecieku skraplacza i innych zanieczyszczeń. Układ filtrów i demineralizatorów kondensatu jest układem pełnoprzepływowym, który składa się z wysokowydajnych filtrów samopłuczających, a następnie wymienników dwujonitowych.

### **5.2 Pomocnicze układy pozablokowe**

#### **5.2.1 Obieg wody chłodzącej**

Obieg głównej wody chłodzącej (CWS) dostarcza wodę chłodzącą do skraplacza głównego i przekazuje ciepło ze skraplacza do otoczenia poprzez układ odprowadzania ciepła odpadowego (NHS). Obieg głównej wody chłodzącej dostarcza również wodę chłodzącą w celu odprowadzenia obciążeń cieplnych z wymienników ciepła zamkniętego układu chłodzenia (PCW). Wszystkie pompy obiegu głównej wody chłodzącej znajdują się w obiektach układu odprowadzania ciepła odpadowego.

Obieg głównej wody chłodzącej składa się z dwóch podukładów: chłodzenia skraplacza głównego oraz odbierania ciepła z zamkniętego układu chłodzenia. Chłodzenie skraplacza głównego wykorzystuje pompy w konfiguracji 2x50% do doprowadzania wody chłodzącej do układu skraplacza głównego we wszystkich trybach pracy. Aby zapobiec zamarzaniu układu odprowadzania ciepła odpadowego w warunkach niskich temperatur zewnętrznych, przewidziano rrociąg recykulacyjny wody gorącej powracającej ze skraplacza.

Ciepło z zamkniętego układu chłodzenia odbierane jest przez wymienniki ciepła chłodzone wodą z obiegu głównej wody chłodzącej, doprowadzaną za pomocą pomp w konfiguracji 2x100%. Zamknięty układ chłodzenia składa się z dwóch ciągów, z których każdy zawiera jedną pompę i jeden wymiennik ciepła, które odpowiadają za odbieranie ciepła z elementów reaktora i turbiny. we wszystkich normalnych i nietypowych trybach pracy. Doprowadza on wodę chłodzącą do elementów niezwiązanych z bezpieczeństwem w instalacji BWRX-300 i stanowi barierę przed skażeniem promieniotwórczym obiegu głównej wody chłodzącej.

Zamknięty układ chłodzenia dostarcza wodę chłodzącą do dwóch podukładów: podukładu wody chłodzącej urządzenia części jądrowej (RCCWS) i podukładu wody chłodzącej urządzenia części turbinowej (TCCWS).

Układ rurociągów systemu wody chłodzącej urządzenia części jądrowej składa się z dwóch redundantnych układów rurociągów obsługujących wszystkie funkcje chłodzenia urządzeń w budynku reaktora, układu pneumatycznego instalacji oraz wszelkich urządzeń znajdujących się poza budynkiem reaktora związanych z chłodzeniem reaktora.

Układ rurociągów systemu wody chłodzącej urządzenia części turbinowej to pojedynczy układ rurociągów obsługujący wszystkie urządzenia w budynku turbiny, który nie obsługuje funkcji chłodzenia reaktora.

Mimo, że zamknięty układ chłodzenia obsługuje funkcje chłodzenia wszystkich urządzeń instalacji, projektowana redundancja i konfiguracja odcień koncentrują się wokół możliwości zapewnienia redundantnych układów chłodzenia elementów reaktora. Przewidziano dwa niezależne ciągi urządzeń chłodzących z jedną pompą i wymiennikiem ciepła w każdym ciągu, aby zaspokoić zapotrzebowanie na redundantne chłodzenie układów jądrowych w redundantnym układzie rurociągów systemu wody chłodzącej urządzenia części jądrowej i pojedynczym układzie rurociągów systemu wody chłodzącej urządzenia części turbinowej.

Te niezależne ciągi są połączone krzyżowo za pomocą ręcznych zaworów odcinających, aby umożliwić konserwację urządzeń podczas pracy instalacji. W razie konieczności system wody chłodzącej urządzenia części turbinowej można odciąć od każdego systemu wody chłodzącej urządzenia części jądrowej, zamykając zawory kolektora zasilającego i powrotnego na każdym ciągu, a każdy ciąg systemu wody chłodzącej urządzenia części jądrowej działa niezależnie od drugiego.

### **5.2.2 Układ wody lodowej**

Wyposażenie układu wody lodowej (CWE) zapewnia chłodzenie wodą lodową układów wentylacji ogrzewania i klimatyzacji w całej elektrowni oraz układu chłodzenia obudowy bezpieczeństwa (CCS) w budynku reaktora.

CWE jest zamkniętym układem wody lodowej, który dostarcza wodę lodową do różnych węzłowni chłodzących centrali wentylacyjnych i chłodnic urządzeń instalacji niezwiązanych z bezpieczeństwem w budynku turbiny, budynku odpadów promieniotwórczych (RWB), budynku reaktora i budynku sterowni (CB). Ciepło absorbowane przez CWE jest odprowadzane ze skraplaczy schładzaczy CWE do atmosfery nad budynkiem gospodarki odpadami promieniotwórczymi.

CWE składa się z czterech schładzaczy chłodzonych powietrzem, czterech pomp, jednego rozprężacza, czterech separatorów powietrza, dozownika chemikaliów, jednego układu automatycznego napełniania glikolem, orurowania, zaworów, aparatury kontrolno-pomiarowej i automatyki.

Każdy schładzacz posiada własną pompę dedykowaną. Cztery schładzacze/pompy o wydajności 33% (4x33%) są przewidziane do wszystkich zastosowań w instalacji wody lodowej, a 2 z 4 schładzaczy/pomp są częścią funkcji zabezpieczeń obrony w głąb (DiD).

## 6.0 SYSTEMY APARATURY KONTROLNO-POMIAROWEJ I AUTOMATYKI

### 6.1 Architektura aparatury kontrolno-pomiarowej i automatyki

System aparatury kontrolno-pomiarowej i automatyki (AKPiA) instalacji BWRX-300 (określany także mianem rozproszonego systemu sterowania i informatyzacji (DCIS)) jest zintegrowanym systemem sterowania i dozoru instalacji energetycznej. Rozproszony system sterowania i informatyzacji jest zorganizowany jako system DCIS z trzema segmentami klasyfikowanymi oraz jednym segmentem niesklasyfikowanym do klasy bezpieczeństwa z odpowiednimi poziomami jakości sprzętu i oprogramowania odpowiadającym funkcjom systemu, którymi sterują, oraz ich poziomami bezpieczeństwa (DL). Rozproszony system sterowania i informatyzacji zapewnia funkcje sterowania, monitorowania, alarmowania i rejestrowania. Poszczególne segmenty zintegrowanego rozproszonego systemu sterowania i informatyzacji zaprojektowano tak, aby działały autonomicznie i niezależnie.

Różne rozproszone systemy sterowania i informatyzacji są wdrażane na różnych platformach sprzętowych i programowych odpowiednich do pełnionych funkcji. Pożądane jest stosowanie urządzeń rozproszonych systemów sterowania i informatyzacji dostępnych na rynku w taki sposób, aby dodać tylko programowanie aplikacji BWRX-300; w szczególności platformy, których systemy operacyjne i sprzęt zostały już zaprojektowane i objęte homologacją pod kątem wymagań BWRX-300.

Rozproszony system sterowania i informatyzacji BWRX-300 dzieli się na trzy części zgodnie z klasą bezpieczeństwa i poziomem bezpieczeństwa. System AKPiA SC1 (C10 – Pierwotny System Ochrony), Systemy AKPiA SC2 i SC3 (C20 - Zdywersyfikowany system zabezpieczeń) oraz System AKPiA SCN (C30 - System wyprzedzającego awaryjnego wyłączenia).

Rozproszony system sterowania i informatyzacji 1. klasy bezpieczeństwa (C10) jest całkowicie odizolowany od pozostałej części rozproszonego systemu sterowania i informatyzacji BWRX-300, z wyjątkiem izolowanych optycznie łączy danych dostarczanych przez jednokierunkowe urządzenia brzegowe do 3. klasy bezpieczeństwa (C20). Monitory (VDU) dedykowane dla C10 są jedynym mechanizmem, za pomocą którego można sterować systemami 1. klasy bezpieczeństwa. Mogą one być również monitorowane przez tablice wizualne C10 oraz monitorowane, alarmowane i rejestrowane w C20. Rozproszony system sterowania i informatyzacji 1. klasy bezpieczeństwa dzieli się na trzy sekcje, które są zasilane oddzielnie przez trzy sekcje układu elektrycznego R10 - System elektryczny awaryjnego zasilania zapasowego i zasilania bezprzerwowego (opisane w Rozdziale 7.0). Trzy sekcje rozproszonego systemu sterowania i informatyzacji 1. klasy bezpieczeństwa pracują całkowicie niezależnie od siebie (z wyjątkiem głosowania) i od niższej klasy bezpieczeństwa rozproszonego systemu sterowania i informatyzacji. Izolowane informacje przepływają tylko w jednym kierunku przez urządzenia brzegowe do sieci 3. klasy bezpieczeństwa, tak aby informacje z systemu 1. klasy bezpieczeństwa mogły być alarmowane, monitorowane i rejestrowane (ale nie kontrolowane) za pomocą urządzeń 2. i 3. klasy bezpieczeństwa (np. tablice wizualne, drukarki, system alarmowy i funkcje archiwizacji).

C20 dzieli się na dwa poziomy bezpieczeństwa. Jednym z nich jest poziom bezpieczeństwa 4a i pełni funkcje 2. kategorii bezpieczeństwa przy użyciu urządzeń 2. klasy bezpieczeństwa. Drugi to poziom bezpieczeństwa 2 i pełni funkcje 3. kategorii bezpieczeństwa przy użyciu urządzeń 3. klasy bezpieczeństwa. Logika uruchamiania poziomu bezpieczeństwa 4a działa na analogowej platformie opartej na AKPiA. Komunikuje ona informacje o stanie i informacje diagnostyczne do części poziomu bezpieczeństwa 2 C20, która opiera się na technologii cyfrowej AKPiA.

System DCIS C20 jest redundantny i podzielony na dwie części. Te dwa segmenty sieci to segment bloku jądrowego oraz segment części niejądrowej. Dwa segmenty magistrali zalicza się do 3. klasy bezpieczeństwa. W segmencie bloku jądrowego stosuje się sterowniki zaliczane do 3. klasy bezpieczeństwa. Segment części niejądrowej łączy się ze sterownikami C30 oraz innymi sterownikami klas niezwiązanych z bezpieczeństwem w celu uzyskania informacji wspierających integrację interfejsów człowiek-system (HSI) w C20. Oba segmenty są wyposażone we własną redundantną magistralę danych bloku, a każda niezależnie zapewnia możliwość sterowania i monitorowania układu AKPiA części jądrowej oraz części niejądrowej danego segmentu.

Każdy segment ma własne redundantne przełączniki zarządzane sieciowo zaliczane do 3. klasy bezpieczeństwa. Każdy segment może pracować niezależnie od drugiego (pomimo, że są zintegrowane). Każdy segment ma powiązane wyświetlacze, serwery historian oraz wspólny system alarmowy. W segmencie C20 stosuje się potrójną redundantną architekturę modułową (TMR) oraz redundantną architekturę sterowników różnych funkcji, aby wspierać cele niezawodności lub zapobiegać niekorzystnym z działaniom w przypadku przewidywanych awarii elementów sprzętowych.

Segment bloku jądrowego obsługuje sterowniki 3. klasy bezpieczeństwa (w tym główne systemy sterowania reaktora) poprzez pozyskiwanie danych dotyczących poziomu bezpieczeństwa DL3 z C10, sterowników 1. klasy bezpieczeństwa za pośrednictwem jednokierunkowych urządzeń brzegowych. Segment ten uzyskuje również informacje diagnostyczne DL4a.

Segment części niejądrowej zapewnia sterowanie funkcjami instalacji i sterownikami klas niezwiązanych z bezpieczeństwem stosowanymi głównie do wytwarzania mocy. Segment ten zapewnia również bramki do połączenia sterowników innych niż macierzyste z segmentem sieci części niejądrowej. Pomimo niższej klasy urządzeń, funkcje te wykorzystują architektury sterowników TMR (zwanymi dalej sterownikami TMR), aby zapobiec przypadkowym awariom elementów AKPiA powodującym stany przejściowe instalacji.

System C30 obejmuje wymagania funkcjonalne elementów części niejądrowej niezwiązanych z bezpieczeństwem, które zawierają układy sterowania i nadzoru związane z systemami wytwarzania mocy i wsparcia. Założenia projektowe dla tego segmentu części niejądrowej C30 obejmują sterowanie i nadzór urządzeń do wytwarzania mocy i wsparcia. Urządzenia te nie są zaliczane do funkcji bezpieczeństwa, chociaż ich parametry mogą być odpowiednie do scenariusza awarii ponadprojektowych i poważnych awarii. Urządzenie ma być na tyle niezawodne, aby awaria sterownika części niejądrowej nie spowodowała przewidywanego zdarzenia eksploatacyjnego.

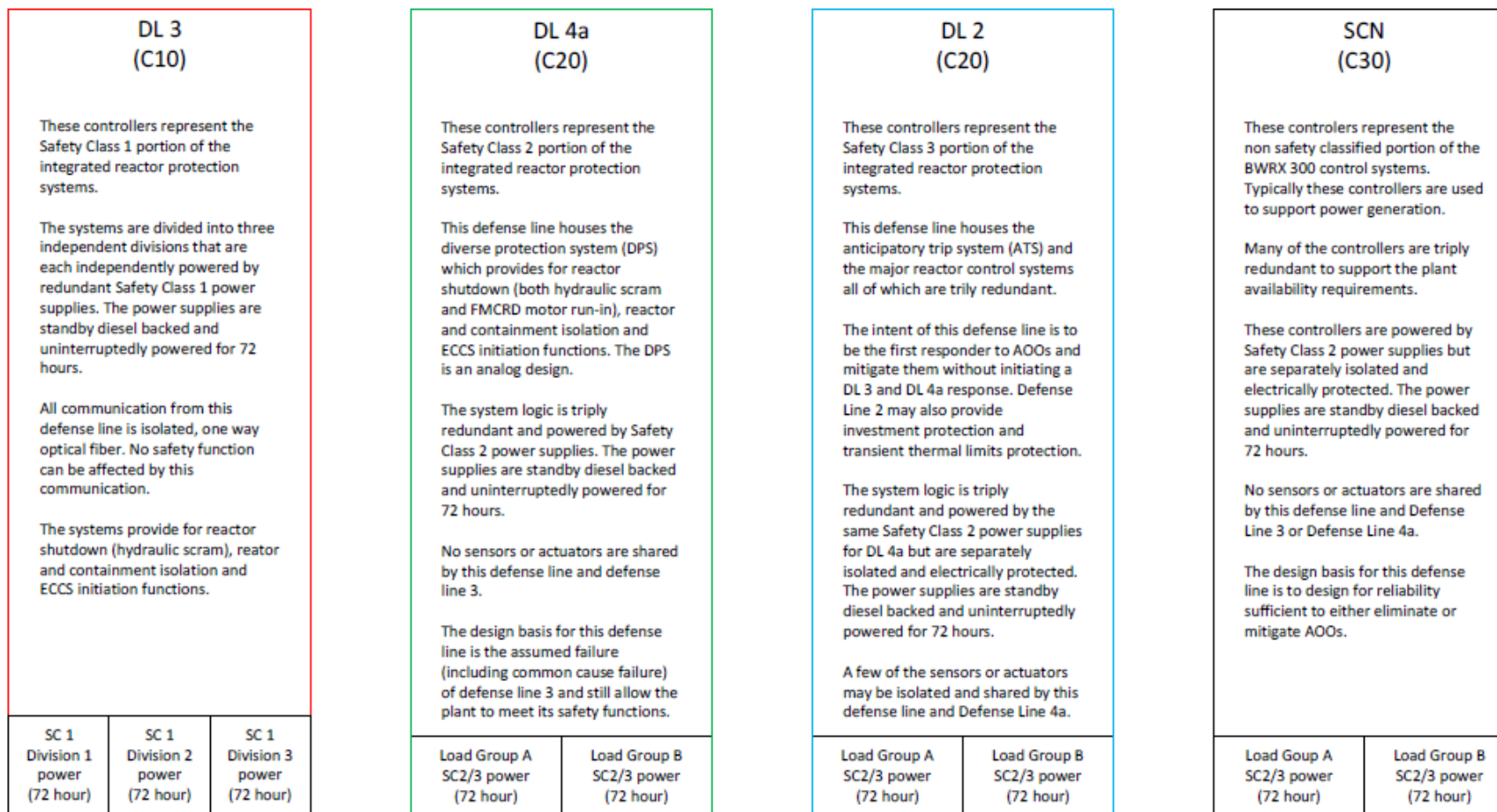
Pomimo, że segment części niejądrowej stosuje się w układach wytwarzania mocy niezwiązanych z bezpieczeństwem, sterowniki zapewniają potrójną redundancję modułową (TMR). W przypadku układów sterowanych z potrójną redundancją modułową pojedyncze uszkodzenia sterowników (i niektóre podwójne uszkodzenia) nie mają negatywnego wpływu na pracę układu lub instalacji, a uszkodzone części pojedynczych sterowników można wymieniać w trybie online. Celem jest, aby żadna awaria sterownika nie spowodowała przewidywanego zdarzenia eksploatacyjnego.

Instalacja BWRX-300 jest wyposażona w pasywne systemy bezpieczeństwa, które uruchamiają różne platformy systemu DCIS, które zapewniają określone funkcje bezpieczeństwa. Zasadniczo funkcje bezpieczeństwa obejmują wyłączenie reaktora (doprowadzenie reaktora do stanu podkrytycznego), odcięcie zbiornika i obudowy bezpieczeństwa reaktora, monitorowanie mocy reaktora w zakresie mocy, rozpoczęcie odprowadzania ciepła i regulacji ciśnienia oraz ogólne sterowanie i monitorowanie instalacji. Systemy bezpieczeństwa są uruchamiane automatycznie po wykryciu określonych warunków, ale także mogą być uruchamiane ręcznie przez operatora.

Systemy bezpieczeństwa zaprojektowano w taki sposób, aby były w stanie bezpiecznym po uszkodzeniu, dzięki czemu uruchamiają funkcję bezpieczeństwa po zaniku zasilania. System DCIS zapewnia również monitorowanie parametrów po awarii w celu wspierania procedur i wytycznych planowania awaryjnego.

Zdefiniowane funkcje bezpieczeństwa są realizowane w sposób niezawodny, różnorodny, niezależny oraz zapewniają funkcje redundancji. W szczególności oznacza to, że projekt BWRX-300 realizuje wskazane funkcje bezpieczeństwa w warunkach pojedynczego (a czasami wielokrotnego) uszkodzenia, a w przypadku systemów wykorzystujących oprogramowanie, przy założeniu uszkodzenia ze wspólnej przyczyny platform sprzętowych/programowych.

Rysunek 6-1, *Architektura aparatury kontrolno-pomiarowej i automatyki*, pokazuje cztery partycje systemu DCIS BWRX 300 . Trzy platformy systemu DCIS są zasilane przez trzy instalacje elektryczne o takich samych klasyfikacjach bezpieczeństwa.



Rysunek 6-1: Architektura aparatury kontrolno-pomiarowej i automatyki

EN	PL
These controllers represent the Safety Class 1 portion of the integrated reactor protection systems.	Sterowniki te reprezentują część zintegrowanych systemów zabezpieczeń reaktora należąca do 1. klasy bezpieczeństwa.

