

Warszawa, 2015



**Ministerstwo
Energii**

Polski przemysł dla energetyki jądrowej

WYTYCZNE

WSPOMAGAJĄCE DZIAŁANIA PRZEDSIĘBIORSTW KRAJOWYCH W BUDOWIE ELEKTROWNI JĄDROWYCH

**KONSTRUKCJE STALOWE OBUDOWY BEZPIECZEŃSTWA
REAKTORA JĄDROWEGO**



Instytut Spawalnictwa

Autor opracowania:

dr inż. Jerzy Niagaj, prof. nzw. – Pełnomocnik ds. Energetyki Jądrowej

Zamawiający:

Ministerstwo Energii

Plac Trzech Krzyży 3/5

00-507 Warszawa

Zakres wytycznych:

Niniejsze wytyczne zawierają zestawienie wymagań zawartych w najczęściej stosowanych na świecie amerykańskich i francuskich kodach jądrowych w zakresie wytwarzania konstrukcji stalowych obudowy bezpieczeństwa budynku reaktora jądrowego.

Projekt współfinansowany ze środków Ministerstwa Energii, będącego prawnym następcą Ministerstwa Gospodarki, w ramach wdrażania energetyki jądrowej w Polsce

Wszelkie uwagi, sugestie i propozycje co do dalszych działań w zakresie przygotowania polskiego przemysłu do kooperacji z energetyką jądrową prosimy przesyłać na adres pocztowy: Ministerstwo Energii, Plac Trzech Krzyży 3/5, 00-507 Warszawa lub na adres e-mail: przemysl.jadrowy@me.gov.pl

Wytyczne nr: W/ME/DEJ/IS/02/15, Wydanie 1

ISBN 978-83-61272-37-3

Steel structures for a nuclear reactor containment. Instytut Spawalnictwa, 2015.

Nakład 500 szt.

© Wszystkie prawa zastrzeżone

SPIS TREŚCI

	str.
1 Wprowadzenie	5
2 Konstrukcje stalowe obudowy bezpieczeństwa	7
2.1 Uwagi ogólne	7
2.2 Wymagania wg AFCEN RCC-CW	8
2.2.1 Szczelne części metalowe obudów (CCLIN)	11
2.2.2 Baseny i zbiorniki (CPLIN)	14
2.2.3 Konstrukcje stalowe (CSTLW)	19
2.3 Wymagania wg ASME Section III oraz ANSI/AISC.	20
2.3.1 ASME Section III, Division 1 – Subsection NE	28
2.3.2 ASME Section III, Division 2	30
2.3.3 ANSI/AISC N690	33
3 Zestawienie tabelaryczne podstawowych wymagań zawartych w poszczególnych kodach i normach	35
4 Podsumowanie	38
5 Piśmiennictwo	39

1 Wprowadzenie

W oparciu o założenia Programu Polskiej Energetyki Jądrowej (PPEJ) z dnia 28 stycznia 2014 roku, pierwsza elektrownia jądrowa w Polsce powinna powstać około 2024 roku. W chwili przygotowywania niniejszych wytycznych, dostawca technologii jądrowej nie został jeszcze wybrany. Mimo to nie ulega wątpliwości, że niezależnie od dokonanego w przyszłości wyboru, określona część prac związanych z budową elektrowni jądrowej oraz dostawą części urządzeń i świadczeniem usług (np. NDT) będzie z pewnością podzlecona firmom krajowym. Istnieje więc duże prawdopodobieństwo, że wśród tych zleceń znajdą się prace związane m.in. z budową i wytwarzaniem obudowy bezpieczeństwa reaktora jądrowego lub jej poszczególnych części i podzespołów. Wydaje się zatem zasadnym i zdecydowanie celowym zapoznanie się już teraz zarówno z zakresem prac w ramach ewentualnych zleceń, jak i wymaganiami przepisów, które należałoby spełnić, a także rozpoczęcie działań w zakresie przygotowania kadry oraz zaplecza organizacyjno-technicznego niezbędnego do realizacji projektów jądrowych.

Wśród najbardziej prawdopodobnych uczestników przetargu na dostawę technologii jądrowej wymienia się firmy lub korporacje z Francji, Japonii, Kanady, Korei Południowej oraz Stanów Zjednoczonych. Wymienienie krajów, a nie potencjalnych firm-dostawców technologii jądrowej jest bardziej odpowiednie z punktu widzenia przepisów technicznych stosowanych podczas wytwarzania reaktora jądrowego i innych głównych urządzeń i konstrukcji, ponieważ do ich projektowania i wytwarzania stosuje się wymagania kodów, norm i przepisów kraju dostawcy.

W związku z brakiem elektrowni jądrowych, Polska nie posiada własnych przepisów dotyczących ich budowy i eksploatacji. Projekt rozporządzenia Ministra Gospodarki w sprawie warunków technicznych dozoru technicznego dla urządzeń technicznych lub urządzeń podlegających dozorowi technicznemu w elektrowni jądrowej zakłada, że do projektowania i budowy urządzeń mechanicznych oraz konstrukcji obudów bezpieczeństwa elektrowni jądrowych zaliczonych do klas bezpieczeństwa dopuszcza się stosowanie następujących uznanych kodów lub odpowiednich ich sekcji, jak również norm:

- AFCEN (Francja),
- JSME (Japonia),

- CSA (Kanada),
- KEPIC (Korea Południowa),
- KTA (Niemcy),
- ASME (USA).

W skali światowej najszersze zastosowanie mają odpowiednie sekcje kodu ASME B&PVC (*American Society of Mechanical Engineers Boiler and Pressure Vessel Code*), wśród których podstawową jest sekcja ASME Section III [1]. Sekcja ta wraz innymi, do których się odwołuje, jest stosowana podczas budowy elektrowni jądrowych nie tylko w Stanach Zjednoczonych, lecz również w wielu innych krajach. Kody jądrowe takich krajów jak Japonia, Korea Południowa oraz Kanada są oparte o ASME B&PVC, a istniejące pewne różnice lub rozszerzenia wynikają z uwarunkowań lokalnych lub są związane, jak ma to miejsce w Kanadzie, ze specyficzną konstrukcją niektórych zespołów reaktora CANDU.

W Europie głównym dostawcą technologii jądrowej jest firma z Francji, co warunkuje, że sporo elektrowni jądrowych w tej części świata zbudowano i nadal buduje się w oparciu o wymagania francuskich kodów AFCEN (*Association Française pour les règles de Conception, de construction et de surveillance en exploitation des matériels des Chaudières Electro Nucléaires*, co tłumaczy się na język angielski jako: *French Association for the rules governing the Design, Construction and Operating Supervision of the Equipment Items for Electro Nuclear Boilers*). Kody AFCEN są od około 40 lat rozwijane we Francji w sposób niezależny od kodu ASME, co przyczyniło się do zdecydowanie innej ich struktury, a w niektórych przypadkach również zawartości. Nie zmienia to jednak faktu, iż odpowiednie sekcje obydwu kodów (AFCEN i ASME) są zasadniczo do siebie podobne.

W związku z powyższym, w dalszej części niniejszych wytycznych poddano analizie i zestawiono wymagania zawarte w dwóch podstawowych kodach: francuskim AFCEN oraz amerykańskim ASME.

Poniżej zestawiono wymagania w zakresie wytwarzania konstrukcji stalowych obudowy bezpieczeństwa reaktora jądrowego oraz wodoszczelnych zbiorników i basenów.

Wytyczne są przeznaczone dla przedsiębiorstw, które przygotowują się do uruchomienia produkcji urządzeń lub konstrukcji, jak również świadczenia usług na rzecz budowy elektrowni jądrowych zarówno w kraju, jak i za granicą.

2 Konstrukcje stalowe obudowy bezpieczeństwa reaktora

2.1 Uwagi ogólne

Niezależnie od typu reaktora (PWR lub BWR), zbiornik ciśnieniowy (*reactor pressure vessel*) oraz inne główne urządzenia i układy jądrowe (np. wytwornica pary, stabilizator ciśnienia, pompy, główne rurociągi, zbiorniki z wodą do chłodzenia itd.) są umieszczane w budynku reaktora, który bez wątpienia jest najważniejszym obiektem elektrowni jądrowej, gdyż jednym z podstawowych jego zadań jest ochrona personelu obsługującego i otoczenia przed promieniowaniem, jak również reaktora i innych ważnych urządzeń przed uszkodzeniem zewnętrznym i przedostaniem się na zewnątrz substancji promieniotwórczych. W związku z powyższym, obudowa bezpieczeństwa reaktora (*containment*) jest projektowana i obliczana w taki sposób, aby wytrzymywała wstrząsy sejsmiczne, ataki terrorystyczne (np. upadek samolotu), uderzenia tsunami oraz oddziaływanie wielu innych czynników (np. tornado, huragan, śnieżycy itd.), jak również zapewniała całkowitą szczelność.

Obudowa bezpieczeństwa budynku reaktora współczesnych elektrowni jądrowych jest konstrukcją złożoną, która w większości przypadków składa się z płaszcza metalowego oraz struktury żelbetowej o różnej konfiguracji i budowie w zależności od typu reaktora i dostawcy technologii jądrowej.

Obudowa bezpieczeństwa reaktora jądrowego powinna być nie tylko w odpowiedni sposób zaprojektowana, lecz również poprawnie wykonana w oparciu o wymagania stosownych kodów, norm i przepisów, gdyż wysoka jakość wykonania decyduje o bezpiecznej eksploatacji elektrowni jądrowej, która obecnie jest planowana na okres co najmniej 60-70 lat z możliwością przedłużenia nawet do 100 lat, co będzie oczywiście zależało od stanu technicznego podstawowych elementów konstrukcyjno-technologicznych elektrowni.