<p>The systems are divided into three independent divisions that are each independently powered by redundant Safety Class 1 power supplies. The power supplies are standby diesel backed and uninterruptedly powered for 72 hours.</p> <p>All communication from this defense line is isolated, one way optical fiber. No safety function can be affected by this communication.</p> <p>The systems provide for reactor shutdown (hydraulic scram), reator and containment isolation and ECCS initiation functions.</p>	<p>Systemy podzielone są na trzy niezależne sekcje, z których każda jest niezależnie zasilana przez źródło energii elektrycznej 1. klasy bezpieczeństwa. Zasilanie zapewnia rezerwowy dieslowski agregat prądowłrczy uzupełniony 72-godzinnym zasilaniem bezprzerwowym.</p> <p>Całość komunikacji wychodzącej z tego poziomu bezpieczeństwa realizowana jest izolowanymi światłowodami jednokierunkowymi. Komunikacja ta nie może wpłynąć na żadne funkcje bezpieczeństwa.</p> <p>Systemy zapewniają wyłączenie reaktora (hydrauliczne wyłączenie awaryjne), odcięcie reaktora i obudowy bezpieczeństwa oraz uruchomienie funkcji układu awaryjnego chłodzenia rdzenia (ECCS).</p>
<p>These controllers represent the Safety Class 2 portion of the integrated reactor protection systems.</p> <p>This defense tine houses the diverse protection system (DPS) which provides for reactor shutdown (both hydraulic scram and FMCRD motor run-in), reactor and containment isolation and ECCS initiation functions. The DPS is an analog design.</p> <p>The system logic is triply redundant and powered by Safety Class 2 power supplies. The power supplies are standby diesel backed and uninterruptedly powered for 72 hours.</p> <p>No sensors or actuators are shared by this defense line and defense line 3.</p> <p>The design basis for this defense line is the assumed failure (including common cause failure] of defense line 3 and still allow the plant to meet its safety functions</p>	<p>Sterowniki te reprezentują część zintegrowanych systemów zabezpieczeń reaktora należąca do 2. klasy bezpieczeństwa.</p> <p>Na tym poziomie bezpieczeństwa znajduje się zdywersyfikowany system zabezpieczeń (DPS) zapewniający funkcje wyłączenie reaktora (zarówno hydrauliczne wyłączenie awaryjne, jak i wprowadzenie prętów silnikami elektrycznymi napędów precyzyjnych FMCRD), izolacji reaktora i obudowy bezpieczeństwa oraz uruchomienia systemów awaryjnego chłodzenia rdzenia (ECCS). Zdywersyfikowany system zabezpieczeń (DPS) ma konstrukcję analogową.</p> <p>Logika systemu uwzględnia potrójną redundancję; jest on zasilany ze źródeł energii 2. klasy bezpieczeństwa. Zasilanie zapewnia rezerwowy dieslowski agregat prądowłrczy uzupełniony 72-godzinnym zasilaniem bezprzerwowym.</p> <p>Ten poziom bezpieczeństwa nie ma żadnych czujników ani elementów wykonawczych wspólnych z poziomem bezpieczeństwa DL3.</p>



	<p>Podstawą projektową dla tego poziomu bezpieczeństwa jest założone uszkodzenie (w tym uszkodzenie o wspólnej przyczynie) poziomu bezpieczeństwa DL3, a mimo to umożliwienie spełniania przez instalację jej funkcji bezpieczeństwa.</p>
<p>These controllers represent the Safety Class 3 portion of the integrated reactor protection systems.</p> <p>This defense line houses the anticipatory trip system (ATS) and the major reactor control systems all of which are triply redundant.</p> <p>The intent of this defense line is to be the first responder to AOOs and mitigate them without initiating a DIL 3 and DIL 4a response. Defense Line 2 may also provide investment protection and transient thermal limits protection.</p> <p>The system logic is triply redundant and powered by the same Safety Class 2 power supplies for DL 4a but are separately isolated and electrically protected. The power supplies are standby diesel backed and uninterruptedly powered for 72 hours.</p> <p>A few of the sensors or actuators may be isolated and shared by this defense line and Defense Line 4a.</p>	<p>Sterowniki te reprezentują część zintegrowanych systemów zabezpieczeń reaktora należąca do 3. klasy bezpieczeństwa.</p> <p>Na tym poziomie bezpieczeństwa znajduje się predykcyjny system wyłączenia awaryjnego reaktora (ATS) oraz główne systemy sterowania reaktora; wszystkie te systemy są potrójnie redundantne.</p> <p>Celem tego poziomu bezpieczeństwa jest najwcześniejsza reakcja na przewidywane zdarzenia eksploatacyjne (AOO) i złagodzenie ich bez inicjowania poziomów DL 3 i DL 4a. Poziom bezpieczeństwa DL2 może realizować także funkcję ochrony majątku oraz ochronę przed przekroczeniem granicznych wartości cieplnych stanów nieustalonych.</p> <p>Logika systemu oparta jest o potrójną redundancję; system jest zasilany z tego samego układu 2. klasy bezpieczeństwa, co poziom DL4a, jednak jest on odizolowany i chroniony osobnymi zabezpieczeniami elektrycznymi. Zasilanie zapewnia rezerwowo dieslowski agregat prądowłórczy uzupełniony 72-godzinnym zasilaniem bezprzerwowym.</p> <p>Kilka czujników i urządzeń wykonawczych należących do tego poziomu może być współdzielone z poziomem bezpieczeństwa DL4a.</p>
<p>These controllers represent the non safety classified portion of the BWRX BOO control systems. Typically these controllers are used to support power generation.</p>	<p>Sterowniki te stanowią część systemu sterowania instalacji BWRX-300 nienależącą do klas bezpieczeństwa. Typowo są one wykorzystywane do obsługi funkcji związanych z wytwarzaniem energii elektrycznej.</p>

<p>Many of the controllers are triply redundant to support the plant availability requirements.</p> <p>These controllers are powered by Safety Class 2 power supplies but are separately isolated and electrically protected. The power supplies are standby diesel backed and uninterruptedly powered for 72 hours.</p> <p>No sensors or actuators are shared by this defense line and Defense Line 3 or Defense Line 4a.</p> <p>The design basis for this defense line is to design for reliability sufficient to either eliminate or mitigate AOOs.</p>	<p>Wiele kontrolerów jest realizowanych z potrójną redundancją dla spełnienia wymaganej dyspozycyjności instalacji.</p> <p>Sterowniki te zasilane są ze źródła 2. klasy bezpieczeństwa, są one jednak izolowane i chronione osobnymi zabezpieczeniami elektrycznymi. Zasilanie zapewnia rezerwowy dieslowski agregat prądowórczy uzupełniony 72-godzinnym zasilaniem bezprzerwowym.</p> <p>Ten poziom bezpieczeństwa nie ma żadnych czujników ani elementów wykonawczych wspólnych z poziomem bezpieczeństwa DL3 lub DL4a.</p> <p>Założeniem projektowym dla tego poziomu bezpieczeństwa jest zwiększanie niezawodności w celu eliminowania lub łagodzenia przewidywanych zdarzeń eksploatacyjnych.</p>
SC1	SC1
Division 1 power (72 hour)	Moc w strefie 1 (72 godziny)
Load Group A SC 2/3 power (72 hour)	Grupa obciążenia A SC 2/3 mocy (72 godz.)

## 6.2 Sterownia główna

Sterownia główna znajduje się w budynku sterowni. Sterownia główna jest podstawowym miejscem, w którym odbywa się monitorowanie instalacji i sterowanie nią w warunkach normalnych, przewidywanych zdarzeniach eksploatacyjnych i stanach awaryjnych. Sterownia główna obejmuje elementy sterowania, wskazania i alarmy, które umożliwiają operatorom realizację określonego zestawu funkcji w warunkach normalnej eksploatacji oraz podczas postulowanych zdarzeń inicjujących. Przewiduje się, że analizy bezpieczeństwa i inżynierii czynników ludzkich (HFE) prowadzone w ramach integralnej części projektu BWRX-300 będą wymagały alternatywnej lokalizacji sterowania; obecny projekt koncepcyjny obejmuje sterownię rezerwową (SCR). W przypadku gdy sterownia główna przestanie się nadawać do przebywania w niej ludzi, będzie zachodzić przypuszczenie, że przestanie się nadawać do przebywania w niej ludzi, albo jej funkcjonalność zostanie naruszona w sposób niemożliwy do zaakceptowania, personel przemieści się do sterowni rezerwowej. Celem sterowni rezerwowej jest utrzymanie bloku w stanie bezpiecznego wyłączenia z możliwością ustawienia bloku w stanie bezpiecznego wyłączenia. Zadaniem sterowni rezerwowej nie jest umożliwienie dalszej pracy instalacji z mocą. Wyjście z sterowni głównej i dostęp do sterowni rezerwowej zaprojektowano w taki sposób, aby wymagany minimalny personel obsługowy mógł bezpiecznie przejść z sterowni głównej do sterowni rezerwowej.

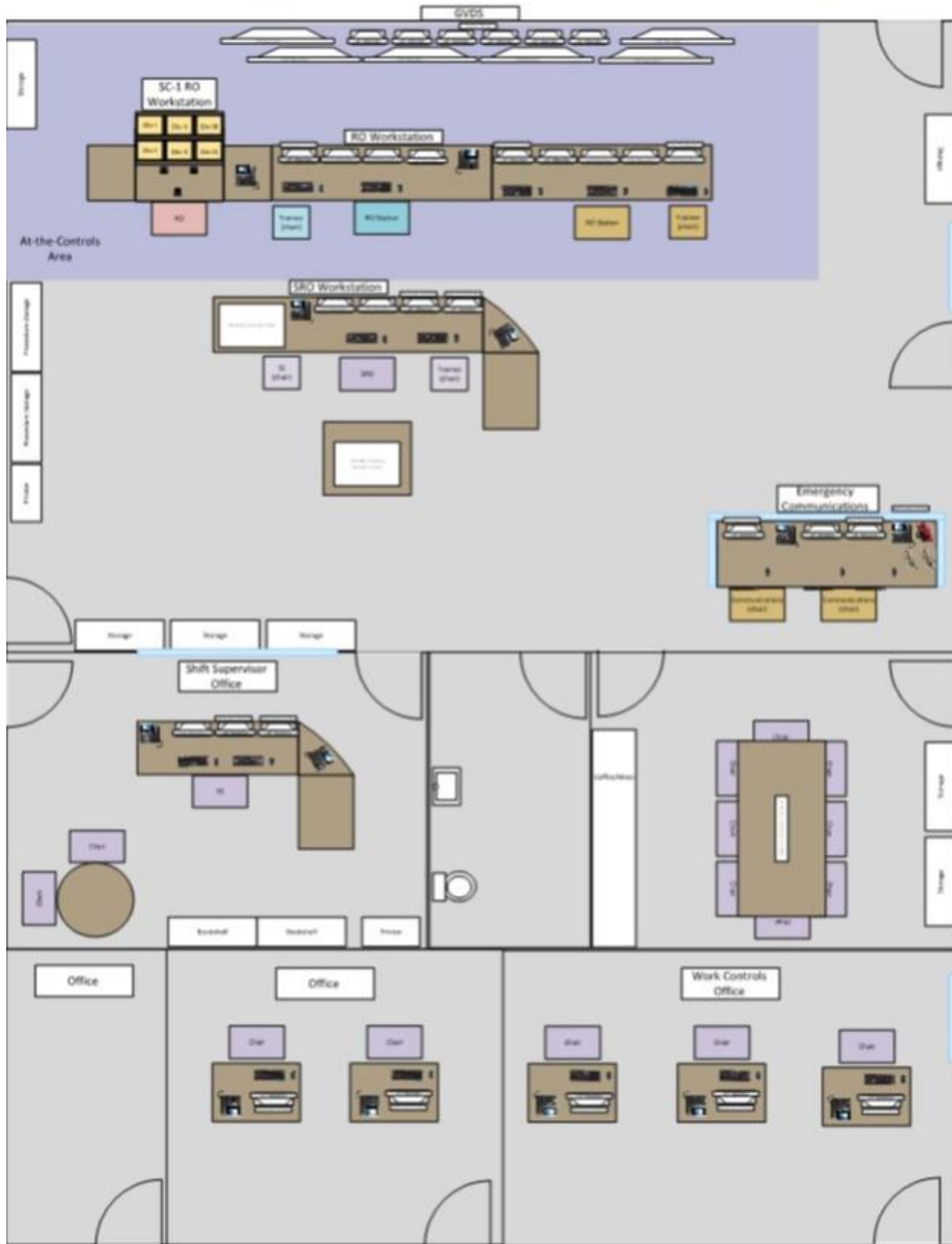
Sterownia główna jest zaprojektowana z interfejsem człowiek-system w celu wsparcia takich zadań jak:

1. ocena ogólnego stanu i parametrów pracy instalacji w dowolnym stanie i przekazywania niezbędnych informacji wspierających działania operatorów;
2. nadzór nad stanem i trendami kluczowych parametrów instalacji (np. mocy reaktora i szybkości zmian mocy);
3. bezpieczne prowadzenie ruchu instalacji we wszystkich stanach eksploatacyjnych, ze sterowaniem automatycznym lub ręcznym;
4. podejmowanie działań mających na celu utrzymanie instalacji w stanie bezpiecznym lub doprowadzenie jej do stanu bezpiecznego po zdarzeniach projektowych oraz zdarzeniach rozszerzonych warunków projektowych;
5. utrzymanie instalacji w określonych granicach i stanie parametrów związanych z jej systemami i urządzeniami;
6. wykrywanie uszkodzeń krytycznych układów pomiarowych i urządzeń;
7. potwierdzanie, że działania związane z utrzymaniem bezpieczeństwa w zakresie uruchamiania systemów bezpieczeństwa inicjowane są automatycznie w razie potrzeby oraz że właściwe systemy realizują swe funkcje poprawnie;
8. identyfikacja potrzeby i czasu ręcznego uruchamiania lub interwencji określonych funkcji bezpieczeństwa;
9. wdrażanie procedur działania w sytuacji awaryjnej, wytycznych dotyczących urządzeń bezpieczeństwa łagodzących skutki awarii oraz wytycznych zarządzania ciężkimi awariami;

Projekt zapewnia możliwość wyboru przez użytkownika ekranów wyświetlacza oraz zdefiniowanych przez użytkownika trendów i monitorowania wartości parametrów. Przewidziano solidny wizualny i dźwiękowy system alarmowy, który ostrzega operatorów o przekroczeniu wartości progowych. Uwzględniając technologie sterowania, projekt umożliwia sprawdzanie

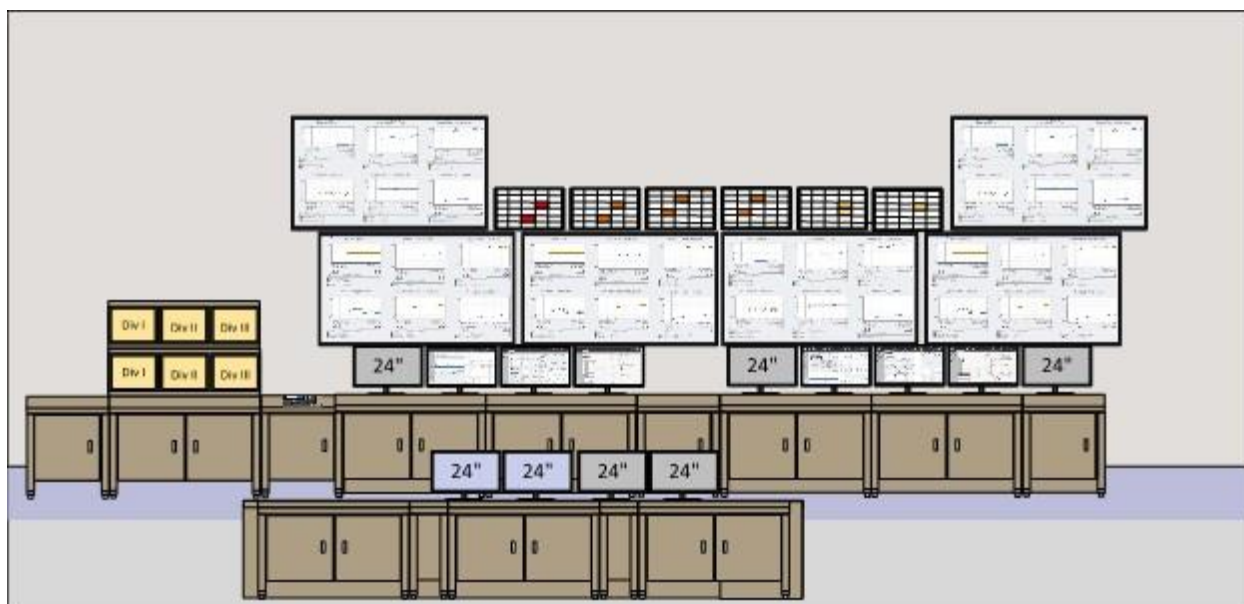
stanu sygnałów wejściowych sterowania (blokady, zezwolenia na rozruch, sygnały automatycznego rozruchu itd.) w punkcie pracy. W ogólnych projektach interfejsów człowiek-system zastosowanymi w sterowni głównej zintegrowany jest system prezentacji parametrów związanych z bezpieczeństwem.

Rysunek 6-2, *Rozmieszczenie sterowni głównej i obszarów otaczających (widok z góry)* przedstawia ogólny układ MCR.



Rysunek 6-2: Rozmieszczenie sterowni głównej i obszarów otaczających (widok z góry)

EN	PL
Panel Room	Pomieszczenie paneli
Group View Display	Ekran widoku grupy
SC-1 Station	Stanowisko SC-1
Operator Station 1/2	Stanowisko operatorskie 1/2
Supervisory Workstation	Stanowisko pracy nadzoru
Laydown/Collaboration Area	Pole odkładcze / obszar współpracy
Main Control Room Concept	Koncepcja sterowni głównej
Emergency Communications Workstation	Stanowisko pracy łączności awaryjnej
Operations Shift Management Office	Biuro zarządzania zmianami
Work Controls Office & MCR Access Control	Biuro kontroli pracy i kontrola dostępu do sterowni głównej
Denotes Storage Areas	Oznacza miejsce składowania
Break Room/Kitchen ette	Pomieszczenie socjalne / aneks kuchenny



**Rysunek 6-3: Koncepcja systemu wyświetlania z widokiem grupowym (widok z przodu)**

### 6.3 Sterownia rezerwowa

Sterownia rezerwowa znajduje się w budynku reaktora. Sterownia rezerwowa obejmuje wymagany interfejs człowiek-system, który umożliwi operatorom realizację określonego zestawu funkcji wymaganych do reagowania na zidentyfikowane zdarzenia i warunki instalacji, w przypadku których sterownia główna nie może być wykorzystywana.

Sterownia rezerwowa została zaprojektowana zgodnie z obowiązującymi międzynarodowymi przepisami dotyczącymi najlepszych praktyk i normami w zakresie projektowania sterowni z uwzględnieniem wyników analiz inżynierii czynników ludzkich i określonych wymagań projektowych inżynierii czynników ludzkich.

Sterownię rezerwową wykorzystuje się do realizacji funkcji wymaganych do utrzymania instalacji w stanie bezpiecznym, gdy sterownia główna jest niedostępna. Wymagane funkcje wynikają z analiz bezpieczeństwa i analiz czynników ludzkich.

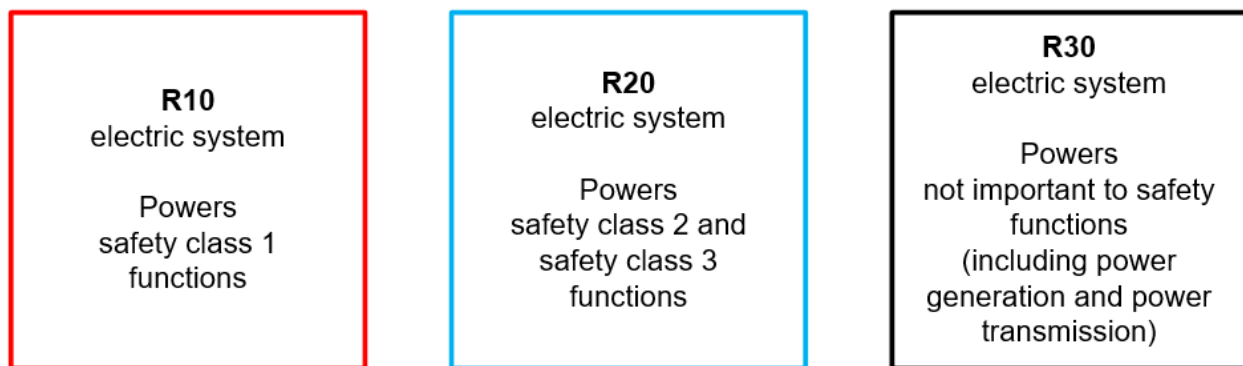
W sterowni rezerwowej znajduje się odpowiednie zaplecze umożliwiające przebywanie ludzi, jak również przestrzeń robocza pozwalająca na realizację zadań wynikających z wymaganego zastosowania sterowni rezerwowej. W sterowni rezerwowej znajdują się odpowiednie zapasy żywności i wody. Sterownia rezerwowa obejmuje również odpowiednią przestrzeń i miejsca sypialne zgodnie z założeniami scenariuszy, w których jest używana.

## 7.0 INSTALACJE ELEKTRYCZNE

Elektryczny układ rozdzielczy (EDS) instalacji BWRX-300 jest zintegrowanym układem zasilania i przesyłu. Elektryczny układ rozdzielczy jest zaprojektowany analogicznie do systemu DCIS z trzema segmentami sklasyfikowanymi jako bezpieczne oraz segmentem klasy niezwiązanej z bezpieczeństwem z odpowiednimi poziomami jakości sprzętu i oprogramowania odpowiadającym funkcjom systemu, którymi sterują, oraz ich poziomami bezpieczeństwa. Te trzy części elektrycznego układu rozdzielczego instalacji BWRX-300 są oddzielone zgodnie z klasami i poziomami bezpieczeństwa. EDS 1. klasy bezpieczeństwa (R10), EDS 2. i 3. klasy bezpieczeństwa (R20 - Układ zasilania rezerwowego) oraz SCN EDS (R30 - Układ zasilania preferowanego).

Trzy podukłady są pogrupowane w oparciu o klasyfikację bezpieczeństwa zgodnie z Rysunek 7-1, *Architektura układów i instalacji elektrycznych*.

- R10 – Zasilanie systemów 1. klasy bezpieczeństwa,
- R20 – Zasilanie dla połączonych systemów 2. i 3. klasy bezpieczeństwa,
- R30 – Układ zasilania i przesyłu dla systemów niezwiązanych z bezpieczeństwem



**Rysunek 7-1: Architektura układów i instalacji elektrycznych**

EN	PL
R10 electric system Powers safety class 1 functions	System elektryczny R10 Zasila funkcje 1. klasy bezpieczeństwa
R20 electric system Power safety class 2 and safety class 3 functions	System elektryczny R20 Zasilanie funkcji 2. klasy bezpieczeństwa i 3. klasy bezpieczeństwa
R30 electric system Powers not important to safety functions (including power generation and power transmission)	System elektryczny R30 Zasila funkcje niewpływające na bezpieczeństwo (w tym wytwarzanie energii elektrycznej i wyprowadzenie mocy)

Każdy podsystem zbudowany jest z urządzeń i oprogramowania o odpowiedniej jakości (właściwej do zasilanych systemów), zapewniając zasilanie odbiorników elektrycznych w instalacji oraz wyprowadzenie mocy z generatora blokowego do rozdzielni elektrycznej / sieci elektroenergetycznej. Układ EDS jest monitorowany i sterowany przez operatorów instalacji z sterowni głównej. Różne segmenty układu EDS mogą pracować niezależnie.



Zasilanie instalacji jest doprowadzane z zewnętrznego źródła zasilania, sieci elektroenergetycznej i nazywane jest „normalnym preferowanym” źródłem zasilania. Utrata preferowanego źródła nazywa się utratą zasilania preferowanego (LOPP) lub utratą zewnętrznego zasilania (LOOP). Terminy te mogą być stosowane zamiennie. Źródło zasilania zaprojektowano tak, aby zapewnić niezawodne zasilanie odbiorów potrzeb własnych instalacji. Preferowane zasilanie składa się z normalnego preferowanego źródła i obejmuje te części sieci elektroenergetycznej znajdujące się na terenie oraz poza terenem instalacji, które są wymagane do przepływu mocy z zewnętrznego systemu przesyłowego do szyn średniego napięcia A i B.

Wewnętrzny układ zasilania prądu przemiennego składa się z układów niezwiązanych z bezpieczeństwem oraz układów 1., 2. i 3. klasy bezpieczeństwa. Zewnętrzne źródło zasilania zapewnia normalne preferowane i alternatywne preferowane zasilanie prądem przemiennym odbiorników elektrycznych niezwiązanych z bezpieczeństwem oraz odbiorników 1., 2. i 3. klasy bezpieczeństwa. W przypadku utraty wszystkich źródeł zewnętrznego zasilania przewidziano dwa niezależne rezerwowe agregaty Diesla 3. klasy bezpieczeństwa zdolne do zasilania odbiorników elektrycznych klasy bezpieczeństwa. Istnieją dwie niezależne grupy odbiorników elektrycznych prądu stałego (DC) 2. klasy bezpieczeństwa oraz jedna grupa odbiorników elektrycznych prądu stałego (DC) 3. klasy bezpieczeństwa, z których każda jest wyposażona w układ bezprzerwowego zasilania odbiorników elektrycznych 2. i 3. klasy bezpieczeństwa.

Awaryjne układy zasilania składają się z trzech niezależnych przedziałów prądu stałego (DC) 1. klasy bezpieczeństwa z układem bezprzerwowego zasilania do zasilania odbiorników elektrycznych 1. klasy bezpieczeństwa.

Instalacja elektryczna została zaprojektowana z wystarczającą przepustowością w celu spełnienia wymagań dotyczących odbiorników elektrycznych do obsługi fundamentalnych funkcji bezpieczeństwa (FSF). Projekt uwzględnia odpowiednią strategię ochrony w głąb (D-in-D) w celu zapewnienia dyspozycyjności i niezawodności obsługiwanych systemów.

Funkcją o najwyższej klasie bezpieczeństwa realizowaną przez podukład elektryczny instalacji BWRX-300 jest zasilanie systemu AKPiA oraz elementów mechanicznych o najwyższej klasie bezpieczeństwa wymaganych do obsługi fundamentalnych funkcji bezpieczeństwa.

Akumulatory 1. klasy bezpieczeństwa w podukładzie R10 zaprojektowano tak, aby zapewnić zasilanie rezerwowe przez co najmniej 72 godziny. Połączenia zewnętrzne umożliwiają podłączenie w razie potrzeby urządzeń łagodzących sytuacje awaryjne (zwanymi również urządzeniami FLEX).

W dodatku do kryteriów projektu bezpieczeństwa oraz zasad i przepisów, uwzględniono następujące zagadnienia specyficzne dla systemów elektroenergetycznych instalacji BWRX-300:

- Projekt elektrycznego układu rozdzielczego ma zapewnić niezawodne zasilanie wszystkich odbiorów elektrycznych 1., 2. i 3. klasy bezpieczeństwa w warunkach normalnych.
- Elektryczny układ rozdzielczy jest podzielony w celu zapewnienia możliwości wyłączenia sekcji bez zakłócenia pracy instalacji.
- Przewidziano zasilanie akumulatorowe, aby zapewnić możliwość zasilania urządzeń monitorujących przez co najmniej 72 godziny po zdarzeniu projektowym.

- Rezerwowe agregaty Diesla 3. klasy bezpieczeństwa przewidziano do zasilania rezerwowego odbiorów elektrycznych.
- Elektryczny układ rozdzielczy instalacji BWRX-300 został zaprojektowany w taki sposób, aby nie wymagał odstawiania i schładzania reaktora po zdarzeniu projektowym.

## 8.0 SYSTEMY POSTĘPOWANIA Z ODPADAMI PROMIENIOTWÓRCZYMI

### 8.1 Substancje uwalniane do otoczenia w czasie normalnej eksploatacji

Typy odpadów promieniotwórczych usuwanych w czasie normalnej eksploatacji reaktorów wodnych wrzących są dobrze poznane. W konstrukcji instalacji BWRX-300 uwzględniono gromadzone w ciągu wielu dziesięcioleci wnioski z eksploatacji istniejącej floty reaktorów w celu ograniczenia ilości odpadów promieniotwórczych. Poniżej zestawiono typy odpadów promieniotwórczych powstających podczas normalnej eksploatacji:

- Ciecze: instalacja BWRX-300 zaprojektowana jest tak, by podczas normalnej eksploatacji nie usuwać żadnych ciekłych odpadów promieniotwórczych. W czasie postojów, gdy duże ilości wód odpadowych wytwarzane są w procesie dekontaminacji urządzeń, z instalacji trzeba odprowadzić je w ilości do 2 m<sup>3</sup>/h przy rozcieńczeniu właściwym dla spełnienia wymagań przepisów Tytułu 10 „Energy“ Amerykańskiego Kodeksu Przepisów Federalnych (CFR) Amerykańskiej Komisji Dozoru Jądrowego. Przewiduje się, że GEH dostosuje się do wymagań innych jurysdykcji regulacyjnych.
- Ciała stałe: Szacuje się, że instalacja BWRX-300 będzie wytwarzać około 36 m<sup>3</sup> niskoaktywnych, mokrych odpadów promieniotwórczych przeznaczonych do utylizacji w postaci żywic i innych materiałów wykorzystywanych do filtrowania wody ze skraplacza i układów oczyszczania odpadów ciekłych. Szacuje się, że czynności eksploatacyjne i remontowe będą generować do 148 m<sup>3</sup> rocznie przed kompaktowaniem czy spalaniem stałych radioaktywnych odpadów niskoaktywnych takich jak filtry z układów wentylacji i klimatyzacji, papier i tworzywa sztuczne.
- Gazy: Szacuje się, że natężenie przepływu gazów odlotowych instalacji BWRX-300 w warunkach normalnych wynosi mniej niż 15 litrów na sekundę odprowadzanych z komina instalacji na wysokości około 35 m. Elektrownia została zaprojektowana tak, aby spełniać limity dawek określone w przepisach USNRC 10 CFR 20, „Standards for Protection Against Radiation [Normy ochrony przed promieniowaniem]” (17) oraz 10 CFR 50 Załącznik I, "Numerical Guides for Design Objectives and Limiting Conditions for Operation to Meet the Criterion "As Low As Reasonably Achievable" for Radioactive Material in Light-Water-Cooled Nuclear Power Reactor Effluents [Wskazówki numeryczne do celów projektowych i warunków granicznych eksploatacji dla spełnienia kryterium 'tak niskie, jak to rozsądnie możliwe' dla materiału promieniotwórczego w odciekach z lekkowodnych reaktorów energetycznych] (18) i oczekuje się, że spełni wymagania innych jurysdykcji regulacyjnych.

### 8.2 System postępowania z odpadami ciekłymi

Zadaniem systemu postępowania z odpadami ciekłymi (LWM) jest odbiór, transport, magazynowanie i przetwarzanie potencjalnych ciekłych odpadów promieniotwórczych powstających w wyniku normalnej pracy instalacji, w tym podczas przewidywanych zdarzeń eksploatacyjnych.

Przefiltrowana woda jest ponownie wykorzystywana w instalacji. System postępowania z odpadami ciekłymi składa się ze zbiorników magazynowych, zbiorników na próbki, układów filtracji, zbiornika zapasu wody do przeładunku paliwa, zbiornika magazynowego kondensatu (CST) oraz powiązanych pomp/rurociągów/oprzysądowania. Odpady ciekłe są kierowane do zbiorników magazynowych znajdujących się w budynku gospodarki odpadami promieniotwórczymi poprzez układ odwodnień na poziomie urządzeń.

System postępowania z odpadami ciekłymi normalnie pracuje cyklicznie. Z każdej partii pobierane są próbki w celu określenia stężenia zawiesiny i zanieczyszczeń chemicznych. Próbki pobierane są z przyłączy do poboru próbek za zbiornikami magazynowymi oraz zbiornikami na próbki. Próbki są analizowane w laboratorium budynku gospodarki odpadami promieniotwórczymi. Przetworzone odpady ciekłe spełniające kryteria dotyczące ścieków są pompowane do zbiornika magazynowego kondensatu w celu ponownego wykorzystania. Zrzut awaryjny jest monitorowany przez układ monitora promieniowania procesu poprzez wykrywanie i sygnalizowanie nieprawidłowych warunków oraz przez administracyjne środki kontroli.

Celem filtracji i przetwarzania wszystkich ciekłych odpadów promieniotwórczych jest powrót całej przetworzonej wody z powrotem do zbiornika magazynowego kondensatu w celu utrzymania zerowej emisji odpadów ciekłych.

### **8.3 System postępowania z odpadami stałymi**

Zadaniem systemu postępowania z odpadami stałymi (SWM) jest kontrolowanie, gromadzenie, transport, przetwarzanie, pakowanie i tymczasowe magazynowanie odpadów stałych powstających w instalacji przed wysyłką odpadów poza teren instalacji. System postępowania z odpadami stałymi przetwarza zawiesiny popłuczne z filtrów, wkłady węglowe i żywice ze złoża generowane przez filtry układu chłodzenia i oczyszczania basenu paliwa (FPC), układu chłodzenia i oczyszczania basenów skraplaczy izolacyjnych (ICC) oraz filtry kondensatu oraz układy demineralizacji (CFD).

Skażone substancje i ciała stałe, takie jak wkłady filtrów HEPA, filtry węglowe, szmaty, elementy z tworzyw sztucznych, papier, odzież, narzędzia oraz urządzenia są utylizowane przy pomocy systemu postępowania z odpadami stałymi (SWM).

System postępowania z odpadami stałymi może również przyjmować, przetwarzać oraz odwadniać stałe odpady promieniotwórcze przeznaczone do ostatecznego składowania poza obiektem. Ciecze z systemu postępowania z odpadami stałymi są przesyłane do systemu postępowania z odpadami ciekłymi w celu przetworzenia.

Elementy systemu są zaprojektowane i zamontowane z uwzględnieniem obudów zabezpieczających przed promieniowaniem dla zminimalizowania narażenia obsługi w czasie eksploatacji, przeglądów i remontów. Zbiorniki, urządzenia związane z przetwarzaniem, pompy, zawory i przyrządy pomiarowe zawierające substancje promieniotwórcze są zlokalizowane w obszarach, do których dostęp jest kontrolowany.

Ochrona przed przypadkowymi uwolnieniami realizowana jest przy pomocy stalowych wykładzin w pomieszczeniach zbiorników, wykrywania warunków odbiegających od normy i alarmowania o ich zaistnieniu oraz wspomagana przez administracyjne środki kontroli.

Odpady zmieszane oraz odpady niebezpieczne niebędące odpadami promieniotwórczymi są w maksymalnym praktycznie osiągalnym stopniu utrzymywane poza systemem postępowania z odpadami stałymi. Odpady zmieszane oraz potencjalnie promieniotwórcze odpady oleiste są zbierane głównie do beczek o pojemności 55 galonów amerykańskich (208 litrów) i transportowane poza obiekt do podmiotu uprawnionego do przetwarzania takich odpadów. Jeśli jednakże okoliczności będą przemawiać za przechowywaniem lub utylizacją większych ilości odpadów zmieszanych, możliwe jest zastosowanie innych atestowanych pojemników.

W każdym pomieszczeniu zbiornika w budynku odpadów promieniotwórczych (RWB) znajduje się nieduża miska z czujnikami alarmowymi nadmiernego poziomu w celu wykrywania wycieków.

#### **8.4 Układ gazów odlotowych**

Układ gazów odlotowych (OGS) przetwarza i kontroluje usuwanie gazowych odpadów promieniotwórczych na teren obiektu jądrowego w celu ograniczenia ekspozycji personelu na gazy promieniotwórcze do możliwie najniższego poziomu. Układ gazów odlotowych utrzymuje i umożliwia rozpad gazów promieniotwórczych w gazach odlotowych ze skraplacza głównego. Układ gazów odlotowych opóźnia i filtruje parę technologiczną gazów promieniotwórczych zawierającą izotopy promieniotwórcze kryptonu, ksenonu, jodu, wodoru, azotu i tlenu w celu osiągnięcia rozpadu przed usunięciem z instalacji.

Podczas normalnej pracy instalacji w parze z reaktora powstają gazy niekondensujące. Gazy te muszą być usuwane, aby utrzymać sprawność turbiny. Gazy są pobierane ze skraplacza głównego za pośrednictwem smoczków parowych. Następnie mieszanina podawana jest do rekombinatora gazów odlotowych, gdzie następuje katalityczna rekombinacja wodoru i tlenu w wodę. Po rekombinacji gaz odlotowy kierowany jest do skraplacza w celu usunięcia wilgoci, a następnie do urządzeń oczyszczania ścieków oraz do zbiorników z adsorbentem węglowym. Zbiorniki z adsorbentem węglowym zapewniają opóźnienie w przepływie mieszaniny gazów odlotowych pozwalające na rozpad izotopów promieniotwórczych. Mieszanina opuszczająca zbiorniki z adsorbentem kierowana jest do komina w celu uwolnienia do atmosfery.

Układ gazów odlotowych zapewnia możliwość pobierania próbek z różnych punktów w celu uzyskania informacji radiochemicznych, a także informacji o stanie układu.

## 9.0 PLAN I UKŁAD INSTALACJI

W przypadku BWRX-300 opracowano innowacyjne podejście projektowe z optymalizacją kosztową „design to cost” zapewniające optymalizację kosztów i harmonogramu budowy przy maksymalizacji poziomu bezpieczeństwa w czasie eksploatacji i likwidacji instalacji. Zbiornik ciśnieniowy reaktora, kompozytowy zbiornik obudowy bezpieczeństwa z płyt stalowych oraz konstrukcje, systemy i urządzenia (SCC) klasy bezpieczeństwa znajdują się w podziemnych częściach budynku reaktora. Budynek reaktora jest pionowym, prostym szybem cylindrycznym, który ogranicza skutki zdarzeń zewnętrznych, w tym uderzenia statku powietrznego, niekorzystnych warunków atmosferycznych, powodzi, pożarów i wstrząsów sejsmicznych. Urządzenia do przemieszczania paliwa oraz baseny pasywnych układów chłodzących klasy bezpieczeństwa znajdują się w nadziemnej części budynku reaktora wspartej bezpośrednio na podziemnym szybie pionowym. Do wykonania budynku reaktora stosuje się zaawansowane technologie budowlane w celu obniżenia kosztów budowy i skrócenia harmonogramu dzięki minimalizacji wielkości wykopów, ilości betonu oraz zapotrzebowania na materiały do zasypania.

Budynek reaktora jest jedyną konstrukcją budowlaną 1. kategorii sejsmicznej w projekcie BWRX-300. Podziemny szyb cylindryczny do konstrukcji budynku reaktora, a także technologie budowy są unikalne w porównaniu z istniejącymi elektrowniami jądrowymi. Zbiornik ciśnieniowy reaktora i pierwotna obudowa bezpieczeństwa znajdują się na poziomie lub poniżej poziomu budynku reaktora. Nad kompozytowym zbiornikiem obudowy bezpieczeństwa z płyt stalowych (SCCV) znajduje się basen stykający się z pokrywą obudowy. Trzy baseny układu skraplaczy izolacyjnych (ICS) znajdują się przy basenie powyżej kompozytowego zbiornika obudowy bezpieczeństwa z płyt stalowych; w każdym basenie znajduje się pojedynczy skraplacz izolacyjny (zob. Rysunek 9-1, *Budynek reaktora*). Basen paliwowy znajduje się na poziomie terenu w budynku reaktora i ma pojemność wystarczającą na wypalone paliwo z ośmiu lat pracy plus pełen rozładunek rdzenia.

Konstrukcje budynków sterowni, maszynowni i odpadów promieniotwórczych są zaprojektowane tak, by zapobiegać katastrofom budowlanym lub interakcjom, które mogłyby:

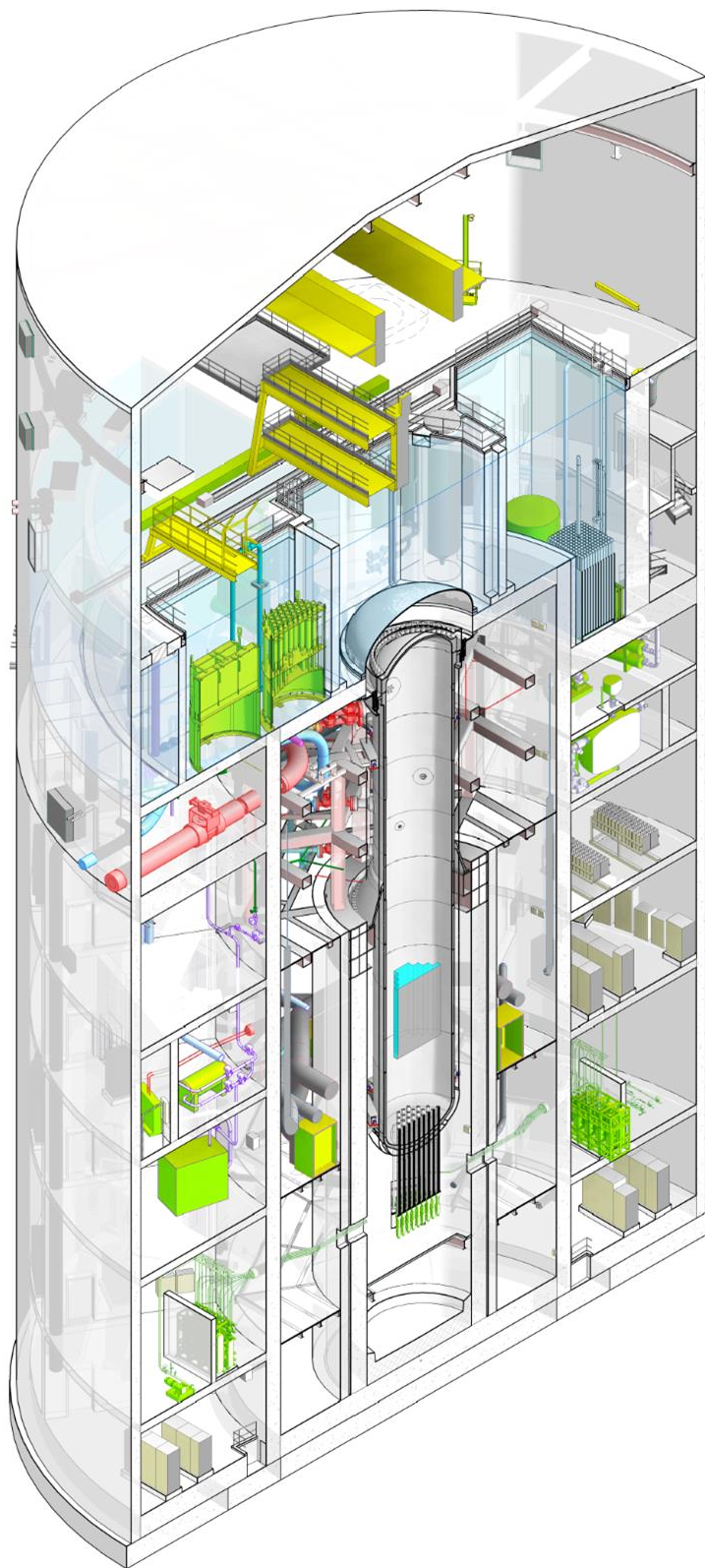
- pogorszyć funkcjonowanie znajdujących się w budynku reaktora (RB) i należących do 1. klasy bezpieczeństwa konstrukcji, systemów i urządzeń (SSC) w sposób prowadzący do nieakceptowalnego poziomu bezpieczeństwa;
- doprowadzić do takich obrażeń osób przebywających w sterowni w budynku sterowni (CB), które pozbawiłyby je możliwości funkcjonowania oraz
- naruszyć funkcje bezpieczeństwa tych konstrukcji, systemów i urządzeń (SSC), których sprawność jest wymagana po zdarzeniach sejsmicznych.