Wymagania dotyczące wykonania obudowy bezpieczeństwa obejmują zarówno budowlane konstrukcje żelbetowe, jak i elementy stalowe. W przypadku tych ostatnich, w zależności od dostawcy technologii, a zatem konstrukcji obudowy, wymagania są zawarte w następujących normach oraz sekcjach kodów AFCEN i ASME:

- AFCEN RCC-CW „Design and construction rules for civil works in PWR nuclear islands” [2],
- ASME Section III, Division 1 – Subsection NE „Class MC Components” [3],
- ASME Section III, Division 2 „Code for Concrete Containments” [4],
- ANSI/AISC N690 „Specification for Safety-Related Steel Structures for Nuclear Facilities” [5].

Jak wynika z powyższego zestawienia, wymagania dotyczące obudowy reaktora EPR firmy AREVA są zawarte tylko w jednej sekcji kodu AFCEN: RCC-CW, natomiast wymagania według kodu ASME znajdują się w różnych jego rozdziałach, ponieważ w oparciu o ten kod są projektowane i wykonywane zarówno reaktory typu PWR, jak i BWR. Do tych pierwszych zalicza się reaktor AP1000 firmy Westinghouse, natomiast do drugich – ABWR firmy GE Hitachi. Ww. reaktory różnią się nie tylko technologicznie, lecz również konstrukcją obudowy bezpieczeństwa, co powoduje, że wymagania do poszczególnych obudów opisano w różnych rozdziałach ASME Section III: Division 1 – Subsection NE lub Division 2.

Poniżej przedstawiono wymagania AFCEN i ASME dotyczące wytwarzania płaszcza stalowego obudowy bezpieczeństwa, wodoszczelnych zbiorników i basenów oraz stalowych konstrukcji wsporczych i modułowych.

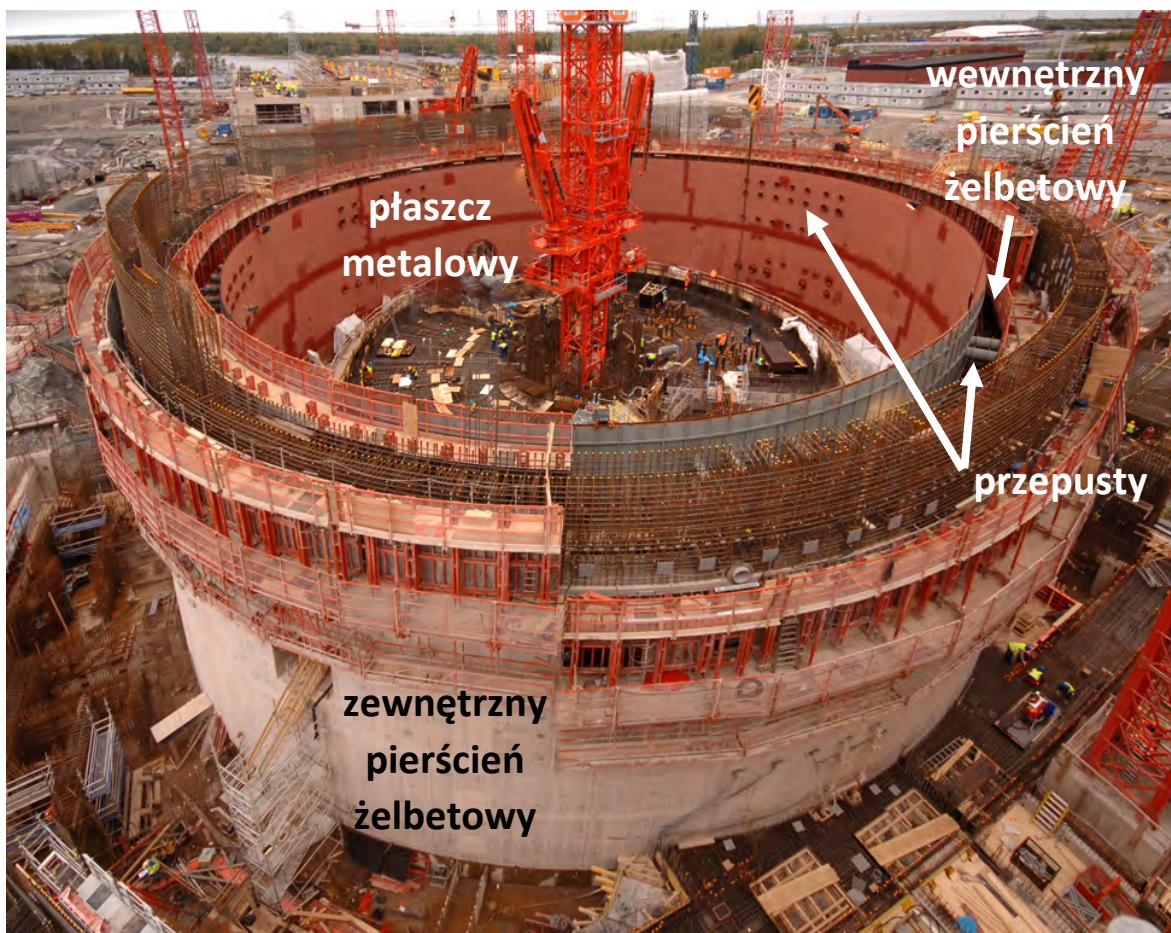
2.2 Wymagania wg AFCEN RCC-CW

Obudowa bezpieczeństwa reaktora EPR firmy AREVA jest strukturą budowlaną, która składa się z dwóch żelbetowych współosiowych struktur pierścieniowych z przestrzenią powietrzną pomiędzy nimi (rys. 1) oraz wewnętrznego szczelnego płaszcza metalowego o grubości ścianki 6 mm (rys. 2). Wewnętrzna struktura budowlana jest wykonana z betonu sprężonego w postaci cylindrycznej ściany zwieńczonej eliptyczną kopułą z podłożem ze zbrojonego betonu. Zewnętrzna natomiast ma postać zbrojonej cylindrycznej ściany opierającej się na tym samym podłożu wraz ze zbrojoną kopułą i służy jako ochrona przed zagrożeniami zewnętrznymi.

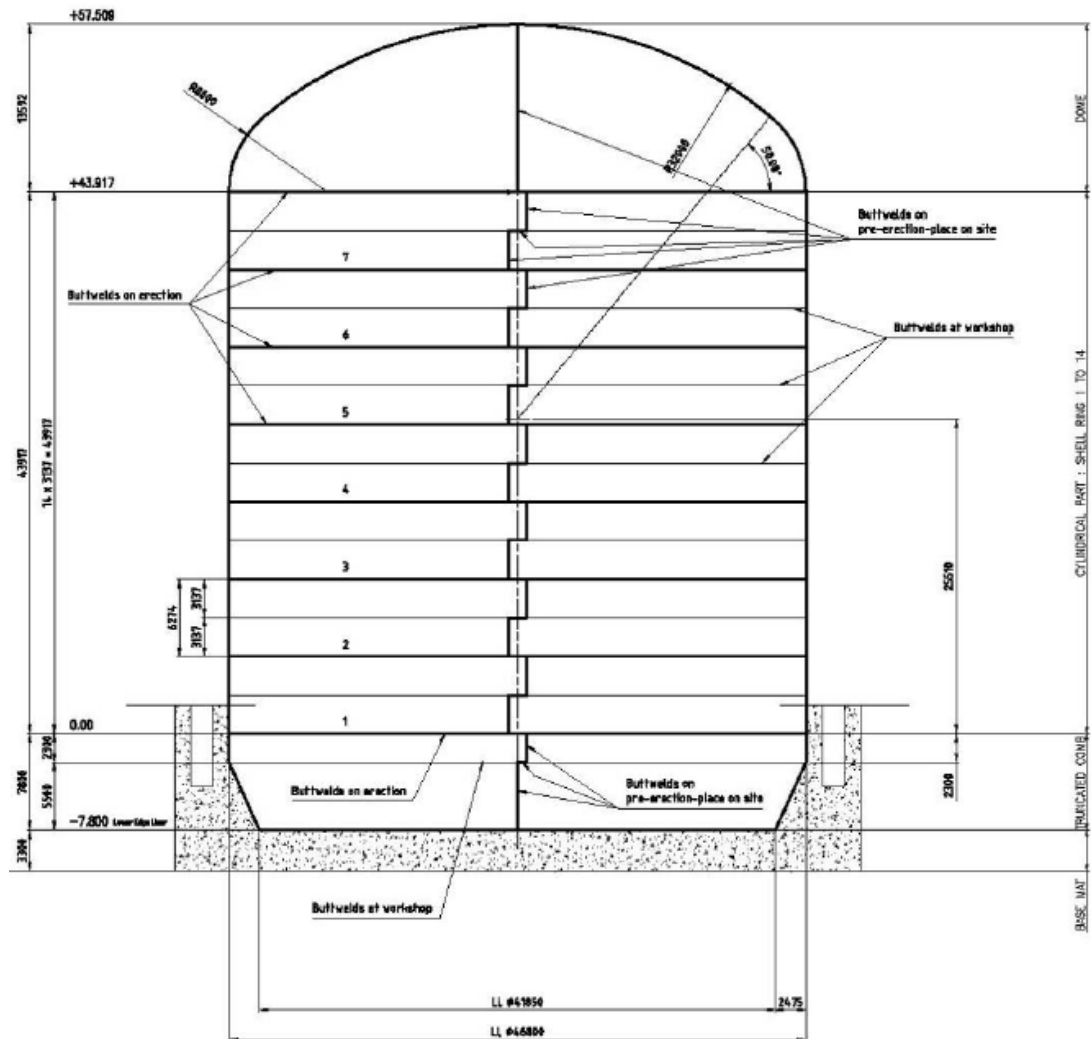
Wymagania dotyczące zarówno struktur żelbetowych, jak i płaszcza metalowego zostały przedstawione w kodzie AFCEN RCC-CW, który w marcu 2015 roku zastąpił dotychczas stosowany kod ETC-C 2012. W kodzie RCC-CW są

opisane wymagania w zakresie projektowania, wytwarzania i badania obydwu ww. elementów obudowy bezpieczeństwa reaktora. Struktura kodu RCC-CW jest następująca:

- Part G General
- Part D Design
- Part D Appendices
- Part C Construction
- Part C Appendices
- Part M Maintenance and Monitoring
- Part M Appendices



Rys. 1. Budynek reaktora EPR elektrowni Olkiluoto 3 w budowie [6]



Rys. 2. Płaszcz metalowy reaktora EPR w elektrowni Olkiluoto 3 [7]

Wymagania dotyczące prac budowlanych oraz wytwarzania poszczególnych elementów żelbetowych i metalowych budynku reaktora jądrowego zawarte są w odpowiednich rozdziałach Części C:

- CGEOT Earthworks and Soil Treatment
- CCONC Concrete
- CFNSH Surface Finish and Formwork
- CREIN Reinforcement for Reinforced Concrete
- CPTSS Post Tensioning System
- CPREF Prefabricated Concrete Elements and Reinforcement Cages
- **CCLIN Leaktight Metal Parts on Containments**
- **CPLIN Pools and Tanks**

- **CSTLW** **Structural Steelwork**
- CANCH Metal Elements Embedded into the Concrete
- CBURP Reinforced Concrete Pipelines
- CJOIN Joint Sealing
- CTOLR Survey Networks, Tolerances and Monitoring Systems

Jak wynika z powyższego zestawienia, wymagania dotyczące wytwarzania szczelnego płaszcza metalowego obudów bezpieczeństwa reaktora oraz konstrukcji stalowych są opisane w dwóch rozdziałach: CCLIN oraz CSTLW, a wykonywania basenów i zbiorników w rozdziale CPLIN.

2.2.1 Szczelne części metalowe obudów (CCLIN)

W rozdziale CCLIN kodu RCC-CW przedstawiono wymagania dotyczące wytwarzania i budowy szczelnej obudowy metalowej, na którą składają się:

- płaszcz metalowy (*liner*), w tym blachy metalowe płaszcza, elementy łączące, płyty kotwiące do mocowania urządzeń oraz układ kotwiący wszystkich wymienionych elementów;
- przepusty:
 - tuleje z pierścieniami łączącymi:
 - dla mediów ciekłych (standardowe orurowanie, para, woda)
 - dla przepustów wentylacyjnych
 - dla przepustów elektrycznych
 - przepustów do przemieszczania rur
 - śluzy dla personelu
 - tuleje zapasowe
 - zamocowana część śluzy dla urządzeń technologicznych
 - płaszcz cylindryczny w fazie budowy
- część ruchoma śluzy dla urządzeń technologicznych
- wszystkie układy kotwiące bezpośrednio przyspawane do elementów szczelnych za wyjątkiem płyt kotwiących do mocowania podpór suwnicy obrotowej.

W dalszej części rozdziału CCLIN przedstawiono wymagania szczegółowe, które są oparte o wymagania normy EN 1090-2+A1 [8] dla wytwarzania konstrukcji co najmniej w klasie EXC3 (a w niektórych przypadkach również EXC4) uzupełnionych lub zmodyfikowanych z uwzględnieniem specyficznych wymagań jądrowych, np. tolerancje oraz rodzaj i zakres badań nieniszczących (NDT).

Analiza zawartości CCLIN wykazuje, że do wytwarzania płaszcza metalowego, który w przypadku reaktora EPR składa się z części dolnej (rys. 3), środkowej (pierścień cylindryczny) (rys. 4) i górnej (kopuły) (rys. 5), należy stosować blachy przeznaczone do wykonania urządzeń ciśnieniowych wg normy EN 10028-2 (np. P265GH), a rury wg norm EN 10216-2 i EN 10217-1/A1. Jako podstawowy dokument kontroli wskazuje się Świadectwo jakości typu 3.1 wg EN 10204 [12], chociaż w niektórych przypadkach dopuszcza się dostawę blach, rur, kształtowników, kołków lub spoiw z Atestem typu 2.2. W niektórych przypadkach, a w szczególności spoiw, oprócz ww. dokumentów kontroli może być wymagane dostarczenie pełnych protokołów z badań, w tym badań dodatkowych. Dużą uwagę przywiązuje się do identyfikowalności każdej najdrobniejszej części wyrobu lub konstrukcji w trakcie całego procesu przetwarzania począwszy od dostawy materiałów podstawowych i spoiw, a skończywszy na etapie zamontowania gotowego elementu w miejscu przeznaczenia. Kwalifikowanie technologii spawania produkcyjnego i naprawczego powinno być wykonywane w oparciu o wymagania normy EN ISO 15614-1 „Specyfikacja i kwalifikowanie technologii spawania metali – Badanie technologii spawania – Część 1: Spawanie łukowe i gazowe stali oraz spawanie łukowe niklu i stopów niklu”. Zdecydowana większość złączy spawanych płaszcza metalowego obudowy powinna być poddana 100 % badaniom wizualnym (VT), 100 % penetracyjnym (PT) lub magnetyczno-proszkowym (MT) oraz 100 % radiograficznym (RT) lub ultradźwiękowym (UT). Drobne odstępstwa od ww. reguły są uzależnione od ustalonego poziomu jakości spoin: Level A, B lub C wg tablicy DCLIN 4500-2.



Rys. 3. Część dolna płaszcz metalowego obudowy reaktora EPR w elektrowni jądrowej Olkiluoto 3 [9]



Zdjęcie: Areva/TVO

Rys. 4. Jeden z pierścieni części cylindrycznej płaszcz metalowego obudowy reaktora EPR w elektrowni jądrowej Olkiluoto 3 [10]

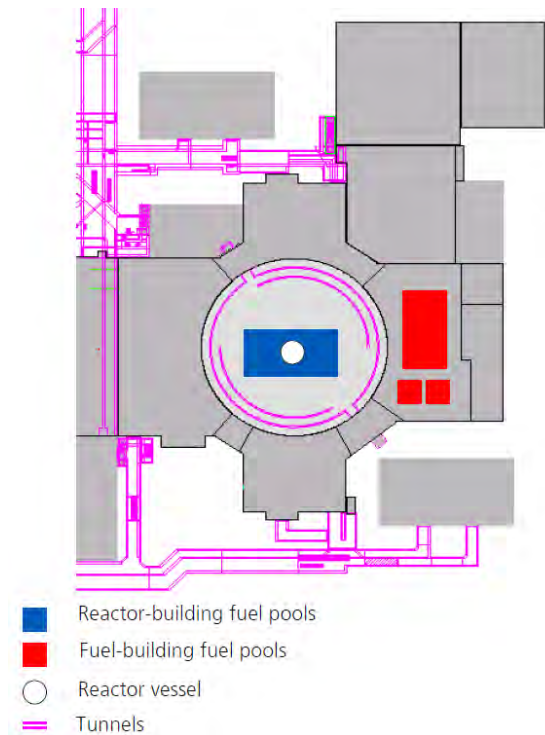


Rys. 5. Kopuła płaszcz metalowego obudowy reaktora EPR w elektrowni jądrowej Olkiluoto 3. Zdjęcie: Areva/TVO [11]

Na zakończenie należy nadmienić, że w przypadku elektrowni Olkiluoto 3, fragmenty części dolnej (2 szt.), poszczególne sekcje pierścieni cylindrycznych oraz kopuła płaszcz stalowego zostały wykonane w warunkach warsztatowych przez Energomontaż-Północ S.A. w Gdyni, dostarczone drogą morską do Finlandii, gdzie następnie na placu budowy zostały scalone i wykorzystane do budowy budynku reaktora EPR. Z kolei w przypadku elektrowni Flamanville 3 we Francji, spawanie kopuły płaszcz z prefabrykowanych blach przebiegało bezpośrednio na placu budowy.

2.2.2 Baseny i zbiorniki (CPLIN)

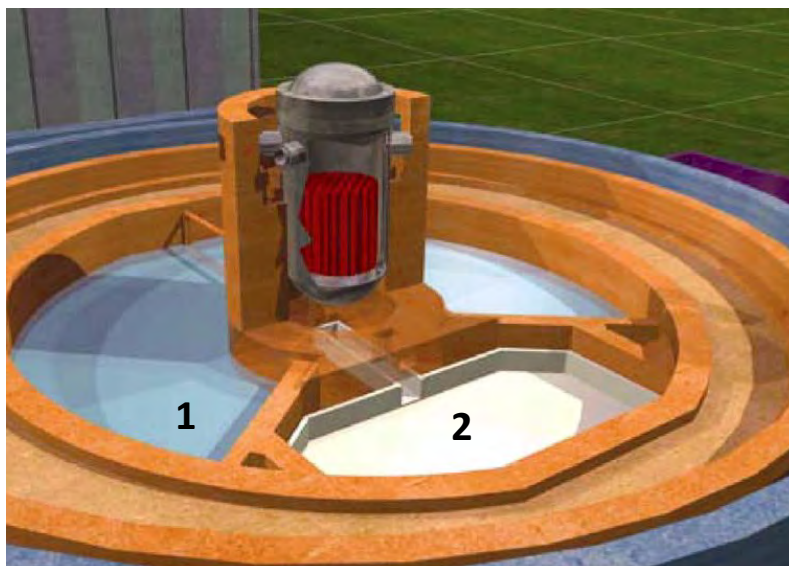
Jednymi z głównych basenów i zbiorników będących częścią konstrukcji wyspy jądrowej reaktora EPR są baseny wodne w budynku reaktorowym i paliwowym (rys. 6) przeznaczone do przemieszczania i przechowywania wypalonych prętów paliwowych, jak również wewnętrzny zbiornik wody zapasowej (In-Containment Refuelling Water Storage Tank – IRWST) będący częścią układu bezpieczeństwa reaktora (rys. 8). Ww. baseny i zbiorniki są strukturami żelbetowymi, których powierzchnia wewnętrzna jest pokryta szczelną wykładziną ze stali nierdzewnej (rys. 7 i 9).