Wstępny układ zabezpieczonego terenu lub obszaru chronionego (PA) dla BWRX-300 (zob. Rysunek 9-2, *Układ instalacji BWRX-300*) to obszar o powierzchni 4 hektarów (10 akrów), który obejmuje budynek ochrony, drogi wokół bloku energetycznego, transformator podwyższający napięcie generatora, transformator pomocniczy dla zasilania terenu, ogrodzenie i ogólne obszary składowania.

Teren właściciela o powierzchni 13,8 hektara (34 akry) obejmuje budynki elektrowni, rozdzielnię elektryczną, chłodnię kominową (w razie potrzeby), biuro obiektu, parking, magazyn i inne obiekty pomocnicze. Blok referencyjny wykorzystuje chłodnię wentylatorowe z ciągiem wymuszonym, jednak dostępne są także inne rozwiązania, w tym chłodnie hybrydowe i suche, a także chłodzenie przepływowo wodą z jeziora, rzeki lub oceanu. Powierzchnia ta może się znacznie różnić w zależności od lokalizacji.

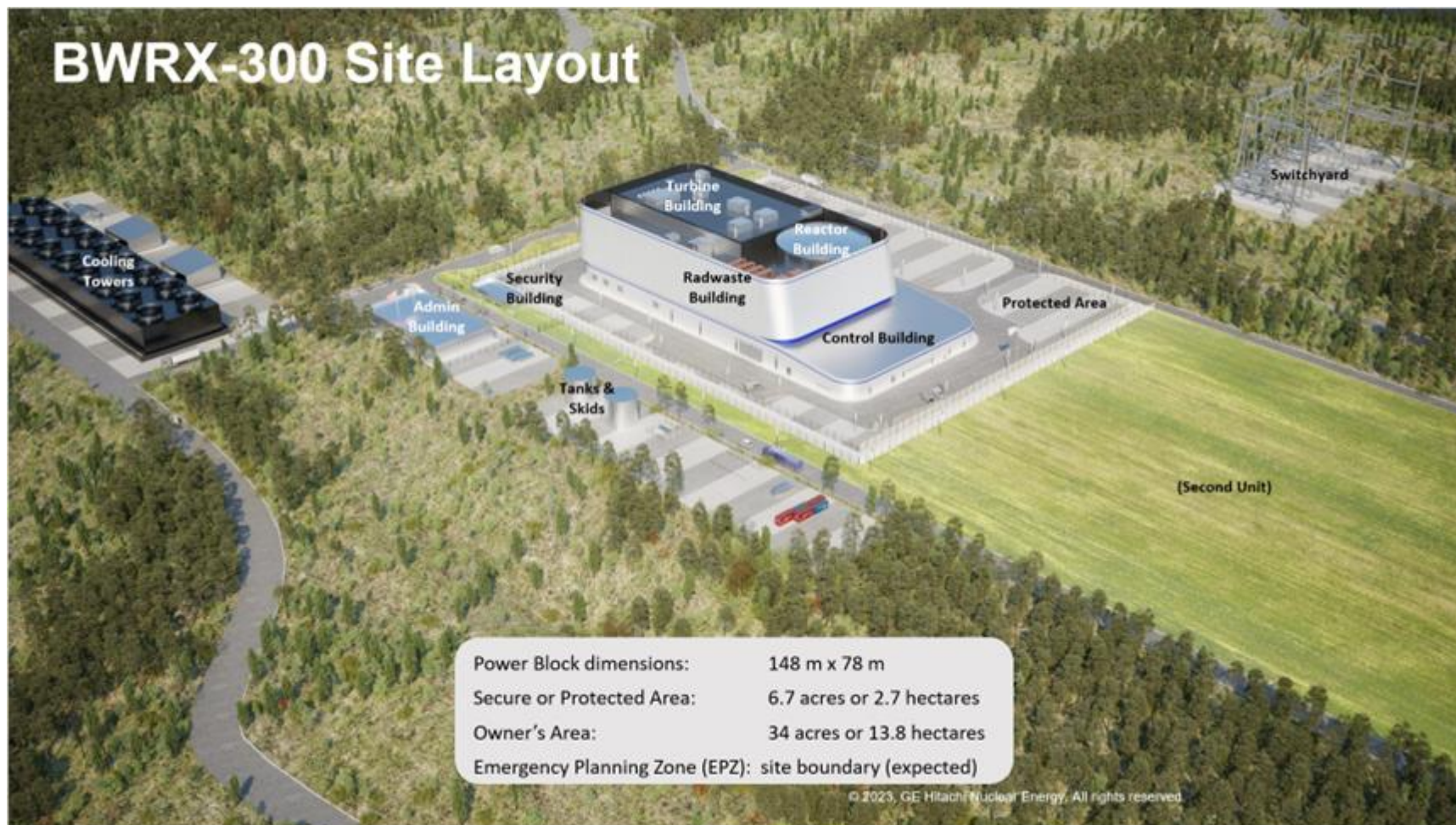
Konstrukcje budynków sterowni, maszynowni i odpadów promieniotwórczych są wsparte na przypowierzchniowej płycie fundamentowej przylegającej do głęboko posadowionej konstrukcji budynku reaktora. Budynki sterowni, maszynowni i odpadów promieniotwórczych są oddzielone od budynku reaktora dylatacjami sejsmicznymi. W budynku sterowni znajduje się sterownia oraz urządzenia elektryczne i AKPiA. W budynku odpadów promieniotwórczych znajdują się pomieszczenia i urządzenia przeznaczone do transportu, przetwarzania i pakowania ciekłych oraz stałych odpadów promieniotwórczych. W budynku maszynowni znajduje się generator turbiny, skraplacz główny, układy kondensatu i wody zasilającej, układ oczyszczania kondensatu, układ gazów odlotowych, układy pomocnicze generatora turbiny oraz suwnica pomostowa.

Blok energetyczny składa się z budynku reaktora, budynku maszynowni, budynku sterowni, budynku odpadów promieniotwórczych oraz budynku obsługi remontowej turbiny. Blok energetyczny zajmuje obszar o orientacyjnych wymiarach 140 x 70 m.



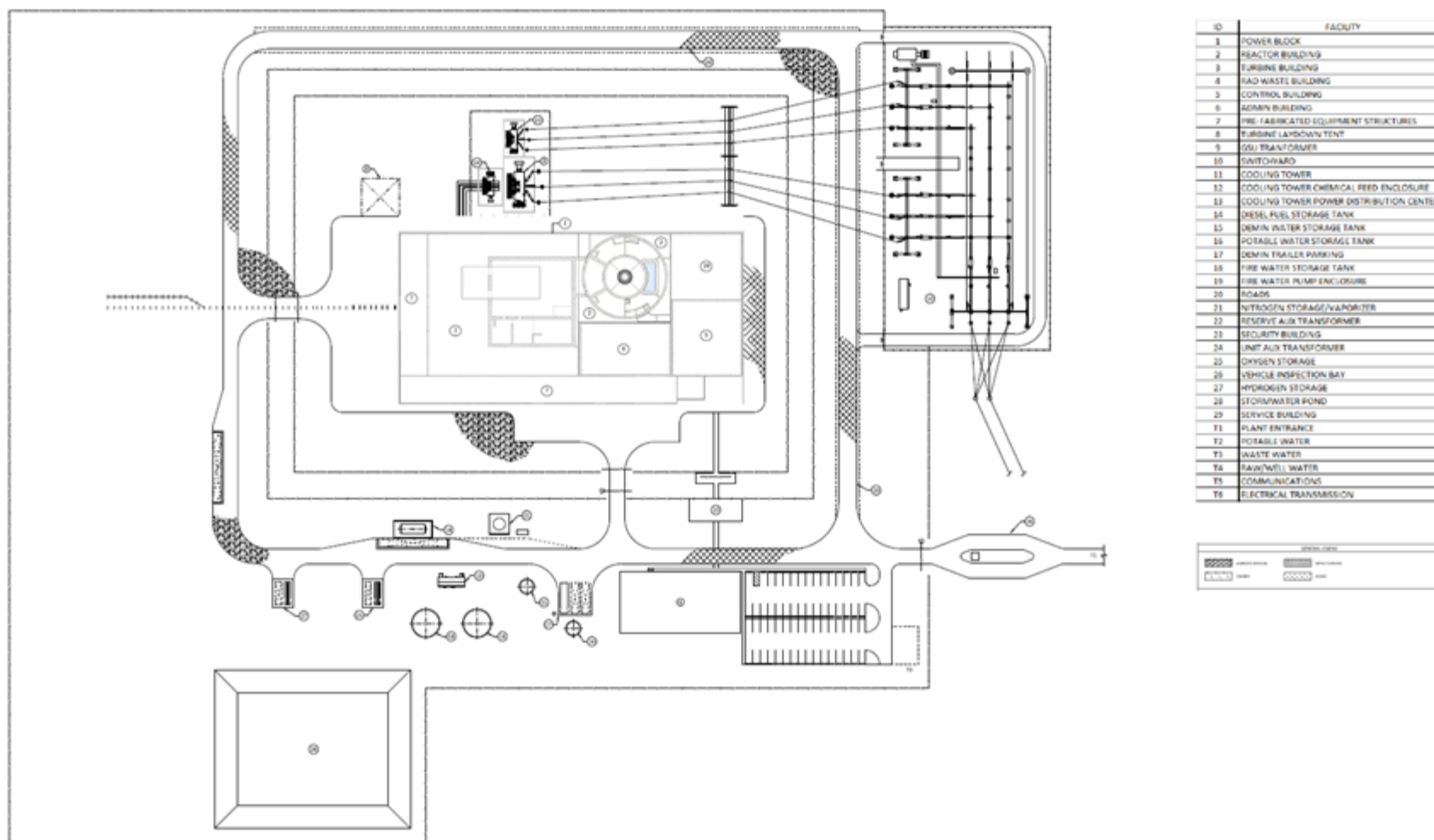
**Rysunek 9-1: Budynek reaktora**





**Rysunek 9-2. Plan instalacji BWRX-300**

EN	PL
BWRX-300 Site Layout	Plan sytuacyjny instalacji BWRX-300
Cooling Towers	Chłodnie wentylatorowe
Security Building	Budynek ochrony
Turbine Building	Budynek maszynowni
Admin Building	Budynek administracyjny
Radwaste Building	Budynek odpadów promieniotwórczych
Transformers	Transformatory
Switchyard	Rozdzielnia elektryczna
Fire water Tanks & skids	Układy i zbiorniki wody ppoż.
Reactor Building	Budynek reaktora
Control Building	Budynek sterowni
Protected area (second unit)	Obszar chroniony (drugi blok)
Power Block dimensions: 140 m x 70 m	Wymiary bloku energetycznego: 140 m x 70 m
Secure or Protected Area: 6.7 acres or 2.7 hectares	Obszar strzeżony lub chroniony: 6,7 akrów lub 2,7 hektarów
Owner's Area: 34 acres or 13.8 hectares	Obszar Zamawiającego: 34 akry lub 13,8 hektarów
Emergency Planning Zone (EPZ): site boundary (expected)	Strefa planowania awaryjnego (EPZ): granica terenu (przewidywana)
© 2022, GE Hitachi Nuclear Energy. All rights reserved.	© 2022, GE Hitachi Nuclear Energy. Wszelkie prawa zastrzeżone.



Rysunek 9-3. Układ instalacji BWRX-300

## 10.0 UWARUNKOWANIA DOTYCZĄCE TERENU I INTEGRACJA Z SYSTEMEM ELEKTROENERGETYCZNYM

W celu realizacji budowy w wybranej lokalizacji potrzebne jest nabrzeże głębokowodne dostępne dla berek lub trasy lądowe dla ciężkiego transportu. Największym elementem transportowanym na plac budowy jest zbiornik ciśnieniowy reaktora o długości ok. 27,4 m, średnicy ok. 4 m i masie ok. 650 ton ze zbiornikiem ciśnieniowym, samobieżnymi transporterami modułowymi, z osprzętem i obudową.

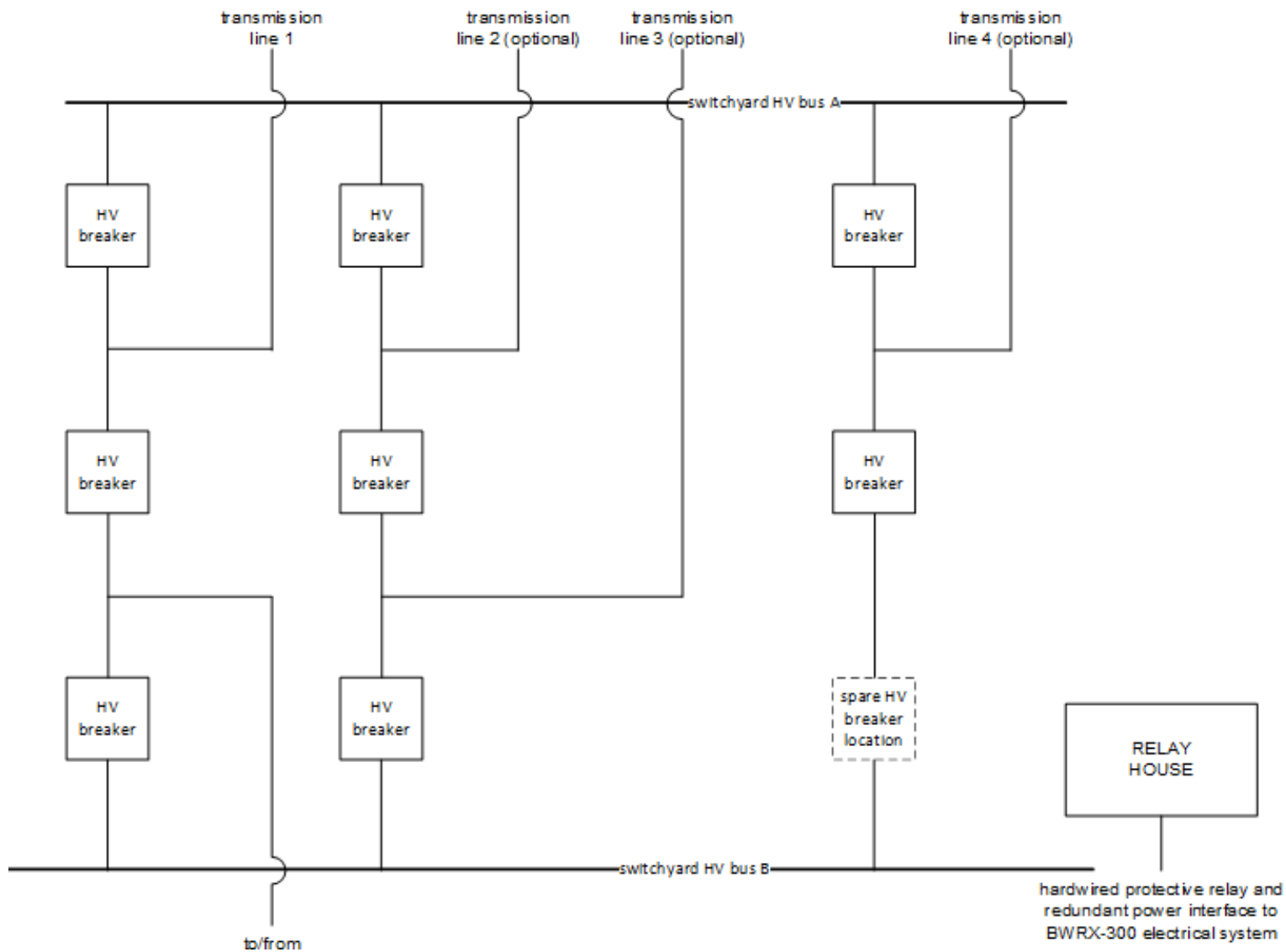
### 10.1 Zagadnienia związane z doбором lokalizacji istotne dla eksploatacji

Projekt sejsmiczny uwzględnia szeroki zakres możliwych warunków gruntowych (skały miękkie, średnie i twarde). W czasie normalnej eksploatacji maksymalna akceptowalna temperatura otoczenia to 37,8°C (100°F) wyrażone jako temperatura termometru suchego, co odpowiada średnio temperaturze termometru mokrego 26,1°C (79°F). Maksymalna zalecana temperatura wlotowa do głównego skraplacza/wymiennika ciepła wynosi 37,8°C (100°F). Blok z reaktorem BWRX-300 można zrealizować z różnorodnymi rozwiązaniami w zakresie chłodzenia, w tym z chłodniami suchymi i chłodzeniem przepływowym.

### 10.2 Integracja z systemem elektroenergetycznym

Wymogi w zakresie rozdzielni elektrycznej są minimalne i typowe, i spełnia je konstrukcja w układzie półtorawylącznikowym z podwójnym systemem szyn zbiorczych wysokiego napięcia oraz budynkiem przekaźników z kontrolowanym dostępem, pokazana na Rysunek 10-1, *Wyprowadzenie mocy z instalacji z reaktorem BWRX-300*. Instalacja BWRX-300 wymaga jedynie co najmniej jednej linii wyprowadzenia mocy/zasilającej zdolnej do wyprowadzenia wytwarzanej mocy 300 MWe/355 MVA. Jest to możliwe, ponieważ systemy bezpieczeństwa BWRX-300 nie wymagają do pracy zasilania napięciem przemiennym. Rozdzielnia może być zaprojektowana dla pracy przy dowolnym napięciu i częstotliwości, stosownie do potrzeb przyłączenia do systemu przesyłowego. Rozdzielnia powinna być zaprojektowana tak, by żadne uszkodzenie szyny zbiorczej czy wyłącznika nie prowadziło do utraty możliwości wyprowadzenia mocy lub zasilania obiektu. Zaleca się, aby schematy zabezpieczeń rozdzielni były redundantne z oddzielnymi akumulatorami i oddzielnymi prostownikami. W razie potrzeby rezerwowe dieslowskie agregaty prądotwórcze mogą być wykorzystane do ładowania prostowników akumulatorów rozdzielni. Ponadto różne prostowniki, akumulatory i przekaźniki zabezpieczeniowe powinny być w razie potrzeby instalowane w fizycznie zabezpieczonej i chronionej obudowie. Urządzenia te są uznawane przez amerykańską Federalną Komisję Regulacji Energetyki (FERC) za krytyczne elementy cyfrowe.

Układy AKPiA instalacji z reaktorem BWRX-300 wyposażone są w odpowiednie interfejsy dla połączenia z wyłącznikami/przekaźnikami zabezpieczeniowymi rozdzielni; ze względów bezpieczeństwa energetycznego mogą być to wyłącznie połączenia przewodowe.



**Rysunek 10-1: Wyprowadzenie mocy z instalacji z reaktorem BWRX-300**

EN	PL
transmission line 1	linia przesyłowa 1
transmission line 2 (optional)	linia przesyłowa 2 (opcjonalna)
transmission line 3 (optional)	linia przesyłowa 3 (opcjonalna)
switchyard HV bus A	szyna zbiorcza WN A
transmission line 4 (optional)	linia przesyłowa 4 (opcjonalna)
HV breaker	Wyłącznik WN
spare HV breaker location	zapasowa lokalizacja wyłącznika WN
to/from	do/z
switchyard HV bus B	szyna rozdzielni elektrycznej WN B
RELAY HOUSE	BUDYNEK PRZEKAŹNIKÓW
hardwired protective relay and redundant power interface to BWRX-300 electrical system	przewodowy interfejs przekaźników zabezpieczeniowych i redundantny interfejs zasilania do systemu elektrycznego BWRX-300

### 10.3 Badania, rozwój i próby

Program badawczo-rozwojowy BWRX-300 jest wdrażany jako część zarządzania ryzykiem projektu i procesów opracowania dokumentacji projektowej. GEH może zlecać części zakresu badań i rozwoju dostawcom usług inżynierskich i badawczych, laboratoriom krajowym lub uczelniom. W przypadku większości konstrukcji, systemów i urządzeń w instalacji BWRX-300 stosuje się ogólnodostępne urządzenia i sprawdzone technologie budowy, tak więc program badań i rozwoju ukierunkowany jest na mały podzbiór projektu.

Badania układów i elementów są elementem weryfikacji projektu. Weryfikacja projektu realizowana jest dla zapewnienia, że spełnia on wymagania zamawiającego, wymagania techniczne, wymagania regulacyjne, a także normy. Weryfikacja zapewnia, że wykorzystywane są właściwe metody projektowania, dane wyjściowe do projektowania są prawidłowo uwzględniane w konstrukcji, a efekty projektowania są rozsądne w odniesieniu do danych wyjściowych.

Próby kwalifikacyjne w ramach weryfikacji konstrukcji potwierdzają wystarczalność parametrów pracy w warunkach symulujących najbardziej niekorzystne warunki projektowe. W sytuacjach, w których próby mają na celu weryfikację tylko wybranych cech konstrukcji, pozostałe cechy są weryfikowane innymi zatwierdzonymi metodami.

Wykorzystywane są także badania inżynierskie dostarczające informacji o charakterystyce produktu lub informacjach wyjściowych do projektu albo takie, które wpływają na projektowanie, proces pozyskiwania homologacji/pozwoleń albo eksploatację produktu, linii produktowej lub kwalifikacji środowiskowej. Próby te obejmują wymagania, kryteria akceptacji oraz wyniki i są realizowane przez wykwalifikowane osoby w warunkach właściwie kontrolowanych (środowisko, kalibracja przyrządów, wykwalifikowany personel) aby wykazać zgodność z właściwymi wymaganiami, normami i wymaganiami regulacyjnymi.

Program prób obejmuje także próby kwalifikacyjne prototypów, testy produkcyjne, próby sprawdzające przed montażem oraz próby przedeksplatacyjne potwierdzające zadowalające charakterystyki układu/elementów konstrukcji BWRX-300.

## 11.0 DOJRZAŁOŚĆ / GOTOWOŚĆ TECHNOLOGII

Konstrukcja BWRX-300 wykorzystuje główne cechy układu konwersji energii z eksploatowanych dawniej lub obecnie EJ. BWRX-300 jest reaktorem wodnym wrzącym 10. generacji, a jego konstrukcja intensywnie czerpie z wcześniejszych rozwiązań. Dla przykładu wykorzystano cyrkulację naturalną z reaktorów ABWR i Dodewaard a także kluczowe elementy z reaktora ABWR.

Rdzeń reaktora wykorzystuje sprawdzone kasety paliwowe GNF2, które są produkowane i sprzedawane do ponad 80% istniejących reaktorów wodnych wrzących, przy czym wg stanu na rok 2023 na całym świecie dostarczono ponad 25 000 sztuk kaset GNF2.

Poniżej wymieniono wcześniejsze doświadczenia, które wspomagają i ułatwiają opracowanie konstrukcji BWRX-300.

- Aktualnie GEH posiada w eksploatacji 40 instalacji z reaktorami wodnymi wrzącymi z setkami reaktorolat doświadczenia eksploatacyjnego.
- GEH jest administratorem i koordynatorem Grupy Właścicieli Reaktorów Wodnych Wrzących, która zajmuje się zagadnieniami i problemami dotyczącymi całej floty tych reaktorów oraz doświadczeniami z ich eksploatacji.
- GEH posiada zatwierdzony przez Amerykańską Komisję Dozoru Jądrowego (USNRC) program jakości klasy NQA-1, który jest także uznawany za granicę i spełnia wymagania MAEA w zakresie ogólnego programu jakości.
- GEH wykorzystuje swoją wersję kodu do obliczeń cieplno-przepływowych reaktorów w stanach nieustalonych TRACG (Transient Reactor Analysis Code) w celu przeprowadzania analiz w warunkach projektowych. Kod został poddany kwalifikacji na drodze serii testów, które obejmowały istotne zjawiska w dużej mierze pokrywające się z tymi występującymi w reaktorze BWRX-300 i został zatwierdzony przez Amerykańską Komisję Dozoru Jądrowego jako narzędzie analizy bezpieczeństwa reaktora ESBWR.

W pracach mających na celu optymalizację konstrukcji GEH korzysta ze wsparcia GE Global Research, amerykańskich uczelni oraz laboratoriów krajowych. Instytucje te nie są niezbędne dla komercjalizacji technologii, będą jednak wykorzystywane do obniżenia przyszłych kosztów.

Wcześniejsze konstrukcje reaktorów wodnych wrzących GE otrzymały pozwolenia na budowę lub homologacje w wielu krajach, w tym w USA, Japonii, Wielkiej Brytanii, Tajwanie, Szwajcarii, Włoszech i Hiszpanii. Ponadto Światowe Stowarzyszenie Operatorów Elektrowni Jądrowych (World Association of Nuclear Operators) oraz mający siedzibę w USA Instytut Eksploatacji Energetyki Jądrowej (Institute of Nuclear Power Operations) koordynują wymianę doświadczeń z eksploatacji reaktorów jądrowych.

Jednym z celów projektowych BWRX-300 jest uzyskanie homologacji i pozwoleń w wielu krajach. Konstrukcja została opracowana z wykorzystaniem filozofii w zakresie obrony w głąb opartej o wytyczne MAEA. Tworzy to transparentną i zrozumiałą podstawę do klasyfikacji urządzeń, układów i elementów, które mogą być adaptowane do wymagań konkretnych krajowych porządków prawnych.

W projekcie BWRX-300 korzystano ze sprawdzonych rozwiązań konstrukcyjnych, minimalizując zapotrzebowanie na badania i rozwój technologii. Tylko niektóre elementy wymagają prób na poziomie elementu. GEH analizuje także nowe metody wytwarzania stosowane w branży jądrowej, takie jak wykorzystanie metalurgii proszków oraz zaawansowanych metod optymalizacji



konstrukcji. Tego rodzaju rozwiązania, przed uwzględnieniem ich w projekcie, zostaną poddane szeroko zakrojonym badaniom.

### **11.1 Potrzeby rozwoju technicznego**

W pewnych przypadkach postęp techniki pożądanym jest w celu osiągnięcia obniżenia kosztów, skrócenia harmonogramu, lepszych parametrów pracy oraz lepszych charakterystyk w zakresie bezpieczeństwa. Czterdzieści z czterdziestu pięciu układów osiągnęło na tyle wysoki stopień gotowości, że nie jest potrzebny już żaden rozwój techniczny. W przypadku tych układów do realizacji pozostają czynności projektowe w celu ich zintegrowania z instalacją, wykonania analiz bezpieczeństwa, określenia interfejsów pomiędzy układami, zdefiniowania specyfikacji zakupów, opracowania wymagań dla montażu i budowy oraz przygotowania danych do wniosków o wydanie homologacji/pozwoleń.

## 12.0 EKSPLOATACJA I REMONTY INSTALACJI

Podstawowym celem projektu BWRX-300 jest utrzymanie konkurencyjnego poziomu uśrednionego kosztu energii elektrycznej (LCOE) przez zminimalizowanie potrzebnej załogi obiektu, a także kosztów eksploatacji i remontów. Koszty finansowania mają istotny wpływ na poziom uśrednionego kosztu energii elektrycznej (LCOE). GEH może współpracować z potencjalnymi klientami, aby wspomóc ich w procesie modelowania LCOE dla konkretnej inwestycji.

BWRX-300 zaprojektowany jest do eksploatacji przez minimalną załogę, przy jednoczesnym spełnieniu wszystkich wymogów dla zapewnienia bezpiecznej i niezawodnej pracy obiektu jądrowego. Poziom zatrudnienia wynoszący około 70 pracowników jest osiągalny dzięki wczesnemu przedstawieniu informacji o projekcie, optymalizacji planów eksploatacji i remontów oraz wdrożeniu usług dla floty reaktorów. Długość cykli pracy pomiędzy postojami na przeładunek paliwa są określane przez operatora/spółkę energetyczną i mogą wahać się w zakresie od 12 do 24 miesięcy. Oczekuje się, że coroczne postoje dla przeładunku paliwa będą trwać około 12 dni. Taki okres postoju z przeładunkiem paliwa ma umożliwić dokonanie przeładunku oraz planowych remontów kluczowych urządzeń mechanicznych. Dłuższe postoje trwające około 25 dni są przewidywane co 10 lat. Te dłuższe postoje pozwalają na przeprowadzenie remontów turbiny o większym zakresie oraz innych nierutynowych przeglądów stosownie do potrzeb.

Opracowywane są rozwiązania grupowe dla eksploatacji, remontów i szkolenia z myślą o flocie instalacji BWRX-300. Możliwości obejmują zbieranie i analizę danych obiektowych, optymalizację sterowania pracą, zarządzanie konfiguracją, procedury obiektowe, scentralizowane szkolenia, łańcuch dostaw, zespoły remontowe/do przeładunku paliwa oraz prace projektowe na rzecz remontów i modernizacji. Potencjał oszczędności oraz struktura przejścia do modelu ze scentralizowaną eksploatacją, remontami i szkoleniami dla floty instalacji zostaną ocenione z punktu widzenia LCOE, z wzięciem pod uwagę całego cyklu życia instalacji (tj. nie tylko kosztu inwestycyjnego).

## 13.0 ŚRODKI BEZPIECZEŃSTWA FIZYCZNEGO I OCHRONY

### 13.1 Środki bezpieczeństwa fizycznego

Pod względem zabezpieczenia materiałów jądrowych konstrukcja BWRX-300 odpowiada eksploatowanym reaktorom wodnym wrzącym. Paliwo dostarczane do obiektu obejmowane jest programem ewidencji i kontroli specjalnych materiałów jądrowych (SNM), za prowadzenie którego odpowiada operator i kierownictwo obiektu. Rozwiązania tu opisane są przypadkiem typowym, a program może być dostosowywany do konkretnego obiektu.

Kryteria określone w programie ewidencji i kontroli mają zastosowanie do specjalnych materiałów jądrowych i różnych mieszanin materiałów zawierających specjalne materiały jądrowe. Zawartość U-235 będzie się wahać w zależności od różnych parametrów reaktora. Specjalny materiał jądrowy typowo ma formę ceramicznych pastylek zamkniętych w metalowych prętach paliwowych. Tworzone są kryteria dla systemu ewidencji i kontroli specjalnych materiałów jądrowych, w tym kryteria dla odbioru, kontroli wewnętrznej, fizycznej ewidencji oraz nadawania. Dalsza część niniejszego ustępu przedstawia kluczowe elementy typowego programu.

Opracowywane i utrzymywane są pisemne procedury systemu ewidencji i kontroli specjalnych materiałów jądrowych. Procedury te obejmują co najmniej następujące zagadnienia:

- organizację i odpowiedzialność osób i instytucji,
- wyznaczenie i opis rejonów bilansu materiałowego
- księgowanie materiałów i związaną z nimi sprawozdawczość,
- powiadamianie o zdarzeniach dotyczących specjalnych materiałów jądrowych,
- przyjmowanie i nadawanie specjalnych materiałów jądrowych,
- transport wewnętrzny specjalnych materiałów jądrowych,
- spis z natury specjalnych materiałów jądrowych,
- metodę obliczenia składu pierwiastkowego i izotopowego specjalnych materiałów jądrowych,
- charakterystykę i inwentaryzację obiektów jako należących lub nienależących do specjalnych materiałów jądrowych w celu uniknięcia utraty kontroli nad specjalnymi materiałami jądrowymi.

Wdrażane są procedury wysyłki w celu zapewnienia:

- weryfikacji i księgowania numerów seryjnych lub unikalnych identyfikatorów każdego przedmiotu zawierającego specjalne materiały jądrowe,
- rejestrowania ilości specjalnych materiałów jądrowych zawartych w każdym przedmiocie,
- sprawozdawczości o ilościach nadanych specjalnych materiałów jądrowych, jeśli ilość podlega obowiązkowi sprawozdawczości,
- weryfikacji zgodności z przepisami, w tym pozwoleniami, wymaganiami w zakresie transportu i bezpieczeństwa fizycznego transportu,
- informowaniu grupy księgującej o ukończeniu każdej wysyłki.

Dokłada się staranności, by zapewnić, że specjalne materiały jądrowe zawarte w paliwie nie są przypadkowo nadawane wraz z nadaniem odpadów ze specjalnymi materiałami jądrowymi niebędących paliwem.

Nadawanie kaset paliwowych, elementów paliwa lub niebędących paliwem specjalnych materiałów jądrowych jest dokumentowane w rejestrach kontroli materiałów oraz aktualizowana jest księga inwentarzowa prowadzona dla danego rejonu bilansu materiałowego. Opracowywane są sprawozdania z transakcji dotyczących materiałów jądrowych.

Zapisy są tworzone i archiwizowane zgodnie z wymaganiami w zakresie inwentaryzacji specjalnych materiałów jądrowych.

W momencie odbioru kasety paliwowej przez spółkę energetyczną osoba odpowiedzialna za specjalne materiały jądrowe przejmuje odpowiedzialność za księgowanie paliwa.

### **13.2 Ochrona fizyczna**

Plan ochrony fizycznej instalacji z reaktorem BWRX-300 jest niejawnym. W niniejszym ustępie przedstawiono ogólne i częściowe informacje dotyczące rozwiązań w zakresie ochrony fizycznej, które są ogólnie stosowane do instalacji z reaktorem BWRX-300 i innych nowych elektrowni jądrowych.

Wszystkie kluczowe urządzenia zlokalizowane są w kluczowych obszarach, do których dostęp jest monitorowany i kontrolowany. Duża część obszaru kluczowego znajduje się na obszarach dozoru radiologicznego, które są niedostępne podczas eksploatacji i do których dostęp jest typowo możliwy tylko podczas postojów do przeładunku paliwa. Ponadto wszystkie obszary kluczowe są zlokalizowane w obrębie obszaru chronionego (PA), co zapewnia drugą barierę fizyczną oraz środki kontroli dostępu. Konceptje zwielokrotniania oraz fizycznej separacji zwielokrotnionych układów wynikające z koncepcji obrony w głąb, jak również proste pasywne systemy bezpieczeństwa, dodatkowo przyczyniają się do fizycznego bezpieczeństwa obiektu, ponieważ konieczne byłoby uszkodzenie wielu kluczowych układów, konstrukcji i elementów, aby dokonać skutecznego sabotażu radiologicznego. Wszystkie kluczowe układy i elementy zabudowane są wewnątrz wytrzymałych żelbetowych konstrukcji, do których dostęp możliwy jest tylko przez minimalną liczbę normalnie zamkniętych punktów dostępu podlegających kontroli i dozorowi obiektowego systemu bezpieczeństwa fizycznego. Wiele elementów układów kluczowych zlokalizowanych jest poniżej poziomu terenu, co minimalizuje ich narażenie na zagrożenia zewnętrzne.

Ochrona fizyczna obiektu zapewniana jest przez połączenie organizacji ochrony, w tym osób uzbrojonych, barier fizycznych, kontrolowanego dostępu do obszaru chronionego (PA), kontrolowanego dostępu do obszarów kluczowych zlokalizowanych w obrębie obszaru chronionego oraz polityki administracyjnej zapewniającej sprawdzanie i monitorowanie osób i materiałów, którym zezwala się na dostęp do obiektu.

### **13.3 Środki zapewnienia cyberbezpieczeństwa**

GEH wdraża silne programy bezpieczeństwa cybernetycznego w celu kontrolowania cyklu rozwoju produktów we wszystkich branżach podatnych na zagrożenia cyberbezpieczeństwa, w tym platform technologii AKPIA. Program bezpieczeństwa produktów GEH oparty jest o rozwiązania powszechnie stosowane w branży, w tym „Ogólne rozwiązania usprawniające cyberbezpieczeństwo infrastruktury krytycznej” (Framework for Improving Critical Infrastructure Cyber Security) amerykańskiego Krajowego Instytutu Norm i Technologii (NIST) oraz „Plan ochrony infrastruktury krytycznej” (Critical Infrastructure Protection plan) Północnoamerykańskiej

Korporacji Niezawodności w Energetyce (NERC). GEH dodatkowo rozbudowuje program bezpieczeństwa produktów GE Power zapewniając wdrożenie szczególnych wymagań w zakresie cyberbezpieczeństwa określonych przez Amerykańską Komisję Dozoru Jądrowego i ich integrację z produktami systemu DCIS dostarczonymi klientom z branży jądrowej, takich jak 10 CFR 73.54, *Protection of Digital Computer and Communication Systems and Networks* [Ochrona cyfrowych systemów i sieci komputerowych i łączności] oraz opracowany przez Instytut Energii Jądrowej (NEI) 08-09 *Cyber Security Plan for Nuclear Power Reactors* [Plan bezpieczeństwa cybernetycznego dla energetycznych reaktorów jądrowych] (16). GEH dostosowuje się do wymagań w zakresie cyberbezpieczeństwa w ramach polityki poszczególnych branż prowadzonej działalności oraz procedur wspólnych.

#### **13.4 Odporność na zakłócenia impulsami elektromagnetycznymi i zaburzenia geomagnetyczne**

Instalacja z reaktorem BWRX-300 zaprojektowana jest tak, by minimalizować wykorzystanie elementów sterowanych i zasilanych elektrycznie (np. poprzez wykorzystanie cyrkulacji naturalnej zamiast wymuszonej pompami do chłodzenia). Wykorzystanie mniejszej liczby urządzeń elektrycznych ogranicza podatność na impulsy elektromagnetyczne oraz zaburzenia geomagnetyczne. Wymagania w zakresie odporności na impulsy elektromagnetyczne zostaną określone na wczesnym etapie, a właściwe środki łagodzące zostaną dodane stosownie do potrzeb na etapie opracowania projektu wykonawczego. Stosuje się właściwe rozwiązania konstrukcyjne wzmacniające odporność urządzeń rozproszonego systemu sterowania, zgodnie z najlepszymi praktykami przemysłowymi i nabytym doświadczeniem.

#### **13.5 Kompatybilność elektromagnetyczna**

Kwalifikacja kompatybilności elektromagnetycznej (EMC) obejmuje dwa elementy: 1) badanie w celu oceny podatności urządzeń na poziomy zakłóceń związane z przewidywanym środowiskiem elektromagnetycznym oraz 2) badanie w celu oceny emisji urządzeń w celu zapewnienia, że udział w środowisku elektromagnetycznym nie unieważnia granicznych poziomów zakłóceń stosowanych do badania podatności.

Kompatybilność elektromagnetyczna obejmuje badania podatności i emisji. Badania podatności umożliwiają ocenę odporności urządzeń na zakłócenia elektromagnetyczne i radiowe (EMI/RFI) oraz zapewniają potwierdzenie ich wytrzymałości udarowej. Badania emisji potwierdzają zgodność urządzeń z przewidywanym środowiskiem elektromagnetycznym.

## **14.0 INNE CECHY INSTALACJI**

### **14.1 Praca z mocą zmienną według zapotrzebowania**

Obciążenia rdzenia reaktora BWR zaprojektowano w taki sposób, aby manewrowanie mocą za pomocą ruchów prętów sterujących odbywało się zgodnie z wytycznymi eksploatacji paliwa do reaktora BWR. Konstrukcję jądrową rdzenia reaktora BWRX-300 można zoptymalizować pod kątem codziennego prowadzenia pracy ze zmienną mocą, stosując wyłącznie pręty sterujące, przy jednoczesnym zachowaniu zgodności z niniejszymi wytycznymi. BWRX-300 może zmieniać moc z 100% i 50% z szybkością przyrostu +0,5%/minutę i codziennie powracać do pełnej mocy z tą samą szybkością przyrostu. Blok może redukować moc elektryczną szybciej poprzez zrzut pary do skraplacza zamiast wykorzystania głównych zaworów regulacyjnych turbogenerators. W przypadku instalacji, w których spodziewane są regularne zrzuty pary, stosowany jest opcjonalny skraplacz o większej wydajności.

### **14.2 Zmniejszone ilości odpadów**

Choć BWRX-300 to reaktor lekkowodny, wytwarza mniej odpadów w czasie całego cyklu życia i mniejszą objętość odpadów w czasie likwidacji w porównaniu do aktualnie eksploatowanego pokolenia reaktorów. Wynika to z zastosowania udoskonaleń sprawdzonych na aktualnie eksploatowanej flocie reaktorów BWR zarówno w dziedzinie materiału konstrukcyjnego rurociągów (stal nierdzewna), jak i współcześnie stosowanych żywic demineralizacyjnych do odpadów radioaktywnych. Ponadto w omawianym bloku stosowany jest efektywny cykl paliwowy, a wykorzystanie cyklu 12-miesięcznego prowadzi do mniejszej łącznej liczby wypalonych kaset paliwowych, niż cykle 18- lub 24-miesięczne, co wynika z doświadczenia z reaktorów wodnych wrzących eksploatowanych w Europie. Ukierunkowanie projektowania na optymalizację kosztów i skrócenie harmonogramu realizacji doprowadziło do wypracowania metodyki budowy, dzięki której w czasie likwidacji powstanie mniej materiałów.

### **14.3 Możliwość zastosowania w elektroenergetyce i poza nią**

Inaczej niż w przypadku instalacji wytwórczych aktualnego pokolenia, mniejszy rozmiar pozwala na bardziej elastyczną pracę i dopasowanie do istniejących systemów przesyłowych bez ich poważnej rozbudowy. BWRX-300 może także dostarczać ciepło technologiczne do celów przemysłowych i ciepło odpadowe dla systemów ciepłowniczych z głównej turbiny parowej oraz parę dla innych parowych obciążeń cieplnych, stosownie do potrzeb. Reaktor BWRX-300 można również wykorzystywać w wytwarzaniu zielonego wodoru. Wykorzystanie mocy elektrycznej do zasilania elektrolizerów umożliwia wytwarzanie zielonego wodoru, który może być wykorzystywany w różnych zastosowaniach, takich jak transport lub źródło ciepła dla hut.

### **14.4 Zabezpieczenia na wypadek awarii zasilania zewnętrznego**

Instalacja BWRX-300 ma zdolność do unikania nieoczekiwanych zakłóceń w systemie elektroenergetycznym, przygotowywania się do nich, ograniczania ich, adaptacji do nich oraz przywracania normalnej pracy po ich zaistnieniu. Instalacje z reaktorami BWRX-300 mogą być budowane w celu poprawy dostępności energii elektrycznej i niezawodności zasilania dla różnych odbiorców. Obejmuje to zasilanie infrastruktury krytycznej oraz innych odbiorców, dla których pewność zasilania jest istotna.