Rys. 6. Usytuowanie paliwowych basenów wodnych w budynku reaktora (niebieski) oraz budynku paliwowym (czerwony) [13]



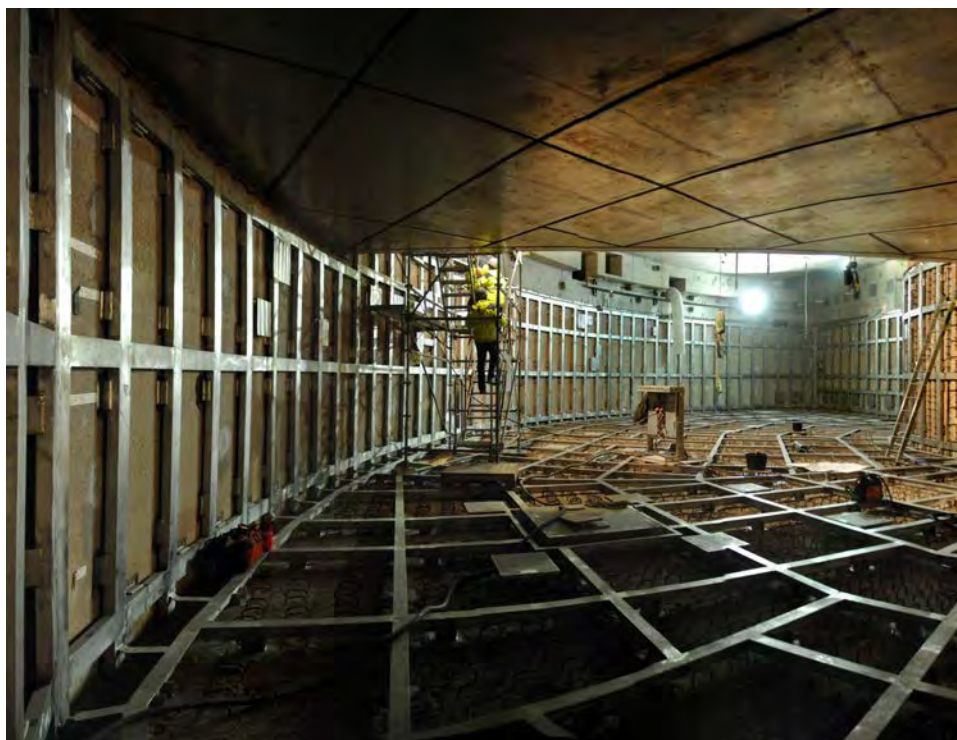
Rys. 7. Budynek paliwowy: basen do przechowywania prętów z wypalonym paliwem z poszyciem ze stali nierdzewnej. Zdjęcie: EDF/Flamanville 3 [14]



Rys. 8. Usytuowanie zbiornika wody zapasowej IRWST (1) oraz łapacza stopionego rdzenia reaktora (2) w budynku reaktora EPR [15]



Rys. 9. Wykładzina ze stali nierdzewnej wewnętrznego zbiornika wody zapasowej IRWST elektrowni Flamanville 3. Zdjęcie: EDF/Flamanville 3 [16]



Rys. 10. Układ mocowania wykładziny ze stali nierdzewnej wewnętrznego zbiornika wody zapasowej IRWST elektrowni Olkiluoto 3 [17]

W rozdziale CPLIN kodu RCC-CW przedstawiono wymagania dotyczące wytwarzania wodoszczelnych basenów i zbiorników, które obejmują:

- blachy wykładzinowe, które pokrywają struktury betonowe,
- układ kotwiący wykładzin,
- płyty kotwiące do mocowania urządzeń,
- drzwi i przejścia szczelinowe.

Zasadniczo ww. elementy metalowe powinny być przetwarzane w oparciu o wymagania normy EN 1090-2+A1 [8]. W przypadku wykładziny oraz układu jej kotwiczenia (rys. 10) należy również spełnić wymagania dodatkowe lub zmodyfikowane. W odniesieniu do basenów i zbiorników wodoszczelnych mają zastosowanie wymagania dotyczące wykonania konstrukcji co najmniej w klasie EXC3. Wszystkie materiały i produkty metalowe powinny być dostarczane ze Świadectwem jakości typu 3.1 wg EN 10204 [12], chyba że w ramach projektu ustalono inaczej, a wówczas może to być Atest typu 2.2.

W przypadku materiałów dodatkowych do spawania, skład chemiczny stopiwa powinien być potwierdzony przez Świadectwo jakości typu 3.1, a własności mechaniczne przez co najmniej Atest typu 2.2. Spełnienie przez spoiwa wymagań odpowiednich norm przedmiotowych nie jest jednak wystarczające. W rozdziale CPLIN 5500 są opisane szczegółowe wymagania dodatkowe, których spełnienie należy udowodnić poprzez dostarczenie odpowiednich protokołów z wynikami badań dodatkowych. Badania dopuszczeniowe (podstawowe i dodatkowe) spoiw powinny zostać przeprowadzone przez ich producenta lub wykonawcę basenów lub zbiorników.

Blachy oraz inne wyroby strukturalne w przypadku stali węglowych powinny być wybierane spośród stali niestopowych, a w przypadku stali nierdzewnych – spośród stali austenitycznych. Wybór należy dokonywać pomiędzy stalami ujętymi w normach przedstawionych w tabl. 1.

Tablica 1

Normy produktów ze stali węglowych i nierdzewnych [2]

Produkt	Stal nierdzewna	Stal węglowa
Blachy	EN 10028-7 EN 10088-2	EN 10025-1 / -2 EN 10028-1+A1 / - 2
Rury	EN 10216-5 EN 10217-7	EN 10216-1 / -2 EN 10217-1/A1 / -2/A1
Pręty i kształtowniki	EN 10088-3 EN 10263-5	EN 10025-1 / -2 EN 10028-1 / - 2

Wyroby ze stali nierdzewnych powinny być dostarczane w stanie po pasywacji, a zawartość kobaltu nie może przekraczać 0,20 %, chyba że dla niektórych zbiorników projekt nie wprowadza takich restrykcji.

W dalszej części rozdziału CPLIN opisano wymagania w zakresie przygotowania i montażu konstrukcji oraz ich spawania i kontroli jakości. W dziale dotyczącym spawania szczegółowo omówiono: rodzaje złączy spawanych, plan spawania, metody spawania i ich kwalifikowanie wg EN ISO 15614-1, warunki przeprowadzenia spawania, w tym kwalifikowanie warsztatów produkcyjnych oraz placu budowy, jak również szczegóły spawania i obróbki po spawaniu stali nierdzewnych (np. trawienie i pasywacja złączy wykładziny) i akceptowalne kryteria badań nieniszczących. Sporo uwagi poświęcono również procedurom kontrolnym

przed, w trakcie i po spawaniu (CPLIN 12400), w tym po spawaniu naprawczym, które w tym samym miejscu może być przeprowadzone nie więcej niż dwa razy. Kolejne naprawy mogą być przeprowadzone tylko po udokumentowaniu i wnikliwej analizie każdego konkretnego przypadku.

2.2.3 Konstrukcje stalowe (CSTLW)

Rozdział CSTLW kodu RCC-CW obejmuje wymagania dotyczące wszystkich innych konstrukcji stalowych, oprócz płaszcza stalowego oraz basenów i zbiorników. Opisano w nim m.in. wymagania w zakresie wykonywania podpór suwnicy obrotowej (rys. 11). Podobnie, jak w rozdziale CCLIN, wymagania są oparte o wymagania normy EN 1090-2+A1 uzupełnione lub zmodyfikowane z uwzględnieniem specyficznych wymagań jądrowych. W CSTLW opisano wymagania dotyczące dostawy blach (np. S235JR i typu S355 wg EN 10025-2), kształtowników oraz różnego rodzaju złączy i produktów galwanizowanych, jak również przetwarzania ww. wyrobów za pomocą cięcia, spawania lub scalania mechanicznego.