W miarę wycofywania z eksploatacji elektrowni pracujących w podstawie, pojawia się zapotrzebowanie na nowobudowane jednostki wytwórcze. Względy ochrony środowiska kierują zainteresowanie odbiorców ku źródłom czystej energii. Jednakże odnawialne źródła energii nie

są tak niezawodne, jak tradycyjne elektrownie, a zatem nie nadają się dobrze do pokrywania podstawy zapotrzebowania. Choć elektrownie gazowe emitują dużo mniej dwutlenku węgla, niż dzisiejsze miksy energetyczne z dużym udziałem węgla, są one wciąż źródłem znaczących emisji zanieczyszczeń. Tworzy to szansę dla przyjaznego środowisku, niezawodnego oraz elastycznego źródła energii elektrycznej.

W porównaniu z pewnymi innymi instalacjami pracującymi w podstawie, instalacja z reaktorem BWRX-300 tworzy szansę na przyszłą redukcję emisji z energetyki pracującej w podstawie, a jednocześnie oferuje bardziej niezawodne, odporne na zakłócenia źródło zasilania i zapewnia wyższy poziom bezpieczeństwa energetycznego w porównaniu ze źródłami odnawialnymi.

- Zabezpieczenie w paliwo: Na terenie instalacji z reaktorem BWRX-300 możliwe jest zmagazynowanie świeżego paliwa na co najmniej dwa lata. Zgromadzenie tak dużej ilości paliwa na terenie elektrowni opalanej gazem ziemnym jest niepraktyczne i kosztowne ze względu na to, jak wielkie magazyny gazu są do tego niezbędne. Dostawy gazu ziemnego mogą być zakłócone niestabilnościami rynku oraz okresowymi niedoborami, w szczególności w nietypowo zimnych okresach zimy. Paliwo i inne paliwa kopalne podatne są na zawilgocenie w okresach deszczowych.
- Zmiany obciążenia: Instalacja z reaktorem BWRX-300 może zwiększyć moc od 50% do 100% w ciągu dwóch godzin. Umożliwia to szybkie zwiększenie mocy BWRX-300 w przypadku awarii systemowej i dostosowanie mocy wytwarzanej do zmiennego zapotrzebowania. W razie konieczności redukcja mocy może następować szybciej poprzez zrzut pary do skraplacza zamiast podawania jej do turbogeneratora.
- Praca na wyspę: instalacja z reaktorem BWRX-300 może pracować na system elektroenergetyczny albo niezależnie przy pomocy dodatkowych transformatorów oraz przekaźników zabezpieczeniowych. W przypadku przyłączenia do mikro sieci mającej możliwość pracy wyspowej, blok BWRX-300 może pracować na jej potrzeby w przypadku awarii sieciowej.
- Uruchomienie bez poboru mocy ze źródeł zewnętrznych zdolność do wykonania rozruchu bez zasilania zewnętrznego nie jest uwzględniona w standardowym projekcie BWRX-300, jednak może ona wykonać rozruch z całkowitego zatrzymania bez poboru mocy z systemu energetycznego, jeśli zostanie zaopatrzona w turbinę gazową o mocy 25-50 MW oraz dodatkowe połączenia z transformatorami. Rozwiązanie takie może pomóc spełnić wymagania systemowe w zakresie napięcia, częstotliwości i innych parametrów w czasie odbudowy po awarii.
- Konstrukcja podziemna: reaktor BWRX-300 jest realizowany przy użyciu konstrukcji w większości podziemnych. Ta cecha projektu ogranicza podatność na zjawiska naturalne, impulsy elektromagnetyczne (EMP) oraz inne celowe działania niszczące.
- Minimalne wykorzystanie elementów elektrycznych: instalacja z reaktorem BWRX-300 zaprojektowana jest tak, by minimalizować wykorzystanie elementów sterowanych i zasilanych elektrycznie (np. poprzez wykorzystanie cyrkulacji naturalnej zamiast wymuszonej pompami do chłodzenia). Wykorzystanie mniejszej liczby urządzeń elektrycznych zmniejsza podatność na impuls elektromagnetyczny.

## 15.0 ZAKOŃCZENIE EKSPLOATACJI REAKTORA

Reaktor BWRX-300 zaprojektowany jest na 60 lat eksploatacji z możliwym przedłużeniem jej do 80 lat. Likwidacja reaktora po zakończeniu eksploatacji jest kolejnym aspektem cyklu życia BWRX-300, w którym GEH dysponuje doświadczeniem. GEH obecnie uczestniczy w pracach likwidacyjnych na całym świecie, a zdobyte doświadczenie zostanie uwzględnione w konstrukcji BWRX-300.

### 15.1 Projektowy czas eksploatacji instalacji BWRX-300

Choć beton samozagęszczalny jest nominalnie przewidziany do 60-letniej eksploatacji, oczekuje się, że umożliwi on eksploatację instalacji znacznie wykraczającą poza resurs projektowy. Podstawowe konstrukcje, systemy i urządzenia BWRX-300 zaprojektowane są na 60 lat eksploatacji. Aranżacja układów w konstrukcjach budowlanych uwzględnia możliwość wymiany elementów. Okres eksploatacji reaktora BWRX-300 może podlegać wydłużeniu do 80 lat w zależności od historii eksploatacji oraz stanu technicznego instalacji.

### 15.2 Likwidacja instalacji BWRX-300

Proces likwidacji reaktora lekkowodnego obejmuje:

- wyładunek wypalonego paliwa z reaktora i umieszczenie go w lokalnych suchych pojemnikach po tym, jak generacja ciepła powyłączeniowego spadnie do właściwego poziomu;
- rozbiórkę układów lub elementów zawierających produkty promieniotwórcze (np. zbiornika ciśnieniowego reaktora);
- oczyszczenie lub demontaż skażonych materiałów obiektu;
- utylizację skażonych materiałów na miejscu lub poprzez transport do dostępnych obiektów przetwarzania, magazynowania lub utylizacji odpadów.

Dzięki ukierunkowaniu konstrukcji na redukcję ilości oraz ogólne upraszczanie układów, konstrukcji i elementów, ilości materiałów (np. betonu, stali) w przypadku BWRX-300 są mniejsze niż w przypadku istniejących reaktorów lekkowodnych. Ponadto, ponieważ instalacja z reaktorem wodnym wrzącym jest jednoobiegowa, występuje w niej mniej silnie skażonych elementów i są one mniejsze. Wewnętrzne elementy zbiornika ciśnieniowego reaktora (RPV) są mocowane śrubami i przygotowane do demontażu, co ułatwia postępowanie z materiałami skażonymi.

Do czasu likwidacji obiektu z reaktorem BWRX-300, likwidacja obecnego pokolenia reaktorów wodnych wrzących będzie już ukończona, a wnioski z tych likwidacji są uwzględniane w strategiach projektowania, eksploatacji i likwidacji BWRX-300. GEH uczestniczy obecnie w czynnościach likwidacyjnych na całym świecie, w tym w projektach demontażu zbiorników ciśnieniowych reaktorów w Europie, Stanach Zjednoczonych i Japonii. W przypadku instalacji BWRX-300 nie występują kwestie związane z nowością instalacji, które stanowiłyby ryzyko dla prowadzonej w przyszłości likwidacji.



## 16.0 WYTWARZANIE ELEMENTÓW I BUDOWA

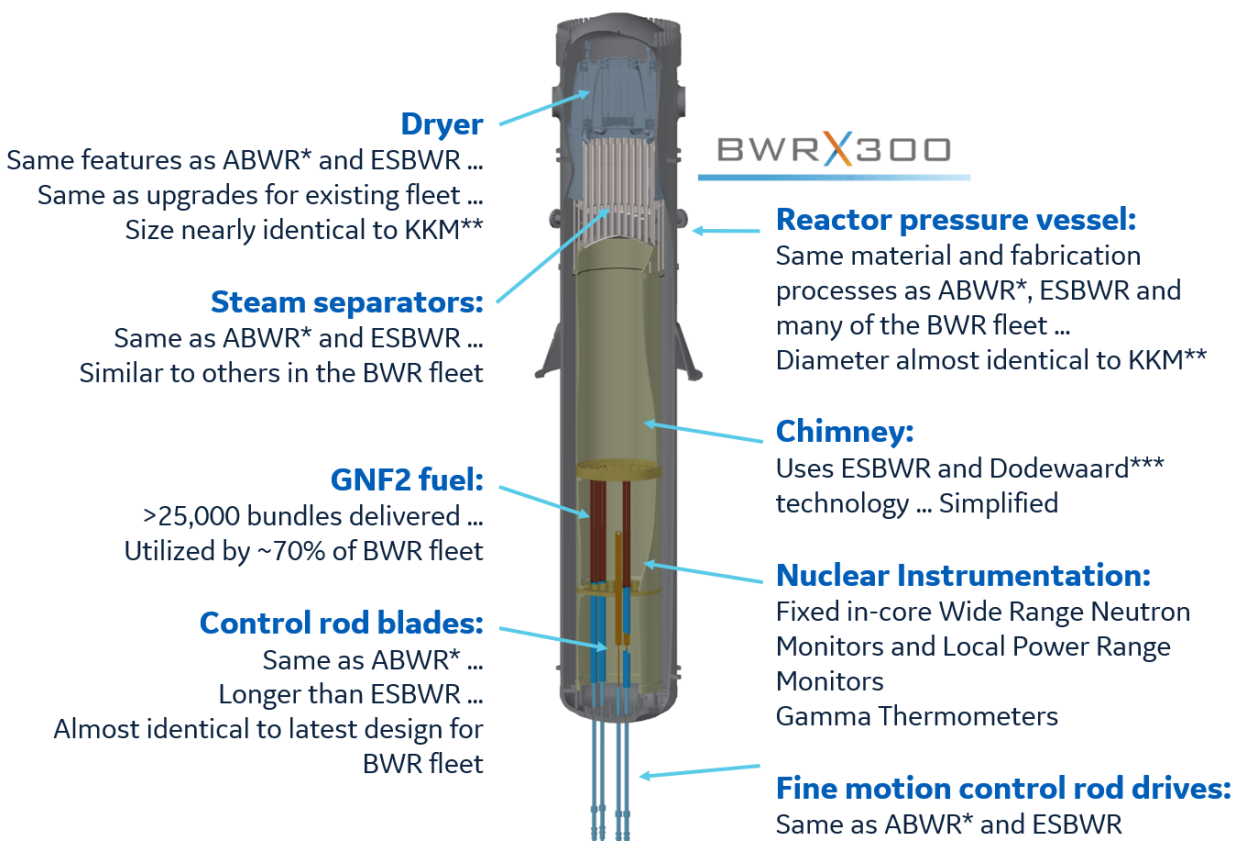
GEH spodziewa się wykorzystać globalną wiedzę i łańcuchy dostaw macierzystej spółki GE dla realizacji instalacji z reaktorami BWRX-300 w tych krajach, które zawarły umowy o współpracy w branży jądrowej z rządem Stanów Zjednoczonych. Warunki umowne dla konkretnej inwestycji będą przedmiotem indywidualnych negocjacji. Podstawowy projekt BWRX-300, a zatem i podstawowy kosztorys, ma obejmować różnorodne lokalizacje. Jednak indywidualne parametry i cechy terenu, takie jak sejsmiczność, ograniczenia w zużyciu wody, lokalna infrastruktura i dostępność wykwalifikowanej siły roboczej wpływają na koszt konkretnego projektu.

Równoległe z fizyczną realizacją obiektu wdrożone zostaną programy szkoleń wspomagane symulatorami, zgodne z normami międzynarodowymi oraz normami krajowymi. Dodatkowe szkolenia mogą być zapewnione dla klientów nieposiadających doświadczeń z energetyką jądrową.

Filozofia „prostoty” oraz projektowania ukierunkowanego na łatwość realizacji przyjęta w konstrukcji BWRX-300 pozwala na jej realizację i uruchomienie w oczekiwanym czasie od 30 do 36 miesięcy od wykonania pierwszych konstrukcji betonowych związanych z bezpieczeństwem do gotowości do załadunku paliwa. W przypadku realizacji w krajach nieposiadających doświadczeń z energetyką jądrową dostępni będą generalni wykonawcy z doświadczeniem w branży jądrowej, którzy będą współpracować z GEH oraz lokalnymi wykonawcami w realizacji inwestycji. Lokalne dostawy towarów są pożądane w celu minimalizacji kosztu realizacji. Ogólna lokalizacja łańcucha dostaw będzie jednak zależała od zdolności, gotowości i akceptacji kraju, w którym realizowana będzie inwestycja, wraz z rozważeniem związanych z nią kosztów

Konstrukcja BWRX-300 korzysta z wcześniejszych technologii reaktorów wodnych wrzących, w tym homologowanych przez Amerykańską Komisję Dozoru Jądrowego (USNRC) reaktorów ABWR i ESBWR, a także produkowanego obecnie paliwa GNF2. BWRX-300 w najwyższym możliwym stopniu wykorzystuje standardowe urządzenia dostępne w handlu. Wśród nich znajdują się elementy, zarówno jądrowe jak i niejądrowe, obecnie wykorzystywane we flocie reaktorów wodnych wrzących (zob. Rysunek 16-1, *Wykorzystanie istniejących technologii w reaktorze BWRX-300*) oraz elementy części niejądrowej stosowane w dziesiątkach bloków gazowo-parowych podobnej mocy.

Projekt BWRX-300 wykorzystuje zaawansowane metody budowlane oraz modularyzację w celu ograniczenia czasu realizacji oraz redukcji kosztów. W wielu przypadkach w projektowaniu BWRX-300 wykorzystywane są najnowsze techniki modelowania 3D i czterowymiarowego (4D) w procesie wytwarzania elementów i budowy, a dane z rzeczywistego obiektu zamierza się wykorzystywać do utrzymywania aktualnych cyfrowych modeli realizowanej instalacji.



\*Flota ABWR zakumulowała ponad 22 lata doświadczenia eksploatacyjnego | \*\* Kernkraftwerk Mühleberg (KKM): blok 355 MWe z reaktorem BWR/4 w eksploatacji od 1972 | \*\*\* Dodewaard: BWR z cyrkulacją naturalną, 58 MWe, 1969-1997

EN	PL
Dryer	Osuszacz
Same feature as ABWR* and ESBWR	rozwiązanie analogiczne do ABWR* i ESBWR,
Same as upgrades for existing fleet	identyczne jak w modernizowanych reaktorach,
Size nearly identical to KKM**	rozmiar niemal identyczny do KKM**.
Steam separators:	Separatory pary:
Same as ABWR* and ESBWR	identyczne jak w ABWR* i ESBWR,
Similar to others in the BWR fleet	podobne do stosowanych w innych BWR.
GNF2 fuel:	Paliwo GNF2:
>25,000 bundles delivered	ponad 25 000 dostarczonych kaset,
Utilized by ~70% of BWR fleet	wykorzystywane w ok. 70% floty BWR.
Control rod blades:	Pręty sterujące:
Same as ABWR*	identyczne jak w ABWR*,
Longer than ESBWR	dłuższe niż w ESBWR,
Almost identical to latest design for BWR fleet	niemal identyczne z najnowszymi stosowanymi w innych BWR;
Reactor pressure vessel:	Zbiornik ciśnieniowy reaktora:

Same material and fabrication processes as ABWR*, ESBWR and many of the BWR fleet	ten sam materiał i techniki wytwarzania, co w ABWR*, ESBWR i wielu innych BWR,
Diameter almost identical to KKM**	średnica niemal identyczna do KKM**
Chimney:	Komora konwekcyjna:
Uses ESBWR and Dodewaard*** technology ... Simplified	wykorzystuje technologię stosowaną w ESBWR i Dodewaard, uproszczony
Nuclear Instrumentation:	Jądrowe urządzenia pomiarowe:
Fixed in-core Wide Range Neutron Monitors and Local Power Range Monitors	Stałe wewnątrzrdzeniowe monitory strumienia neutronów szerokiego zakresu i monitory lokalnego zakresu mocy,
Gamma Thermometers	termometry gamma.
Fine motion control rod drivers:	Precyzyjne napędy prętów sterujących:
Same as ABWR* and ESBWR	identyczne jak w ABWR* i ESBWR,

### Rysunek 16-1: Wykorzystanie istniejących technologii w reaktorze BWRX-300

#### 16.1 Ogólne plany budowy

Podejścia do budowy instalacji zostały dobrane tak, by redukować ryzyko przekroczeń harmonogramu i budżetu. Projekt BWRX-300 czerpie ze sprawdzonych metod budowy spoza branży jądrowej, z dziedzin takich jak hydrotechnika i budowa tuneli, w celu walidacji harmonogramu i kosztu realizacji. Konstrukcja zakłada stosowanie dużych elementów modułowych, które mogą być w sposób konsekwentny przenoszone, precyzyjnie ustawiane i mocowane w celu skrócenia harmonogramu budowy. BWRX-300 polega także na wykorzystaniu najnowszych narzędzi komputerowych, w tym cyfrowego modelu realizowanej instalacji oraz modelu budowlany 4D w procesie planowania budowy.

W celu wspomaganie procesu szczegółowego sekwencjonowania budowy opracowany zostanie model sekwencji budowy wykorzystywany do wyznaczenia tras transportowych, pól odkładczych, instalacji montażowych i magazynowych oraz generalnego planu placu budowy. Model określa wymagane zmiany w uzbrojeniu działki.

Wykopy w skałach prowadzone dla ułożenia rurociągów wody chłodzącej oraz basenu/pompy chłodni kominowych/wentylatorowych mogą być realizowane wraz z uzbrajaniem terenu w celu wykorzystania znajdujących się już na miejscu maszyn do robót ziemnych oraz tak, by prowadzić ewentualne roboty strzałowe w czasie, gdy liczba maszyn na placu budowy jest niewielka. Montaż rurociągów wody chłodzącej rozpoczyna się od razu po ukończeniu danego odcinka wykopu. Te wykopy i montaż rurociągów podziemnych wykonuje się na wczesnym etapie realizacji, aby zapewnić możliwość nieograniczonego dostępu do całego terenu budowy.

Wstępny montaż i modularyzacja podziemnej konstrukcji budynku reaktora (RB) rozpoczyna się jednocześnie z rozpoczęciem wykopów pod szyb podziemny budynku reaktora. Dzięki temu moduły są przygotowane do montażu w czasie przewidzianym harmonogramem.

Budowa szybu budynku reaktora (RB) rozpoczyna się od inwentaryzacji i ustalenia osi budynku reaktora. W razie potrzeby przeprowadza się iniekcję ciśnieniową pustek i pęknięć w warstwie skalnej wokół obwodu oraz poniżej szybu zidentyfikowanych w czasie odwiertów na placu budowy wykonanych w czasie badania terenu przyszłej budowy. Na zewnętrznym obwodzie szybu

umieszcza się żelbetowy pierścień wykorzystywany jako platforma dla urządzeń. W szybie umieszcza się maszyny do robót ziemnych i rozpoczyna realizację wykopów. Wykopuje się okrągły, płaskodenny otwór, który mieści szyb reaktora i zapewnia wystarczającą powierzchnię roboczą wokół otworu na sprzęt do wykopów. Na odsłoniętej powierzchni skalnej stosownie do potrzeb stosuje się kotwy skalne, siatki metalowe i beton natryskowy dla zapobieżenia napływowi wody oraz tuszczenia obluzowanych skał podczas pogłębiania wykopu.

Alternatywną metodą jest przywrócenie osi budynku reaktora w wykopie. Układa się i montuje okrągły betonowy pierścień prowadzący. Wykorzystuje się go do osiowania wykopu pod ścianę szczelinową. Okrągłą ścianę szczelinową montuje się do poziomu skały macierzystej zgodnie z opracowaną specyfikacją. W każdej płycie ściany szczelinowej montuje się zbrojenie stalowe dla zapewnienia, że wykonany szyb będzie odporny na obciążenia boczne od maszyn budowlanych wzdłuż obwodu szybu oraz ewentualne obciążenia fundamentowe sąsiednich budynków. Może to pozwolić na posadowienie fundamentów sąsiadujących budynków równolegle z budową części podziemnej budynku reaktora i skrócenie ogólnego harmonogramu projektu. Pomiędzy płytami ściany szczelinowej stosuje się uszczelnienia spoin w celu zmniejszenia wycieków wody gruntowej do szybu podczas wykonywania wykopu. Spód ściany szczelinowej jest „wpuszczony” w podłoże skalne w celu wzmocnienia całej konstrukcji szybu i zapewnienia dodatkowej bariery dla przecieków wody gruntowej.

Materiał ziemny usuwany jest przy użyciu konwencjonalnych urządzeń do robót ziemnych, takich jak koparki gąsienicowe, w celu wykonania wykopu szybu obudowanego ścianą szczelinową. Część szybu zagłębioną w podłożu skalnym wykopuje się przy użyciu młotów wyburzeniowych, metodą strzałową albo za pomocą kombinacji tych dwóch metod w zależności od struktury skały. Całość urobku i skałę płoną usuwa się z szybu za pomocą zbiorników na urobek i żurawia. Urobek z wykopów po wydobyciu na powierzchnię zostaje przetransportowany na wyznaczoną na placu hałdę urobku.