Rys. 11. Podpory suwnicy obrotowej budynku reaktora EPR we Flamanville 3.
Zdjęcie: EDF/Flamanville 3 [18]

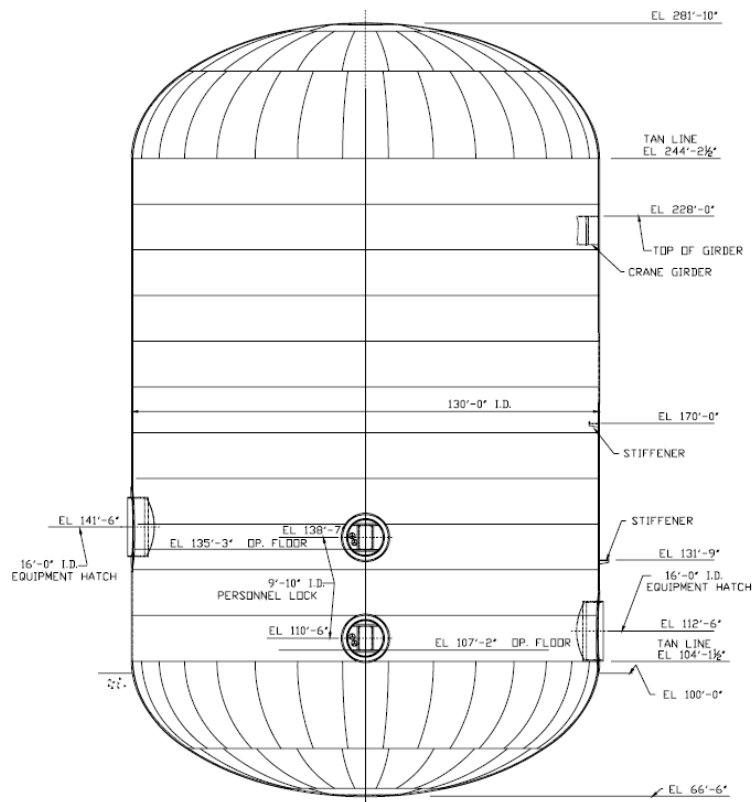
2.3 Wymagania wg ASME Section III oraz ANSI/AISC

Jak już wspomniano w pkt. 2.1 niniejszych wytycznych, w oparciu o wymagania kodu ASME są projektowane i wykonywane obudowy bezpieczeństwa zarówno reaktorów PWR, jak i BWR. Obudowy te różnią się między sobą konstrukcyjnie nie tylko z powodu różnic w technologii jądrowej, lecz również w związku z tym, że poszczególne reaktory i wyspy jądrowe są opracowywane i projektowane przez różnych dostawców. Różnice w konstrukcji obudowy bezpieczeństwa powodują, że do ich wykonania mają zastosowanie różne rozdziały ASME Section III. Przed ich wskazaniem i analizą zawartych w nich wymagań, celowym byłoby przedstawienie krótkiego opisu konstrukcji obudów bezpieczeństwa budynku reaktorowego AP1000 firmy Westinghouse i ABWR firmy GE Hitachi przede wszystkim z punktu widzenia stosowanych konstrukcji i elementów stalowych oraz procesów i sekwencji ich przetwarzania.

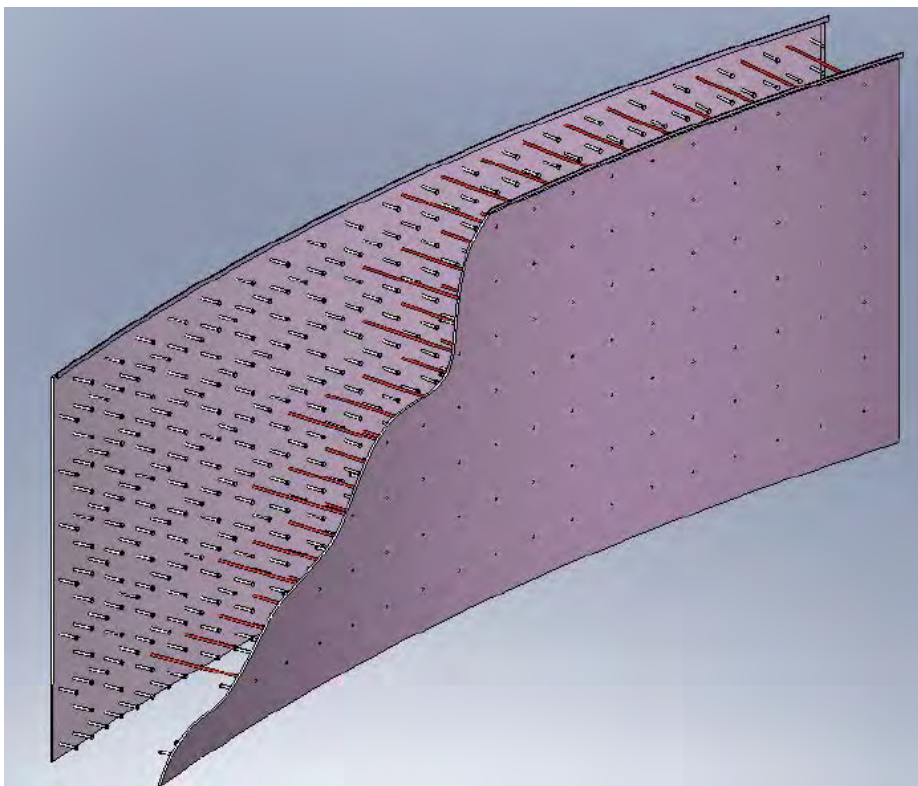
a) AP1000

W przypadku reaktora AP1000 (typ PWR) obudowa bezpieczeństwa składa się z wewnętrznego płaszcza stalowego (rys. 12) oraz panelowej zewnętrznej struktury stalowo-betonowej (rys. 13), którą do budowy budynku reaktora jądrowego zastosowano po raz pierwszy w Japonii w 1996 roku. Grubość blachy w dolnej części cylindrycznej wewnętrznego płaszcza stalowego obudowy reaktora AP1000 wynosi 1,875 cala (47,625 mm), a w pozostałej 1,75 cala (44,45 mm). Grubość blach tworzących części zamykające: dolną i górną (*containment vessel bottom and top heads*) wynosi 1,625 cala (41,275 mm). Odpowiednio uformowane blachy ze stali w gatunku ASME SA-738, Grade B są dostarczane na plac budowy, gdzie łączy się je za pomocą metod spawalniczych, głównie w sposób zmechanizowany, w celu powstania dennicy, pierścieni i kopuły (rys. 14).

Gotowe fragmenty płaszcza stalowego (*bottom head, rings and top head*) są po kolei łączone ze sobą za pomocą spawania podczas wznoszenia budynku reaktora. Montaż płaszcza zaczyna się od części dolnej (*bottom head*), którą ustawia się na specjalnej stalowej konstrukcji wsporczej (rys. 15 i 16). Kolejne pierścienie i kopuła są przyspawywane do części dolnej w miarę postępu prac montażowo-budowlanych.



Rys. 12. Wewnętrzny płaszcz stalowy reaktora AP1000 firmy Westinghouse [19]



Rys. 13. Struktura stalowa panelu wypełnianego betonem tworzącego pierścień zewnętrzny obudowy bezpieczeństwa reaktora AP1000 [20]



Zdjęcie: South Carolina Electric & Gas, May 2014

Rys. 14. Plac budowy elektrowni V. C. Summer (USA) z reaktorem AP1000. W dolnym lewym rogu znajduje się obszar, w którym są wykonywane poszczególne fragmenty płaszczu stalowego [21]

Elektrownia z reaktorem AP1000 jest budowana w sposób modułowy, który zakłada wykonanie i montaż modułów różnego typu (konstrukcyjne, mechaniczne i budowlane) i stopnia złożoności. Moduły konstrukcyjne, tworzące ściany i podłogi pomieszczeń i zbiorników wodnych zarówno wewnątrz, jak i na zewnątrz płaszczu obudowy reaktora, składają się głównie z blach, kształtowników i kołków stalowych, które po wykonaniu w warsztacie, a następnie scaleniu na placu budowy i zamontowaniu w miejscu przeznaczenia są w większości przypadków zalewane betonem. Ww. moduły cechują się różną wielkością, co powoduje, że w warunkach warsztatowych są wykonywane tylko mniejsze z nich lub poszczególne fragmenty modułów wielkogabarytowych, które następnie są scalane na placu budowy (rys. 17).



Zdjęcie: South Carolina Electric & Gas

Rys. 15. Moduł CR-10 do ustawienia dennicy płaszczu reaktora AP1000 na placu budowy elektrowni V. C. Summer Unit 2 [22]



Zdjęcie: South Carolina Electric & Gas

Rys. 16. Montaż części dolnej płaszczu reaktora AP1000 na placu budowy elektrowni V. C. Summer Unit 2 [23]



Zdjęcie: South Carolina Electric & Gas

Rys. 17. Montaż scalonego na placu budowy elektrowni V. C. Summer Unit 2 modułu CA-01 wewnątrz płaszczu reaktora AP1000 [24]

Z dokumentacji technicznej (AP1000 Design Control Document) firmy Westinghouse [19 i 20] wynika, że do wykonania płaszczu stalowego wraz z przepustami i śluzami dla przemieszczania urządzeń i personelu ma zastosowanie kod ASME Section III, Division 1 [3]. Z kolei panelowy zewnętrzny płaszcz bezpieczeństwa, konstrukcja wsporcza wewnętrznego płaszczu stalowego obudowy oraz stalowe moduły konstrukcyjne są wykonywane w oparciu o wymagania normy ANSI/AISC N690 [5].

b) ABWR

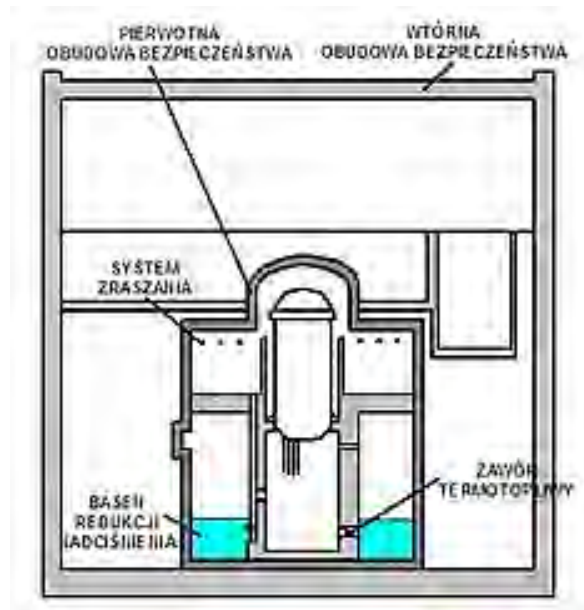
W przypadku reaktora ABWR firmy GE Hitachi (typ BWR) obudowa bezpieczeństwa składa się ze struktury żelbetowej oraz wewnętrznego płaszcza stalowego (rys. 18), podobnie, jak ma to miejsce w przypadku reaktora EPR firmy AREVA (typ PWR). Do wykonania płaszcza metalowego obudowy reaktora ABWR stosuje się stal nierdzewną i węglową (rys. 20). Ze stali nierdzewnej w gatunku ASME SA-240, Type 304L wykonuje się fragment dolny płaszcza, gdyż jest on w większym stopniu niż część górna narażony na oddziaływanie czynnika korozyjnego. Fragment górny wykonuje się natomiast ze stali węglowej w gatunku ASME SA-516 Gr. 70 o grubości 6,35 mm. Kopuła (*Drywell Head*) oraz fragment obudowy ze stali węglowej stanowiący część górnego modułu (*RCCV Top Slab*) ma grubość 31,8 mm. Do wykonania płyt kotwiących płaszcza (*liner anchors*) stosuje się normalizowane wysokowytrzymałe blachy niskostopowe ze stali w gatunku ASTM A-633, Grade C. Interesującym szczegółem wykonawczym jest to, że do 98 % prac spawalniczych płaszcza obudowy wykonywanych jest w sposób zmechanizowany.

Budowa elektrowni jądrowej z reaktorem ABWR przebiega w sposób modułowy, co powoduje, że w jednym module mogą znajdować się stalowe struktury konstrukcyjne, układy mechaniczne i struktury budowlane. Do najważniejszych modułów reaktora ABWR można zaliczyć (rys. 19÷21):

- RCCV center mat rebar module / base mat module (460 ton).
- RCCV liner plate module (dolny 630 ton oraz górny 170 ton).
- RPV pedestal module (410 ton).
- RCCV upper drywell internals module (650 ton).
- RCCV top slab composite module of rebar, liner and built-in piping (550 ton).

W związku z różną konstrukcją i klasą bezpieczeństwa poszczególne stalowe elementy konstrukcyjne budynku reaktora ABWR są wykonywane w oparciu o następujące kody i normy:

- ASME Section III, Division 2 – Liner, Diaphragm Floor
- ASME Section III, Division 1 MC – Drywell Head, Equipment Hatch, Personnel Airlock, Suppression Chamber (S/C) Hatch
- ANSI/AISC N690 – RPV Pedestal, Diaphragm Floor, Access Tunnel



Rys. 18. Obudowa bezpieczeństwa reaktora ABWR firmy GE Hitachi [25]



Rys. 19. Base Mat Module reaktora ABWR firmy GE Hitachi [26]



Rys. 20. Dolny pierścień cylindryczny płaszczu stalowego (RCCV Lower Liner Module) reaktora ABWR firmy GE Hitachi [27]



Rys. 21. Top Slab Module reaktora ABWR firmy GE Hitachi [26]

2.3.1 ASME Section III, Division 1 – Subsection NE

Subsection NE zawiera zasady i wymagania dotyczące materiałów, projektowania, produkcji, badań nieniszczących, kontroli, prób odbiorowych i przygotowywania raportów w odniesieniu do metalicznego płaszcza obudowy. Wymagania dotyczące wytwarzania przedstawione są w następujących rozdziałach:

- NE-1000 Introduction
- NE-2000 Material
 - NE-2100 General Requirements for Material
 - NE-2200 Material Test Coupons and Specimens for Ferritic Steel Material
 - NE-2210 Heat Treatment Requirements
 - NE-2220 Procedure for Obtaining Test Coupons and Specimens for Quenched and Tempered Material
 - NE-2300 Fracture Toughness Requirements for Material
 - NE-2310 Material to Be Impact Tested
 - NE-2320 Impact Test Procedures
 - NE-2330 Test Requirements and Acceptance Standards
 - NE-2340 Number of Impact Tests Required
 - NE-2350 Retests
 - NE-2360 Calibration of Instruments and Equipment
 - NE-2400 Welding Materials
 - NE-2410 General Requirements
 - NE-2420 Required Tests
 - NE-2430 Weld Metal Test
 - NE-2440 Storage and Handling of Welding Material
 - NE-2500 Examination and Repair of Pressure Retaining Material
 - NE-2600 Material Organizations' Quality System Programs
 - NE-2700 Dimensional Standards
- NE-4000 Fabrication and Installation
 - NE-4100 General Requirements
 - NE-4200 Forming, Fitting, and Aligning
 - NE-4300 Welding Qualifications

- NE-4400 Rules Governing Making, Examining, and Repairing Welds
- NE-4600 Heat Treatment
- NE-4700 Mechanical Joints and Penetration Assemblies
- NE-4800 Expansion Joints
- NE-5000 Examination
 - NE-5100 General Requirements for Examination of Vessels
 - NE-5200 Required Examination of Welds
 - NE-5300 Acceptance Standards
 - NE-5500 Qualifications and Certification of Nondestructive Examination Personnel
 - NE-5700 Examination Requirements for Expansion Joints
- NE-6000 Testing
 - NE-6100 General Requirements
 - NE-6200 Hydrostatic Tests
 - NE-6300 Pneumatic Tests
 - NE-6400 Pressure Test Gauges
 - NE-6700 Containment Penetration
- NE-8000 Nameplates, Stamping, and Reports

W powyższych rozdziałach opisano wymagania dotyczące: zakresu stosowania wymagań (NE-1000), stali i jej wyrobów oraz spoiw stosowanych do budowy płaszczu (NE-2000), całego procesu wytwarzania (NE-4000), badań nieniszczących (NE-5000) oraz prób odbiorowych (NE-6000). W rozdziale NE-8000 wskazano ponadto, że płaszcz obudowy powinien posiadać symbol „N”, natomiast części i akcesoria, które są jego częścią powinny być ostemplowane znakiem „NPT”.

Wymagania zawarte w ww. rozdziałach i podrozdziałach są bardzo szczegółowe. W celu zobrazowania stopnia tej szczegółowości, w powyższym zestawieniu tytułów rozdziałów przykładowo przedstawiono tytuły paragrafów podrozdziałów NE-2200, NE-2300 i NE-2400, w których w odniesieniu do stali i spoiw oprócz wymagań standardowych (skład chemiczny, własności wytrzymałościowe itd.), przedstawiono zakres prób dodatkowych, ich przebieg, kryteria oceny wyników badań, jak również wymagania sprzętowe i inne. W pozostałych podrozdziałach omówiono ponadto dopuszczalność i przebieg napraw materiałów podstawowych (NA-2500) oraz system zapewnienia jakości dostawcy (NE-2600). Tytułem

uzupełnienia należy także nadmienić, że materiały podstawowe powinny spełniać nie tylko wymagania zawarte w niniejszym rozdziale NE-2000, lecz również wymagania przedstawione w odpowiednich częściach i rozdziałach ASME Section II „Materials”. Z kolei spoiwa powinny spełniać wymagania zarówno ASME Section II, Part C – Specifications for Welding Rods, Electrodes, and Filler Metals, jak i ASME Section IX „Welding and Brazing Qualifications” wraz z wymaganiami dodatkowymi opisanymi w rozdziale NE-2400.

W rozdziale NE-4300 dotyczącym kwalifikowania technologii spawania wskazuje się, że procedura powinna zostać przeprowadzona według wymagań ASME Section IX „Welding and Brazing Qualifications” wraz z wymaganiami dodatkowymi opisanymi w ww. rozdziale NE-3000.

2.3.2 ASME Section III, Division 2

Division 2 został opracowany wspólnie przez American Concrete Institute (ACI) i ASME oraz zawiera m.in. wymagania w zakresie: materiałów, projektowania, wytwarzania, budowy, badań nieniszczących, badań odbiorowych, znakowania, przygotowywania raportów itd. podczas wykonywania żelbetowej obudowy bezpieczeństwa reaktora jądrowego z szczelnym płaszczem stalowym. Tego rodzaju obudowa składa się z:

- powłoki tworzonej przez strukturę betonową odporną na oddziaływanie ciśnienia oraz elementów powłoki,
- płaszcz metalowego („liner”),
- przepustów w płaszczu przechodzących przez powłokę betonową.