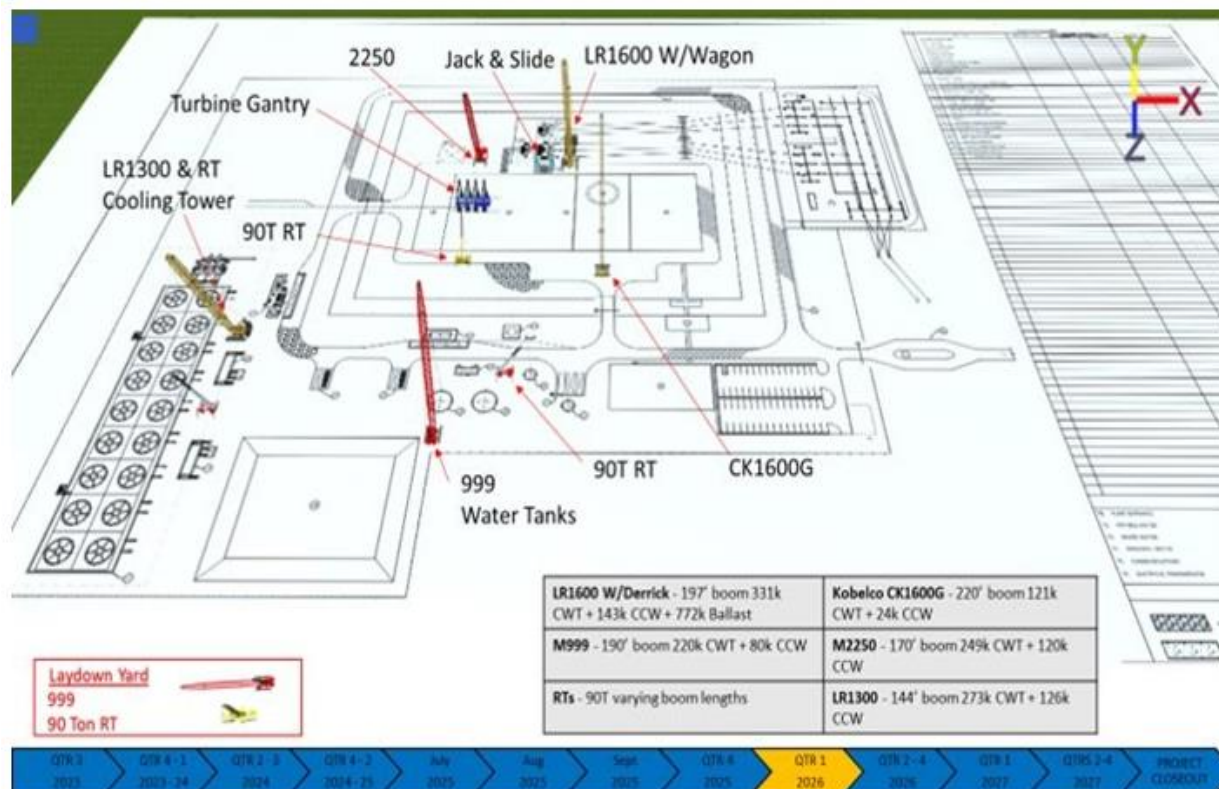
Podczas wykonywania wykopu szybu stosuje się instalacje odwadniające. Obszary, w których zauważono obecność wody, zostają uszczelnione za pomocą procesu iniekcji wzmacniającej lub poprzez zainstalowanie zbrojenia z siatki drucianej w połączeniu z warstwą betonu natryskowego na ścianie wykopu.

Po zakończeniu prac związanych z wykopem szybu następuje kontrola budowy geologicznej skał w ścianach i dnie szybu oraz naprawa zauważonych wad zgodnie z zaleceniami projektanta. Następnie umieszczona zostaje mata płuczkowa, membrana wodoodporna i ochronna płyta betonowa. Modułowy fundament reaktora wykonany z kompozytu stalowo-betonowego zostaje osadzony na miejscu i zmontowany, a następnie umieszczona zostaje płyta betonowa.

Modułowe ściany i moduły stropów są kolejno montowane, łączone i betonowane, w miarę wykonywania szybu budynku reaktora od dna w kierunku poziomu terenu. Najważniejsze urządzenia, elementy rurociągów i urządzenia elektryczne są wprowadzane od góry i montowane w miarę układania stropów. Alternatywnie moduły konstrukcyjne są skonfigurowane tak, by pozwolić na późniejszy montaż tych urządzeń, aby zapobiec przenoszeniu opóźnień w dostawach materiałów na postępy budowy szybu budynku reaktora.

Montaż pali i później wykonywane wykopy pod fundamenty turbiny parowej rozpoczynają się po ustabilizowaniu warunków gruntowych przez konstrukcję szybu budynku reaktora, umożliwiającemu obciążenie gruntu na obwodzie szybu. Po zakończeniu montażu pali rozpoczyna się budowa płyty dolnej, słupów nośnych i płyty górnej fundamentu turbiny parowej. Słupy nośne i płyta górna fundamentu turbiny są modularyzowane metodami kompozytu stalowo-betonowego w takim stopniu, w jakim jest to ekonomiczne, aby uniknąć wprowadzania czynności związanych z turbiną parową na ścieżkę krytyczną harmonogramu. Wykonywanie fundamentów

budynków odpadów promieniotwórczych oraz sterowni rozpoczyna się wtedy, gdy sztywne elementy budynku reaktora zostają doprowadzone do poziomego terenu. Konstrukcje te wykonuje się jednocześnie z budynkiem maszynowni. Wyciąg ze wstępnego planu wykorzystania dźwigów pokazano na Rysunek 16-2, *Wstępny plan wykorzystania dźwigów*.



Rysunek 16-2: Wstępny plan wykorzystania dźwigów

EN	PL
LR1300 & RT Cooling Tower	LR1300 & RT Chłodnia kominowa
90T RT	90T RT
Turbine Gantry	Suwnica turbiny
Jack & Slide	Podnośniki i przesuw
LR1600 W/Wagon	LR1600 W/Wagon
CK1600G	CK1600G
90T RT	90T RT
999 Water Tanks	999 Zbiorniki wody
Laydown Yard	Plac odkładczy
90 Ton RT	90-tonowy żuraw RT
QTR 3	III KW.
QTR 4 – 1	IV – I KW.
QTR 2 – 3	II – III KW.
QTR 4 – 2	IV – II KW.
July	Lip
Aug	Sie

Sept	Wrz
QTR 4	IV KW.
QTR 1	I KW.
QTR 2 – 4	II – IV KW.
QTR 1	I KW.
QTRS 2 – 4	II - IV KW.
PROJECT CLOSEOUT	ZAKOŃCZENIE PROJEKTU
<b>LR1600 W/Derrick</b> – 197' boom 331k CWT + 143k CCW + 772k Ballast	<b>LR1600 masztowy</b> – bom 197', przeciwwaga 331 tys. lb + przeciwwaga zintegrowana 143 tys. lb + balast 772 tys. lb
<b>M999</b> – 190' boom 220k CWT = 80k CCW	<b>M999</b> – bom 190', przeciwwaga 220 tys. lb = przeciwwaga zintegrowana 80 tys. lb
<b>RTs</b> – 90T varying boom lengths	<b>Żurawie RTs</b> – 90T różne długości bomów
<b>Kobelco CK1600G</b> – 220' boom 121k CWT + 24k CCW	<b>Kobelco CK1600G</b> – bom 220', przeciwwaga 121 tys. lb + przeciwwaga zintegrowana 24 tys. lb
<b>M2250</b> – 170' boom 249k CWT +120k CCW	<b>M2250</b> – bom 170', przeciwwaga 249 tys. lb + przeciwwaga zintegrowana 120 tys. lb
<b>LR1300</b> – 144' boom 273k CWT +126k CCW	<b>LR1300</b> – bom 144' przeciwwaga 273 tys. lb + przeciwwaga zintegrowana 126 tys. lb

Obiekty części niejądrowej są realizowane tak, żeby obsługiwały rozruch i oddanie instalacji do użytku.

## 16.2 Ulepszone podejście do budowy

Ogólnym celem dla projektu i budowy SMR jest opracowanie standaryzowanego planu realizacji, który wymaga niewielkich modyfikacji w zakresie oszacowania i zaplanowania. Kluczowym etapem realizacji wykopów jest przygotowanie szybu reaktora. Głębienie szybu w linii prostej minimalizuje wymagania w zakresie objętości usuwanego materiału oraz zasypek. Techniki wykorzystywane przy budowie tuneli oraz w branży hydraulicznej pozwolą na realizację tego typu wykopów przy pomocy sprawdzonych metod. Początkowe prace przygotowawcze wykorzystują technologię ścian szczelinowych w celu stabilizacji miękkich ścian wykopu i umożliwienia realizacji pionowego wykopu do osiągnięcia warstwy twardej skały. Po zrealizowaniu ściany szczelinowej znajdujący się wewnątrz grunt zostaje usunięty z użyciem standardowych technik realizacji wykopów. Realizacja wykopu w skale pozwala na usuwanie gruntu w pionie z możliwością stabilizacji poprzez kotwienie w skale. Prawdopodobnie do stabilizacji i uszczelnienia powierzchni skał niezbędna jest obudowa z betonu natryskowego. Po ukończeniu wykopów na dnie otworu realizowane jest uszczelnienie pełniące jednocześnie rolę startowej powierzchni roboczej, od której rozpocznie się wznoszenie konstrukcji.

W oparciu o doświadczenie zebrane na blokach AP1000, moduły płyt membranowych i płyt stalowych kompozytowych (DPSC) są wykorzystywane do budowy podłoża, ścian, podłóg i stropu reaktora RB. DPSC zapewnia modułowość i możliwość budowy poza ścieżką krytyczną. Moduły DP SC eliminują również wyzwania związane z interfejsem maty bazowej do ściany, które

występowały w przypadku bloków AP 1000. są wykorzystywane do budowy podłoża, ścian, i stropów budynku reaktora (RB) rozważane są elementy SteelBricks™ będące formą kompozytu stalowo-betonowego. Elementy SteelBricks™ zapewniają modułowość, możliwość realizacji konstrukcji poza ścieżką krytyczną oraz pozwalają wyeliminować problemy na styku z fundamentem, które pojawiły się przy realizacji bloków AP1000.

Elementy SteelBricks™ wykorzystują uformowane elementy stalowe o ogólnie prostokątnym kształcie, które zapewniają zarówno wytrzymałość, jak i trwałe formowanie betonu. Nie jest konieczne stosowanie prętów lub konstrukcji zbrojeniowych. Przed wylaniem betonu płyty membranowe i stalowe płyty czołowe zapewniają sztywność i wytrzymałość pustym modułom stalowym. W porównaniu z konwencjonalnymi konstrukcjami kompozytowymi z płyt stalowych, moduły DP-SC mogą charakteryzować się większą sztywnością i stabilnością w konfiguracji z pustymi modułami dzięki ciągłemu podparciu stalowych płyt czołowych przez płyty membranowe.

Po wylaniu betonu płyty membranowe zapewniają integralność konstrukcyjną sekcji kompozytowej, zapobiegając rozwarstwieniu rdzenia betonowego. Dodatkowo płyty membranowe zapewniają zespolone działanie między stalowymi płytami czołowymi a betonowym wypełnieniem oraz zbrojenie na ścinanie poza płaszczyznę sekcji zespolonej. Dodatkowe ściągi lub kotwy z kołkami ścinanymi mogą być użyte do zakotwienia stalowych płyt czołowych do wypełnienia betonowego i kontroli miejscowego wybożenia płyty czołowej.

Panele DP-SC są produkowane w fabrykach w rozmiarach, które mogą być dostarczane na plac budowy ciężarówką, koleją lub barką, w zależności od lokalizacji placu budowy. Panele są następnie montowane w moduły na miejscu przed podniesieniem do ostatecznej pozycji. Aby zapewnić szczelność, zastosowano wielowarstwową filozofię wodoodporności. Wodoodporna membrana jest instalowana pomiędzy ścianą szybu a płytą zewnętrzną DP-SC jako pierwsza warstwa ochronna. Następnie między membranę a stalową wykładzinę umieszcza się zaprawę lub beton. Płyta zewnętrzna DP-SC zapewnia dodatkową warstwę uszczelnienia. Techniki konstrukcyjne DP-SC opracowane dla RB są oceniane pod kątem zastosowania w budynkach turbin i odpadów promieniotwórczych. Techniki konstrukcyjne DP-SC opracowane dla RB są oceniane pod kątem zastosowania w budynkach turbin i odpadów promieniotwórczych.

Koncepcje modularyzacji są analizowane w podejściu trójfazowym:

1. Produkcja i montaż w podmodułach, które można wysłać na miejsce
2. Montaż na miejscu w moduły, które można podnieść na miejsce za pomocą sprzętu dostępnego na miejscu
3. Końcowy montaż na miejscu

Podejście to ogranicza wyższe koszty prowadzenia całości montażu i inspekcji konstrukcji na miejscu przeznaczenia i zapewnia niższe koszty, a także usunięcie montażu ze ścieżki krytycznej zarówno dzięki montażowi na placu montażowym na budowie, jak i w zakładzie produkcyjnym.

Realizacja konstrukcji szybu poziomami zwiększa też możliwości montażu wewnętrznych urządzeń i rurociągów przy otwartym stropie. Biorąc pod uwagę, że konstrukcja będzie sięgać 30 m w głąb ziemi, montaż rurociągów i urządzeń na miejscach docelowych może być operacją czasochłonną. Dzięki montażowi urządzeń i dużych rurociągów przed realizacją kolejnego poziomu możliwe jest uzyskanie oszczędności czasu i redukcji kosztów. Konstrukcja budynku pozwala jednocześnie na montaż wszystkich urządzeń „pod dachem” dla optymalizacji harmonogramu i zapewnienia możliwości remontów. Pozwala to na utrzymanie kontroli nad harmonogramem w rękach generalnego wykonawcy i wyeliminowanie potencjalnych problemów wywołanych opóźnieniem w produkcji urządzeń.

Te techniki dużej modularyzacji przemieszczają ryzyka związane z kosztami i harmonogramem poza ścieżkę krytyczną. Oczekuje się, że dzięki dostępności obiektów usprawniających proces budowy korzyści z wdrożenia takiego procesu na placu budowy mogą odnieść także mniejsze, mniej istotne konstrukcje.

### **16.3 Podejście do wytwarzania elementów**

Wiele elementów wykorzystywanych w konstrukcji BWRX-300 jest dobrze sprawdzonych w praktyce branży jądrowej i energetycznej oraz istnieją dla nich łańcuchy dostaw, co minimalizuje ryzyko i nieprzewidywalność kosztów. Do zminimalizowanych ryzyk należy usunięcie niepewności na etapie wytwarzania, w zakresie zachowania materiałów, prób, kontroli jakości oraz akceptacji przez amerykańską Komisję Dozoru Jądrowego i zgodności z różnymi normami. Oczekuje się, że przy realizacji BWRX-300 będą wykorzystywane nowatorskie techniki wytwarzania, takie jak spawanie wiązką elektronów oraz metalurgia proszków z prasowaniem izostatycznym na gorąco po tym, jak zostaną one sprawdzone i zaakceptowane przez regulatorów.

Dla dwóch obiektów o skomplikowanej geometrii rozważana jest możliwość optymalizacji kosztu i czasu wytworzenia przy pomocy technik wytwarzania addytywnego. Oak Ridge National Laboratory prowadzi badania mające na celu sprawdzenie, czy wytwarzanie addytywne może doprowadzić do optymalizacji kosztu i harmonogramu dla kierownic zawirowujących w separatorze pary oraz zespołu kolektora i rurek w skraplaczach izolacyjnych (IC). Opracowany został harmonogram z kilkoma punktami decyzyjnymi dla procesu oceny kosztów i korzyści, doboru najlepszych zaawansowanych metod wytwarzania i stosowanych materiałów, wytworzenia prototypowych modułów oraz pełnowymiarowej makiety. Celem końcowym jest opracowanie zautomatyzowanego procesu dla szybkiej produkcji elementów ze szczególnym wykończeniem powierzchni przy zachowaniu wysokiej jakości, krótkiego czasu i niskich kosztów.

W BWRX-300 zostanie zastosowany montaż turbiny i generatora w zakładzie produkcyjnym, który sprawdził się jako ekonomiczne rozwiązanie w blokach gazowo-parowych. Podejście to eliminuje potrzebę realizacji wymagającego wysokiej precyzji montażu urządzeń przy otwartym stropie lub ścianie, ogranicza ryzyko zanieczyszczenia ciałami obcymi oraz minimalizuje narażenie elementów wewnętrznych na działanie czynników atmosferycznych. Montaż tych urządzeń w środowisku fabrycznym przez wykwalifikowany personel rutynowo realizujący takie zadania przy użyciu specyficznego wyposażenia dostawcy poprawia jakość.

### **16.4 Plany zamówień**

#### **16.4.1 Zamówienia w realizacji pod klucz (EPC)**

Elementem celu zastosowanego w konstrukcji BWRX-300 podejścia projektowania ukierunkowanego na koszty („design-to-cost”) jest dążenie do minimalizacji ilości urządzeń, które wymagają wyspecjalizowanego wytwórcy, który potencjalnie mógłby znaleźć się poza normalnymi łańcuchami dostaw generalnego wykonawcy. Pozwala to generalnemu wykonawcy na maksymalne wykorzystanie istniejących łańcuchów dostaw, które obejmują dostawców, których jakość i kompetencje zostały wcześniej przez generalnego wykonawcę sprawdzone.

W projekcie BWRX-300 dąży się do pozyskania doświadczonego generalnego wykonawcy wykorzystującego wdrożone i sprawdzone programy kontroli materiałów przy zamawianiu elementów klas związanych i niezwiązanych z bezpieczeństwem, takich jak kable, rury i beton. W inwestycjach jądrowych realizowanych w przeszłości wykorzystywano dużo więcej elementów związanych z bezpieczeństwem, niż w przypadku BWRX-300 i typowo przy ich realizacji



większość podzespołów zamawiano jako spełniające wyższe standardy dla elementów związanych z bezpieczeństwem dla uniknięcia omyłkowego zastosowania materiałów niższej jakości. Program kontroli materiałów obniża koszty zakupu materiałów i skraca czasy oczekiwania na ich dostawę. Zamawianie elementów 1. klasy bezpieczeństwa i certyfikowanych przez ASME może być realizowane z wyprzedzeniem dla elementów o długim czasie dostawy, jednak elementy 2. klasy bezpieczeństwa, 3. klasy bezpieczeństwa oraz niezwiązane z bezpieczeństwem są łatwo dostępne i mogą być zamawiane w sposób bardziej zbliżony do metody „just-in-time” w celu ograniczenia kosztów magazynowania i początkowych nakładów.

Specjaliści ds. zamówień generalnego wykonawcy zapewnią ekspercką wiedzę we wszelkich aspektach programu zarządzania zamówieniami, w tym w dziedzinie wyboru dostawców, zakupów, podzlecenia, wysyłki, kontroli w zakładach produkcyjnych, logistyki, zarządzania różnorodnością, zarządzania zmianami, fakturowania, zarządzania materiałami oraz gwarancji i rękojmi. Generalny wykonawca utrzymuje nacisk na kwestie fundamentalne: bezpieczeństwo, jakość, harmonogram, koszt, parametry techniczne i dokumentację.

Wykorzystanie istniejących łańcuchów dostaw generalnego wykonawcy ma znaczenie kluczowe, ponieważ pozwala mu ono na stosowanie zatwierdzonych już wcześniej dostawców bez potrzeby wykorzystywania zasobów do kwalifikowania nowych dostawców zgodnie ze programem zapewnienia jakości generalnego wykonawcy.

Procesy zarządzania kontraktami generalnego wykonawcy pozwalają na koordynację inspekcji kluczowych urządzeń oraz nadzór nad dostawcami, ograniczenie negatywnego wpływu na harmonogram dzięki wczesnemu reagowaniu, zapewnienie wsparcia logistycznego dla wspomaganie dostaw urządzeń i materiałów na plac budowy i magazynowanie ich tam oraz zarządzanie ogólnym programem gwarancji i rękojmi.

#### **16.4.2 Łańcuch dostaw GEH**

Ogólna strategia łańcucha dostaw wykorzystywana do nabywania urządzeń, materiałów i usług dla nowych obiektów jądrowych realizowana jest w trzech podstawowych etapach.

- A. Zrozumienie wymagań klienta w zakresie zamówień urządzeń, elementów i materiałów (np. „maksymalizacja zamówień na poziomie lokalnym”, cele w zakresie uczestnictwa krajowych dostawców, koszty).
- B. Dostosowanie wymagań biznesowych GEH do wymagań klienta.
- C. Przeprowadzenie wstępnego poszukiwania dostawców:
  1. istniejący i sprawdzony łańcuch dostaw GEH (obecnie wykorzystywany przez GEH Services),
  2. doświadczeni dostawcy w branży jądrowej mający już ugruntowane stosunki z GEH (np. wykorzystywani w realizacjach w przeszłości do wytwarzania elementów reaktorów ABWR i BWR),
  3. inni istniejący komercyjni dostawcy w branży jądrowej, obecnie dostarczający elementy na rzecz istniejącej floty reaktorów.
- D. Weryfikacja zgodności dostawców z wymaganiami projektu.
- E. Ocena dostawcy – wizja lokalna.
- F. Finalizacja listy dostawców otrzymujących zapytania ofertowe.
- G. Wysłanie zapytań ofertowych i otrzymanie ofert od dostawców.