Wymagania dotyczące materiałów podstawowych oraz wytwarzania płaszcz metalowego obudowy bezpieczeństwa przedstawione są w następujących wybranych rozdziałach:

- CC-2500 Material for Liners
 - CC-2510 Permitted Material Specifications
 - CC-2520 Fracture Toughness Requirements for Materials
 - CC-2530 Examination and Repair of Liner Material
 - CC-2540 Material Identification

- CC-2600 Welding Material
 - CC-2610 Welding Material Requirements
 - CC-2620 Stud Welding Material
 - CC-2630 Identification of Welding Material
- CC-2800 Material Manufacturer's Quality System Programs
 - CC-2810 Documentation and Maintenance of Quality System Programs
- CC-4500 Fabrication of Liners
 - CC-4510 General Requirements
 - CC-4520 Forming, Fitting, and Aligning
 - CC-4530 Welding Qualification
 - CC-4540 Rules Governing Making, Examining, and Repairing Welds
 - CC-4550 Heat Treatment
 - CC-4560 Protection of Attachments
- CC-4600 Fabrication of Embedment Anchors
 - CC-4610 General Requirements
 - CC-4620 Forming, Fitting, and Aligning
 - CC-4630 Welding Qualification
 - CC-4640 Rules Governing Making, Examining, and Repairing Welds
 - CC-4650 Heat Treatment
 - CC-4660 Bolted Construction
- CC-5500 Examination of Welds
 - CC-5510 General
 - CC-5520 Required Examination of Welds
 - CC-5530 Examination Procedures
 - CC-5540 Acceptance Standards
- CC-6000 Structural Integrity Test of Concrete Containments

Jak wynika z ww. tytułów rozdziałów i podrozdziałów, opisano w nich wszystkie etapy wytwarzania płaszcza metalowego obudowy, począwszy od zalecanych materiałów podstawowych, kołków i spoiw wraz z towarzyszącymi im dokumentami kontroli, poprzez procesy wytwarzania i obróbki cieplnej (w tym kwalifikowania technologii spawalniczych), a skończywszy na badaniach nieniszczących złączy spawanych oraz próbach odbiorowych całej konstrukcji obudowy bezpieczeństwa. Nie wszystkie wymagania są opisane w pełnym zakresie,

gdyż niektóre z nich zostały już sformułowane w innej sekcji lub rozdziale kodu lub normie. Wówczas w tekście znajduje się przywołanie odpowiedniego dokumentu lub jego części, np. kwalifikowanie technologii spawania należy przeprowadzić według wymagań ASME Section IX „Welding and Brazing Qualifications” z uwzględnieniem wymagań dodatkowych zawartych w rozdziałach CC-4530 i CC-4630. Niemniej wszystkie istotne wymagania oraz wymagania dodatkowe są w ww. rozdziałach wymienione, a o ich szczegółowości świadczy poniższe zestawienie zawartości rozdziału CC-4530 dotyczącego kwalifikowania technologii spawalniczych:

CC-4530 Welding Qualifications

- CC-4531 General Requirements
 - CC-4531.1 Types of Processes Permitted
 - CC-4531.1.1 Capacitor Discharge Welding
 - CC-4531.1.2 Low Energy Capacitor Discharge Welding
- CC-4532 Welding Qualifications, Records, and Identifying Stamp
 - CC-4532.1 Required Qualifications
 - CC-4532.2 Maintenance and Certification of Records
 - CC-4532.2.1 Identification of Joints by Welder or Welding Operator
 - CC-4532.3 Welding Prior to Qualifications
 - CC-4532.4 Transferring Qualifications
- CC-4533 General Requirements for Welding Procedure Qualification Tests
 - CC-4533.1 Conformance to Section IX Requirements
 - CC-4533.2 Base Material to Be Employed
 - CC-4533.3 Heat Treatment of Qualification Welds for Ferritic Materials
 - CC-4533.4 Preparation of Test Coupons and Specimens
 - CC-4533.4.1 Coupons Representing the Weld Deposits
 - CC-4533.4.2 Coupons Representing the Heat Affected Zone
 - CC-4533.5 Impact Test Requirements
 - CC-4533.5.1 Impact Tests of Weld Metal
 - CC-4533.5.2 Impact Tests of Heat Affected Zone
 - CC-4533.6 Qualification Requirements for Build-Up Weld Deposits
- CC-4534 Continuing Performance Test for Stud Welding

O istotności i szczegółowości wymagań dodatkowych może świadczyć również fakt, iż opis dotyczący prób łamania uderowego (CC-4533.5 Impact Test Requirements) obejmuje prawie połowę zawartości rozdziału CC-4530, który w sumie liczy kilka stron.

2.3.3 ANSI/AISC N690

Wymagania normy ANSI/AISC N690 [5] dotyczą materiałów konstrukcyjnych, projektowania konstrukcji stalowych i ich stalowych elementów, jak również wytwarzania, w tym materiałów (NA3.), cięcia i spawania (rozdział NM.), jak również systemu zapewnienia jakości (rozdział NN.) w obszarze energetyki jądrowej i innych tego typu zastosowań. W zakresie wytwarzania w normie tej wskazano, iż wykonywanie konstrukcji spawanych powinno zasadniczo odbywać się zgodnie z wymaganiami norm AWS D1.1 [28] oraz AWS D1.6 [29].

Poniżej przedstawiono zawartość ww. rozdziałów normy ANSI/AISC N690:

- NA. General Provisions
 - NA1. Scope
 - NA2. Referenced Specifications, Codes and Standards
 - NA3. Materials
 - 1. Structural Steel Materials
 - 1a. ASTM Designations
 - 1b. Unidentified Steel
 - 1c. Rolled Heavy Shapes
 - 1d. Built-Up Heavy Shapes
 - 2. Steel Castings and Forgings
 - 3. Bolts, Washers and Nuts
 - 4. Anchor Rods and Threaded Rods
 - 5. Consumables for Welding
 - 6. Headed Stud Anchors
 - NA4. Structural Design Drawings And Specifications
 - NA5. Quality Assurance
- NM.
 - NM1. Shop and Erection Drawings
 - NM2. Fabrication

- 1. Cambering, Curving and Straightening
- 2. Thermal Cutting
- 3. Planing of Edges
- 4. Welded Construction
- 7. Dimensional Tolerances
- 9. Holes for Anchor Rods
- 12. Surface Condition
- 13. Bending
- 14. Commercial Grade Dedication
- 15. Identification of Steel
- NM3. Shop Painting
 - 4. Finished Surfaces
- NM4. Erection
 - 2. Stability and Connections
 - 7. Tolerances for Cranes
 - 7a. Tolerances for Cranes Column Base Lines
 - 7b. Tolerances for Cranes Runway Girdes
 - 7c. Tolerances for Cranes Rails
- NN. Quality Control and Quality Assurance
 - NN1. General Provisions
 - NN2. Fabricator and Erector Quality Assurance Program
 - NN3. Fabricator and Erector Documents
 - NN4. Inspection and Nondestructive Evaluation Personnel
 - NN5. Minimum Requirements for Inspection of Structural Steel Buildings and Structures
 - NN6. Minimum Requirements for Inspection of Composite Construction
 - NN7. Nonconforming Material and Workmanship

Z powyższego zestawienia tytułów rozdziałów i paragrafów normy ANSI/AISC N690 dotyczących wytwarzania, a w szczególności spawania, konstrukcji stalowych dla energetyki jądrowej wynika, że wymagania są podobne do tych ujętych w kodzie ASME Sect. III, ale ich zakres jest nieco węższy i mniej szczegółowy. Można nawet stwierdzić, że wymagania normy ANSI/AISC N690 są bardziej zbliżone do wymagań stosowanych podczas wytwarzania konstrukcji spawania ogólnego przeznaczenia.

3 Zestawienie tabelaryczne podstawowych wymagań zawartych w poszczególnych kodach i normach

Poniżej w formie tabelarycznej przedstawiono rozdziały lub paragrafy odpowiednich sekcji kodów AFCEN i ASME oraz normy ANSI/AISC N690, w których są zawarte wymagania dotyczące elementów metalowych obudowy bezpieczeństwa reaktora jądrowego oraz innych stalowych elementów konstrukcyjnych, w tym poszycia basenów wodnych, zbiorników, konstrukcji wsporczych, podpór suwnicy obrotowej, kombinowanych konstrukcji modułowych, przepustów, śluz, elementów kotwiących itd. Szczegółowo wymagania opisano w pkt. 2 niniejszych wytycznych.

Lp.	Obiekt i/lub działanie (syntetyczny opis)	RCC-CW 2015	ASME Sect. III		ANSI / AISC
1	Szczelne części metalowe obudowy, w tym płaszcz stalowy, przepusty i śluzy	CCLIN	Division 1 – NE MC	Division 2	-
1.1	Materiały i wyroby	5000	NE-2000	CC-2000	
1.1.1	Dokumenty kontroli i identyfikowalność	5100	NE-2150	CC-2540 CC-2630 CC-2740	
1.1.2	Blachy, rury i kształtowniki	5200	-	CC-2500	
1.1.3	Spoiva	5400	NE-2140 NE-2400	CC-2600	
1.1.4	Kołki	5500		CC-2700	
1.2	Wytwarzanie	6000 7000 8000	NE-4000	CC-4500 CC-4600	
1.2.1	Wykonanie płaszcz stalowego	-	NE-4000	CC-4500	
1.2.2	Wykonanie kotw osadzanych	-	-	CC-4600	
1.3	Przygotowanie	6000	NE-4200	CC-4520	
1.4	Spawanie	7000	-	-	
1.4.1	Wymagania ogólne	7100	NE-4100	CC-4510	
1.4.2	Kwalifikowanie spawania i personelu	7400	NE-4300	CC-4530 CC-4630	
1.4.3	Spawanie produkcyjne	7500	NE-4400	-	
1.4.4	Kryteria odbioru badań NDT	7600	NE-5300	CC-5520 CC-5540	
1.4.5	Obróbka cieplna	-	NE-4600	CC-4550 CC-4650	
1.5	Łączenie mechaniczne	8000	NE-4700	CC-4660	
1.6	Obróbka powierzchniowa	10000	-	-	

1.7	Tolerancje wymiarowe	11000	-	-	
1.8	Sprawdzenie, badanie i korekta	12000	NE-5000	CC-5500	
1.8.1	Sprawdzenie przed, w trakcie i po spawaniu	12100	-	-	
1.8.2	Sprawdzenie i badanie przygrzanych kołków	12200	-	-	
1.8.3	Sprawdzenie i badanie spawania prętów żebrowanych i płyt kotwiących	12300	-	-	
1.8.4	Badanie spawania produkcyjnego	12400		-	
1.9	Spawanie naprawcze	-	NE-4450	CC-4540 CC-4640	
2	Baseny i zbiorniki	CPLIN	-	-	N690
2.1	Materiały, wyroby i spoiwa	5000			NA3.
2.1.1	Dokumenty kontroli i identyfikowalność	5200			NM2/15
2.1.2	Konstrukcyjne wyroby stalowe	5300			NA3./1.
2.1.3	Odlawy stalowe	5400			NA3./2.
2.1.4	Spoiwa	5500			NA3./5.
2.1.5	Łączniki mechaniczne	5600			NA3./3.
2.1.6	Kołki	5700			NA3./4.
2.2	Przygotowanie i montaż, w tym magazynowanie, cięcie, kształtowanie itd.	6000			NM.
2.3	Spawanie	7000			NM2./4.
2.3.1	Wymagania ogólne	7100			
2.3.2	Plan spawania	7200			
2.3.3	Kwalifikowanie spawania i personelu	7400			
2.3.4	Przygotowanie i spawanie produkcyjne	7500			
2.3.5	Kryteria odbioru badań NDT	7600			
2.3.6	Spawanie stali nierdzewnych	7700			
2.4	Łączenie mechaniczne	8000			
2.5	Montaż	9000			NM.4
2.6	Obróbka powierzchniowa	10000			NM2/12
2.7	Tolerancje wymiarowe	11000			NM2./7.
2.8	Sprawdzenie, badanie i korekta	12000			NN.
2.8.1	Wyroby i komponenty	12200			
2.8.2	Wymiary powstających konstrukcji	12300			
2.8.3	Spawanie	12400			
2.8.4	Łączenie mechaniczne	12500			
2.8.5	Obróbka powierzchniowa i ochrona przed korozją	12600			
2.8.6	Montaż i badania odbiorowe	12700			

3	Konstrukcje stalowe, w tym wsporcze i modułowe	CSTLW	-	-	N690
3.1	Specyfikacja i dokumentacja	4000			
3.2	Materiały i wyroby	5000			NA3.
3.2.1	Dokumenty kontroli i identyfikowalność	5200			NM2/15
3.2.2	Produkty stalowe	5300			NA3./1.
3.2.3	Odlewy stalowe	5400			NA3./2.
3.2.4	Spoiwa	5500			NA3./5.
2.1.5	Łączniki mechaniczne	5600			NA3./3.
3.3	Przygotowanie i montaż, w tym magazynowanie, cięcie, kształtowanie itd.	6000			NM.
3.4	Spawanie	7000			NM2./4.
3.4.1	Wymagania ogólne	7100			
3.4.2	Plan spawania	7200			
3.4.3	Kwalifikowanie spawania i personelu	7400			
3.4.4	Przygotowanie i spawanie produkcyjne	7500			
3.4.5	Kryteria odbioru badań NDT	7600			
3.5	Łączenie mechaniczne	8000			
3.6	Montaż	9000			NM.4
3.7	Obróbka powierzchniowa	10000			NM2/12
3.8	Tolerancje wymiarowe	11000			NM2./7.
3.9	Sprawdzenie, badanie i korekta	12000			NN.
3.9.1	Spawanie	12100			
3.9.2	Prostowanie odkształceń spawalniczych	12200			
4	System zapewnienia jakości	GGENP: ISO 9001 GS-R-3	NQA-1	NQA-1	N690: NQA-1 + NN.

4 Podsumowanie

Z powyższej analizy konstrukcji metalowych obudowy bezpieczeństwa reaktorów jądrowych EPR firmy AREVA, AP1000 firmy Westinghouse oraz ABWR firmy GE Hitachi, jak również zestawienia wymagań kodów AFCEN i ASME dotyczących ich wykonania wynika, że w przypadku kodu AFCEN RCC-CW zdecydowana większość wymagań jest zbieżna z wymaganiami normy europejskiej EN 1090-2+A1 dla wytwarzania konstrukcji co najmniej w klasie EXC3 uzupełnionych lub zmodyfikowanych z uwzględnieniem specyficznych wymagań jądrowych. Skutkuje to tym, że praktycznie wszystkie elementy składowe procesu wytwarzania obudowy metalicznej, w tym materiały podstawowe i spoiwa, kwalifikowanie technologii spawalniczych, badania NDT oraz kwalifikacje personelu są oparte na wymaganiach norm europejskich typu EN lub EN ISO.

W przypadku kodu ASME podczas budowy obudowy metalowej i konstrukcji wsporczych mają zastosowanie wymagania zawarte w odpowiednich rozdziałach sekcji ASME Section III, Division 1 – Subsection NE (w przypadku płaszcza metalowego) lub ASME Section III, Division 2 (w przypadku obudowy żelbetowej z szczelnym płaszczem metalowym) oraz normach w nich przywołanych typu ASTM, AWS, ANSI/AISC, ACI i inn.

Należy podkreślić, że niezależnie od używanego kodu do wykonania elementów metalowych obudowy reaktora jądrowego, w większości przypadków są zalecane powszechnie znane i szeroko stosowane stale węglowe normalizowane lub na urządzenia ciśnieniowe w postaci blach, rur, prętów, kołków i kształtowników, z których przetwarzaniem (cięciem, gięciem, spawaniem) krajowe firmy z branży metalowej powinny bez trudu sobie poradzić. Podstawowym zadaniem do rozwiązania wydaje się być posiadanie: certyfikowanego systemu zapewnienia jakości uwzględniającego specyficzne wymagania jądrowe, sprawdzonych i uznanych technologii produkcyjnych (przede wszystkim spawalniczych), personelu o potwierdzonych kwalifikacjach, jak również udowodnienie, że firma posiada doświadczenie w wykonaniu konstrukcji dla obiektów jądrowych lub konstrukcji o podobnej skali odpowiedzialności i złożoności oraz jest w stanie zapewnić terminowość wykonania zleceń.

5 Piśmiennictwo

1. ASME B&PV, Section III „Rules for construction of nuclear facility components”. American Society of Mechanical Engineers, New York.
2. AFCEN RCC-CW „Rules for Design and Construction of PWR Nuclear Civil Works”. 2015 Edition.
3. ASME B&PVC, Section III, Division 1 – Subsection NE „Class MC Components”.
4. ASME B&PVC, Section III, Division 2 „Code for Concrete Containments”.
5. ANSI/AISC N690 „Specification for Safety-Related Steel Structures for Nuclear Facilities”.
6. Wiegner Z. OL3 EPR progress by photos 2005-2010. Konferencja naukowo-techniczna Mądralin-2011, 13-14.01.2011.
7. Moucquot-Laiho V. Olkilouto 3 Project. AREVA Suppliers` Day, Warszawa, 4.10.2011.
8. PN-EN 1090-2+A1:2012 „Wykonanie konstrukcji stalowych i aluminiowych – Część 2: Wymagania techniczne dotyczące konstrukcji stalowych”.
9. <https://nuclear2004.wordpress.com/2010/01/12/olkiluoto-3-reaktor-gen-iii-pertama/>
10. <http://www.bng.bilfinger.com/en/nuclear-technologies/nuclear-technologies/components-for-nuclear-power-plants/containment-liner/>
11. http://www.world-nuclear-news.org/NN-Olkiluoto_pipe_welding_deficient_says_regulator-1610095.html
12. PN-EN 10204:2006 „Wyroby metalowe – Rodzaje dokumentów kontroli”.
13. Grand Angle Express. EDF Newsletter. 28 June 2010.
14. News Flamanville 3 EPR. EDF, September 2013.
15. Twilley R. C. EPR development - An evolutionary design process. Nuclear News, April 2004.
16. News Flamanville 3 EPR. EDF, November 2011.
17. <http://www.bng.bilfinger.com/en/nuclear-technologies/nuclear-technologies/components-for-nuclear-power-plants/stainless-steel-pool-liners/>
18. News Flamanville 3 EPR. EDF, December 2012.

19. Westinghouse AP1000 Design Control Document Rev. 19 - Tier 2 Chapter 3 - Design of Structures, Components, Equip. & Systems - 3.8 Design of Category I Structures.
20. Westinghouse AP1000 Design Control Document Rev. 19 - Tier 2 Chapter 3 - Design of Structures, Components, Equip. & Systems - Appendix 3H Auxiliary and Shield Building Critical Sections.
21. <http://www.world-nuclear-news.org/NN-Cost-of-Summer-AP1000s-increases-0310144.html>
22. <https://www.flickr.com/photos/scegnews/8635421750>
23. <https://www.flickr.com/photos/scegnews/8968981331>
24. <http://www.world-nuclear-news.org/NN-Landmark-module-installation-at-VC-Summer-2407157.html>
25. Składzień J. Problemy bezpieczeństwa energetyki jądrowej i perspektywy jej rozwoju w Polsce. Ekoatom, 2014, nr 12, s. 31-45.
26. http://www.hitachi-hgne.co.jp/en/business/plant_construction/time/module/index.html
27. <http://www.hitachi-hgne.co.jp/en/business/abwr/domestic/simane3/index.html>
28. AWS D1.1 „Structural Welding Code – Steel”.
29. AWS D1.6 „Structural Welding Code – Stainless Steel”.