- H. Analiza ofert dostawców i negocjacje stosownie do potrzeb.
- I. Audyt systemu zapewnienia jakości w celu zatwierdzenia dostawcy, jeśli wymagany.
- J. Ostateczny wybór dostawcy.
- K. Finalizacja dokumentacji umownej (np. umowa na dostawę, zamówienie).
- L. Złożenie zamówienia.
- M. Zarządzanie dostawcą i nadzór.

GEH dysponuje sprawdzonym łańcuchem dostaw dla urządzeń i elementów o szczególnym znaczeniu. Czasy dostaw tych elementów zostały uwzględnione w ogólnym harmonogramie projektu. GEH dalej zapewnia identyfikację szczególnych wymagań klientów i ich uwzględnianie w procesie zakupów.

## 17.0 SKRÓTY, DEFINICJE I SYMBOLE

### 17.0 Skróty

Skrót	Objaśnienie
3D	Trójwymiarowe
4d	Czterowymiarowe
ABWR	Zaawansowany reaktor wodny wrzący (typ reaktora)
AC	Prąd przemienny
CW	Centrala wentylacyjna
AOO	Przewidywane zdarzenie operacyjne
ASME	Amerykańskie Stowarzyszenie Inżynierów Mechaników
BDBA	Awaria pozaprojektowa
BIS	Układ wtrysku roztworu kwasu borowego
BPVC	Przepisy dotyczące kotłów i zbiorników ciśnieniowych
BWR	Reaktor wodny wrzący
CCF	Uszkodzenie o wspólnej przyczynie
CCS	System chłodzenia obudowy bezpieczeństwa
CFD	Filtry kondensatu i układ demineralizatorów
CFR	Kodeks przepisów federalnych USA
CFS	Instalacja podgrzewania wody zasilającej i kondensatu
CNSC	Kanadyjski Urząd Dozoru Jądrowego
CRD	Napęd pręta sterującego
CRDH	Hydrauliczny napęd pręta sterującego
CST	Zbiornik kondensatu
CWE	Urządzenia wody lodowej
CWS	Obieg wody chłodzącej
D-in-D	Obrona w głąb
DBA	Awaria projektowa
DC	Prąd stały
DCIS	Rozproszony system sterowania i informatyzacji
DEC	Rozszerzone warunki projektowe
DL	Poziom bezpieczeństwa
EDS	Układ dystrybucji energii elektrycznej
EPC	Realizacja pod klucz
ESBWR	Ekonomiczny, uproszczony reaktor wodny wrzący (typ reaktora)
FMCRD	Precyzyjny napęd pręta sterującego

Skrót	Objaśnienie
FPC	Układ chłodzenia i oczyszczania basenu paliwa
FSF	Fundamentalna funkcja bezpieczeństwa
FW	Woda zasilająca
GE	General Electric
GEH	GE Hitachi Nuclear Energy
GT	Termometr gamma
HCU	Hydrauliczny agregat sterujący
HFE	Technika zarządzania czynnikiem ludzkim
WP	Wysokoprężny
HSI	Interfejs człowiek-system
HVAC	Ogrzewanie, wentylacja i klimatyzacja
HX	Wymiennik ciepła
AKPiA	Aparatura kontrolno-pomiarowa i automatyka
MAEA	Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej
IC	Skraplacz izolacyjny reaktora
ICC	Układ chłodzenia i oczyszczania basenów skraplaczy izolacyjnych reaktora (ICS)
ICS	Układ skraplaczy izolacyjnych reaktora
INSAG	Międzynarodowa Grupa Bezpieczeństwa Jądrowego
ISFI	Niezależna instalacja do przechowywania paliwa wypalonego
LCOE	Uśredniony koszt energii elektrycznej
LOCA	Awaria polegająca na utracie chłodziwa
LOOP	Utrata zasilania spoza obiektu
NP	Niskoprężny
LPRM	Lokalny pomiar zakresu mocy
LTR	Raport tematyczny w ramach procesu homologacji
LWM	System postępowania z odpadami ciekłymi
LWR	Reaktor lekkowodny
MCA	Skraplacz główny z osprzętem
WMT	Sterownia główna
MIT	Massachusetts Institute of Technology
MS	Para świeża
MSL	Magistrala pary świeżej
MSR	Separator wilgoci i przegrzewacz pary wtórnej
MSRIV	Zawór odcinający pary świeżej reaktora

<b>Skrót</b>	<b>Objaśnienie</b>
MVA	Megawolt Amper
NBS	Jądrowy układ wodno-parowy
NEI	Instytut Energii Jądrowej
NHS	Normalny układ odprowadzenia ciepła
NSSS	Jądrowy układ wytwarzania pary
OGS	Układ gazów odlotowych
ONR	Office for Nuclear Regulation (Wlk. Brytania)
PA	Obszar chroniony
PAA	Państwowa Agencja Atomistyki (Polska)
PCCS	Pasywny system chłodzenia obudowy bezpieczeństwa
PCS	Pierwotna obudowa bezpieczeństwa
PZI	Postulowane zdarzenie inicjujące
QA	Zapewnienie jakości
RB	Budynek reaktora
RCCWS	Podukład wody chłodzącej urządzenia części jądrowej
RCPB	Granica ciśnieniowa obiegu chłodzenia reaktora
RHX	Wymiennik regeneracyjny
RIV	Zawór odcinające reaktora
RPV	Zbiornik ciśnieniowy reaktora
SBWR	Uproszczony reaktor wodny wrzący
SC	Klasa bezpieczeństwa
SCCV	Kompozytowy zbiornik obudowy bezpieczeństwa z płyt stalowych
SCN	Klasa niezwiązana z bezpieczeństwem
SCR	Sterownia rezerwowa
SDC	Układ chłodzenia powyłączeniowego
SJAE	Smoczek parowy
SMR	Mały reaktor modułowy
SNM	Specjalny materiał jądrowy
SRV	Upustowy zawór bezpieczeństwa
SSC	Konstrukcje, systemy i urządzenia
SÚJB	Państwowy Urząd ds. Bezpieczeństwa Jądrowego (Republika Czeska)
SURAO	Urząd ds. Składowania Odpadów Radioaktywnych (Republika Czeska)
TCCWS	Podukład wody chłodzącej urządzenia części turbinowej
TLOS	Układ oleju smarnego turbiny
TMR	Potrójna redundancja modułarna

<b>Skrót</b>	<b>Objaśnienie</b>
TS	Specyfikacja techniczna
TSV	Zawór odcinający turbiny
U.K.	Wielka Brytania
U.S.	Stany Zjednoczone
USNRC	Amerykańska Komisja Dozoru Jądrowego
VDU	Monitor
WRNM	Monitor strumienia neutronów szerokiego zakresu

### 17.1 Definicje

<b>Termin</b>	<b>Definicja</b>
C10	System zabezpieczeń
C20	Zdywersyfikowany system zabezpieczeń
C30	Predykcyjny system szybkiego wyłączenia
R10	Awaryjne zasilanie rezerwowe DC i układ bezprzerwowego zasilania
R20	Rezerwowy system zasilania
R30	Preferowany system zasilania

### 17.2 Symbole

<b>Symbol</b>	<b>Definicja</b>
°C	Stopnie Celsjusza
°F	Stopnie Fahrenheita
$\Delta k/k$	Reaktywność
g	Gram
GWd	Gigawatodni
h lub godz.	Godzina
Hz	Herc
kg	Kilogram
km	Kilometr
kW	kilowat
m	Metr
mm	Milimetr
MPa	Megapaskal
MTU	Metryczna tona uranu
MW	Megawat
MWe	Megawat elektryczny

<b>Symbol</b>	<b>Definicja</b>
MWt	Megawat termiczny
rpm	Obroty na minutę
s	Sekunda
USD	Dolary amerykańskie
r	Rok

## 18.0 DOKUMENTY ODNIESIENIA

1. 26A6642AD, *ESBWR Design Control Document, Tier 2 – Chapter 1: Introduction and General Description of Plant, Sections 1.1-1.11* [Dokument kontrolny projektu ESBWR, Poziom 2 – Rozdział 1: Wprowadzenie i opis ogólny elektrowni, sekcje 1.1-1.11, GE-Hitachi Nuclear Energy Americas, LLC.
2. Energy and Environmental Economics, Inc (29 stycznia 2020 r.). *Pacific Northwest Zero-Emitting Resources Study* (Studium zasobów bezemisyjnych w rejonie Wybrzeża Północno-Zachodniego). <https://www.energy-northwest.com/Documents/E3%20Study%20Executive%20Summary%20final.pdf>
3. EPRI 3002011803, *Exploring the Role of Advanced Nuclear in Future Energy Markets (Badanie roli zaawansowanej energetyki jądrowej w przyszłych rynkach energii): Economic Drivers, Barriers, and Impacts in the United States (Czynniki ekonomiczne, bariery i wpływy w Stanach Zjednoczonych)*, Electric Power Research Institute, 2018.
4. General Electric. (14 kwietnia 2023 r.) *Air-Cooled Generator (Generator chłodzony powietrzem) (GEN-A)*. <https://www.ge.com/power/gas/generators/air-cooled-topair>
5. General Electric. (14 kwietnia 2023 r.) *GNF2*. <https://nuclear.gepower.com/fuel-plant/products/gnf2-advantage>
6. General Electric. (14 kwietnia 2023 r.) *Steam Turbines for Fossil, Nuclear, and Renewable Applications (Turbiny parowe do zastosowań w energetyce kopalnej, jądrowej i odnawialnej)*. <https://www.ge.com/power/steam/steam-turbines>
7. IAEA SSG-2, Rev.1, *Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants (Deterministyczna analiza bezpieczeństwa dla elektrowni jądrowych)*, Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej, Wiedeń, 2019.
8. IAEA SSG-30, *Safety Classification of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants (Klasyfikacja bezpieczeństwa konstrukcji, instalacji i elementów w elektrowniach jądrowych)*, Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej, Wiedeń, 2014.
9. IAEA SSG-53, *Design of the Reactor Containment and Associated Systems for Nuclear Power Plants (Konstrukcja obudowy bezpieczeństwa reaktora i powiązanych systemów dla elektrowni jądrowych)*, Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej, Wiedeń, 2019.
10. IAEA SSR-2/1. *Safety of Nuclear Power Plants: Design (Bezpieczeństwo elektrowni jądrowych: projekt)* Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej, Wiedeń, 2016.
11. INSAG-10, *Defence in Depth in Nuclear Safety (Obrona w głąb w bezpieczeństwie jądrowym)*, Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej, Wiedeń, 1996.
12. Międzynarodowa Agencja Energetyczna (2019). *Nuclear Power in a Clean Energy System (Energia jądrowa w czystym systemie energetycznym)* <https://www.iea.org/reports/nuclear-power-in-a-clean-energy-system>
13. Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej (21 lipca 2011 r.) "Status Report 98 – Advanced Boiling Water Reactor II (ABWR II)", Section 2.2. („Raport o stanie technologii nr 100 – Ulepszony reaktor wrzący II (ABWR II)”, ustęp 2.2.] <https://aris.iaea.org/PDF/ABWR-II.pdf>
14. Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej (21 lipca 2011 r.) *Status Report 100 – Economic Simplified Boiling Water Reactor (Sprawozdanie o stanie prac 100 - Ekonomiczny uproszczony reaktor wrzący wodny)*. <https://aris.iaea.org/PDF/ESBWR.pdf>



15. Massachusetts Institute of Technology, MIT Energy Initiative. (2018). *The Future of Nuclear Energy in a Carbon-Constrained World* (Przyszłość energii jądrowej w świecie niskich emisji). <http://energy.mit.edu/research/future-nuclear-energy-carbon-constrained-world/>
16. NEI 08-09, Rev. 6, *Cyber Security Plan for Nuclear Power Reactors* (Plan cyberbezpieczeństwa dla jądrowych reaktorów energetycznych), Washington, D.C., kwiecień 2010.
17. Kodeks przepisów federalnych USA, "Standards for Protection Against Radiation" (Normy w zakresie ochrony przed promieniowaniem), część 20, rozdział 1, tytuł 10, "Energy" (Energia)
18. Kodeks przepisów federalnych USA, "Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities," (Krajowa homologacja obiektów do produkcji i wykorzystania) część 50, rozdział 1, tytuł 10, "Energy," (Energia) Załącznik I, "Numerical Guides for Design Objectives and Limiting Conditions for Operation to Meet the Criterion 'As Low As Reasonably Achievable' for Radioactive Material in Light-Water-Cooled Nuclear Power Reactor Effluents," (Wytoczne cyfrowe w zakresie celów projektowych i warunków ograniczających przy eksploatacji w celu spełnienia kryterium ALARA dla materiałów promieniotwórczych w ściekach z lekkowodnych energetycznych reaktorów jądrowych).

## 19.0 DODATEK A - WYBRANE PARAMETRY BWRX-300

**Tabela 19-1: Wstępna wersja tabeli wybranych ogólnych parametrów konstrukcji BWRX-300**

Opis parametru	Wartość	Uwagi
Aktualne/docelowe przeznaczenie	Komercyjne – energia elektryczna	
Główne planowane zastosowanie (po komercjalizacji)	Praca w podstawie ze zdolnością do pracy ze zmienną mocą	
Lokalizacja referencyjna:	Podziemna	
Projekt obiektu referencyjnego (bloki reaktora w obiekcie)	Jednoblokowy	
Rozmiar rdzenia reaktora (1 rdzeń)	Mały	Mały (<1000 MWt)
Typ reaktora	BWR	
Chłodziwo rdzenia	H <sub>2</sub> O	
Moderator neutronów	H <sub>2</sub> O	
Układ jądrowego układu wytwarzania pary	Jednoobiegowy	
Pierwotny obieg chłodziwa	Naturalny	
Obieg termodynamiczny	Rankine'a	
Płyn w obiegu wtórnym	n.d.	Brak obiegu wtórnego, układ jednoobiegowy
Postać paliwa	Kaseta/wiązka paliwowa	
Przekrój paliwa	Kwadratowy	
Liczba prętów w kasecie	92	
Typ materiału paliwa	UO <sub>2</sub>	
Etap rozwoju projektu	Warunki wstępne	
Etap procesu homologacji	Rozpoczęcie uzyskiwania pozwoleń i pozwoleń wstępnych	Obecnie proces uzyskiwania pozwoleń trwa w Kanadzie, a proces uzyskiwania pozwoleń wstępnych – w Stanach Zjednoczonych i Wielkiej Brytanii

**Tabela 19-2: Wstępna wersja tabeli wybranych szczegółowych parametrów konstrukcji BWRX-300**

Opis parametru	Wartość	Jednostki lub przykłady
<b>Infrastruktura instalacji</b>		
Zakładany okres eksploatacji elektrowni	60	lat
Współczynnik wykorzystania mocy zainstalowanej w całym okresie eksploatacji	95	%, definiowany jako wytworzone MWa / (moc w MWe * zakładany okres eksploatacji), z uwzględnieniem postojów
Planowane dłuższe postoje	10–15 dni co 12–24 miesiące (przeładunek paliwa) 25 dni co 120 miesięcy (duży remont turbiny i przegląd zbiornika reaktora i urządzeń wewnątrzreaktorowych)	X dni co Y miesięcy (określić cel, w tym przeładunek paliwa)
Liczba osób do prowadzenia ruchu	Łącznie ok. 70	# członków personelu eksploatacyjnego/konserwacyjnego podczas normalnej eksploatacji pojedynczego bloku
Układ instalacji referencyjnej	1	# bloków/modułów
Moc oddawana do systemu energetycznego	~300	MWe (netto do sieci)
Moc nieelektryczna	Elastyczna	
Potrzeby własne	10-30	MWe
Wielkość elektrowni	9 800	m <sup>2</sup> (prostokątny obrys budynku)
Wielkość obiektu	27 100	m <sup>2</sup> (obszar ogrodzony)
Strefa planowania awaryjnego	0,5 (na granicy obiektu)	km (promień)
Zakres i tempo zmian mocy	50–100% codziennie, 0,5% na minutę	
Projekt sejsmiczny (SSE)	0,3	g (maksymalne obliczeniowe trzęsienie ziemi)
Ciśnienie robocze jądrowego układu wytwarzania pary	7,17	MPa (bezwzględne)
Masa chłodziwa w obiegu pierwotnym (w tym w stabilizatorze ciśnienia)	1 820 000	kg
Znamionowe natężenie przepływu chłodziwa	1827	kg/s

**Tabela 19-2: Wstępna wersja tabeli wybranych szczegółowych parametrów konstrukcji BWRX-300**

Opis parametru	Wartość	Jednostki lub przykłady
Temperatura chłodziwa w rdzeniu wlot/wylot	270/288	°C / °C
Temperatura dostępna jako źródło ciepła technologicznego	Elastyczna 100-260	°C
Największy element jądrowego układu wytwarzania pary	Zbiornik ciśnieniowy reaktora	
wymiary	27.4 / 4 / 650.000 (obejmuje samobieżne transportery modułowe, olinowanie i szkielet)	m (długość) / m (średnica) / kg (masa do transportu)
Materiał zbiornika reaktora	SA508	
Typ i całkowita objętość obudowy bezpieczeństwa	Sucha (pojedyncza, podziemna) / 12000	Typ / m <sup>3</sup>
Ciśnienie w obudowie bezpieczeństwa	4.15/60	Bar/PSI
Pojemność i całkowita objętość basenu wypalonego paliwa	8 / ~1 300	Lat pracy przy pełnej mocy / m <sup>3</sup>
<b>Paliwo/rdzeń</b>		
Moc cieplna pojedynczego rdzenia	870	MWt
Długość cyklu pomiędzy przeładunkami paliwa	12-24	miesiące
Materiał paliwa	UO <sub>2</sub>	
Wzbogacenie (śr./maks.)	3,81/4,95	%
Materiał koszulek paliwa	Zircaloy-2	
Liczba „jednostek” paliwa	240	kaset
Masa jednostki paliwa	299	kg
Całkowity ładunek materiału rozszczepialnego (początkowy)	~ 44 760 kg U	kg materiału rozszczepialnego (określić skład izotopowy i chemiczny)
Wypalenie przy wyładunku z rdzenia	~50	GWd/tU
Przerób paliwa wypalonego	Brak	

**Tabela 19-2: Wstępna wersja tabeli wybranych szczegółowych parametrów konstrukcji BWRX-300**

Opis parametru	Wartość	Jednostki lub przykłady
Główna metoda sterowania reaktywnością	Pręty	
Stały pochłaniacz wypalający się	B <sub>4</sub> C, Hf, Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	
Objętość rdzenia (czynna)	22	m <sup>3</sup> (do obliczenia gęstości mocy)
<b>Systemy bezpieczeństwa jądowego</b>		
Wyłączanie reaktora	3	Trzy ciągi technologiczne z różnymi systemami rezerwowymi, które sterują hydraulicznym wyłączeniem awaryjnym i wprowadzaniem prętów sterujących za pomocą napędu elektrycznego
Wtrysk do rdzenia	2	100% (wtrysk wysokociśnieniowy przez układ napędów prętów regulacyjnych) / (wtrysk niewymagany dla łagodzenia awarii z utratą chłodziwa)
Odprowadzanie ciepła powyłączeniowego	2	Dwa ciągi technologiczne po 100%
Awaryjne chłodzenie rdzenia	3	Trzy pasywne ciągi technologiczne systemu ICS po 100%
Izolacja obudowy bezpieczeństwa	3	Trzy ciągi technologiczne z różnymi systemami rezerwowymi
Chłodzenie obudowy bezpieczeństwa	2	Dwa ciągi technologiczne po 100%
Pasywna obudowa bezpieczeństwa	3	Trzy pasywne ciągi technologiczne – zawsze w eksploatacji
Awaryjne zasilanie napięciem przemiennym (np. wysokoprężne agregaty prądotwórcze)	2	Two agregaty dieslowskie niebędące agregatami awaryjnymi dla celów ochrony majątku Agregaty nie są potrzebne do utrzymania bezpieczeństwa reaktora.
Czas zasilania napięciem stałym (np. z akumulatorów)	72	h
Zdarzenia, po których wymagane jest <b>niezwłoczne działanie operatora</b>	Brak	
Graniczny (najkrótszy) czas <b>kolejnych działań operatora</b>	24	h (przy założeniu realizacji procedur eksploatacyjnych)

**Tabela 19-2: Wstępna wersja tabeli wybranych szczegółowych parametrów konstrukcji BWRX-300**

<b>Opis parametru</b>	<b>Wartość</b>	<b>Jednostki lub przykłady</b>
Częstość uszkodzeń rdzenia (CDF)	Szacunkowo $<1E-7$	na reaktor-rok (w oparciu o obiekt i lokalizację referencyjne)
Częstość dużych uwolnień	Szacunkowo $<1E-8$	na reaktor-rok (w oparciu o obiekt i lokalizację referencyjne)
<b>Szacunek lub zakres ogólnych kosztów realizacji inwestycji (z wyłączeniem procesu uzyskiwania pozwoleń, w oparciu o projekt obiektu referencyjnego i lokalizację referencyjną)</b>		
Czas budowy (n-tej instalacji)	$<30$	miesiące od pierwszego betonu do krytyczności