

Postęp w dziedzinie bezpieczeństwa reaktorów jądrowych

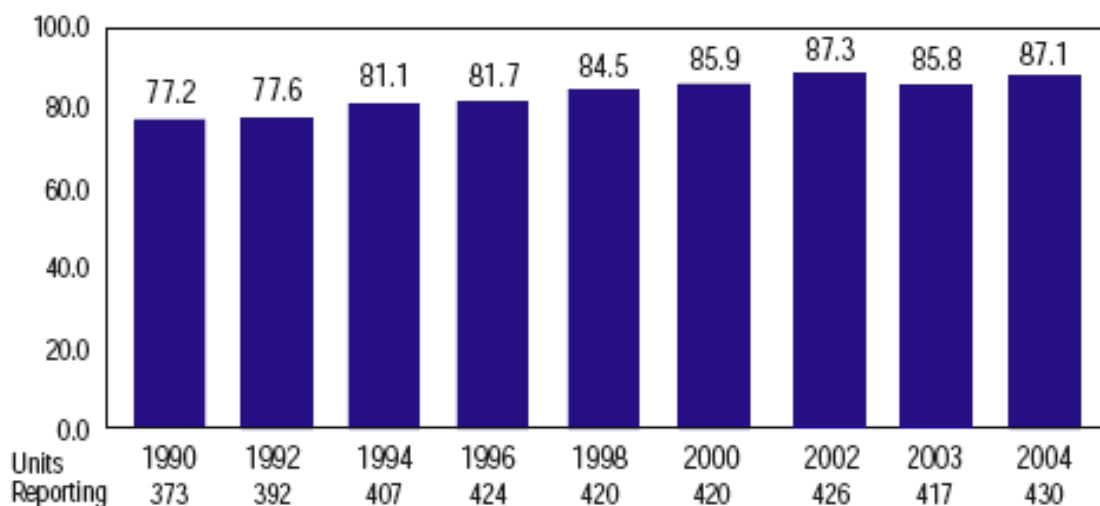
S. Michael Modro, Michael W. Jankowski
Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej
Wagramer Strasse 5, P.O. Box 100
A-1400 Wiedeń, Austria

WSTĘP

W dniu 8 grudnia 1953 roku prezydent Stanów Zjednoczonych Dwight D. Eisenhower wygłosił przed Zgromadzeniem Ogólnym Organizacji Narodów Zjednoczonych przemówienie „Atom dla pokoju”. Przemówienie to wywołało na całym świecie zmiany, które doprowadziły do rozwoju energetyki jądrowej oraz do ustanowienia Międzynarodowej Agencji Energii Atomowej (MAEA). Dziś, ponad pięćdziesiąt dwa lata po tym przemówieniu, w skali całego świata działają 443 reaktory jądrowe o całkowitej mocy zainstalowanej równej 369 GWe. Cywilna energetyka jądrowa to ponad 12 000 reaktoro-lat doświadczeń i zaspokajanie 16% globalnych potrzeb w 30 państwach. Elektrownie te działają bezpiecznie i niezawodnie, dostarczając energię elektryczną po konkurencyjnych kosztach. Chociaż obiekty te mają imponującą historię bezpiecznej pracy, to wysokiego poziomu bezpieczeństwa nie można traktować jako oczywistości ani jako coś stałego; poziom ten podlega ustawicznym zmianom na skutek czynników takich jak: starzenie się urządzeń i elementów, wykorzystanie doświadczeń eksploatacyjnych, czynniki organizacyjne, wiedza techniczna i naukowa, a także coraz lepsze zrozumienie zagrożeń powodowanych przez elektrownie oraz dotyczących elektrowni, a pochodzących z różnych źródeł wewnętrznych i zewnętrznych. Wszystkie te czynniki przyczyniają się do nieustannych wyzwań, jakim musi sprostać bezpieczna eksploatacja. Czynniki te muszą być rozpoznawane przez użytkowników obiektów i urzędy dozoru jądrowego oraz uwzględniane w zarządzaniu bezpieczeństwem obiektu i w utrzymywaniu kultury bezpieczeństwa. Kompleksowe omówienie aktualnego stanu bezpieczeństwa energetycznych reaktorów jądrowych w jednym referacie jest niemożliwe. Zatem tutaj skupiamy się jedynie na pewnych kluczowych zagadnieniach i wyzwaniach z punktu widzenia bieżących doświadczeń eksploatacyjnych, a także na zasadach bezpieczeństwa stanowiących podstawę nowej generacji reaktorów jądrowych.

AKTUALNE ZAGADNIENIA BEZPIECZEŃSTWA

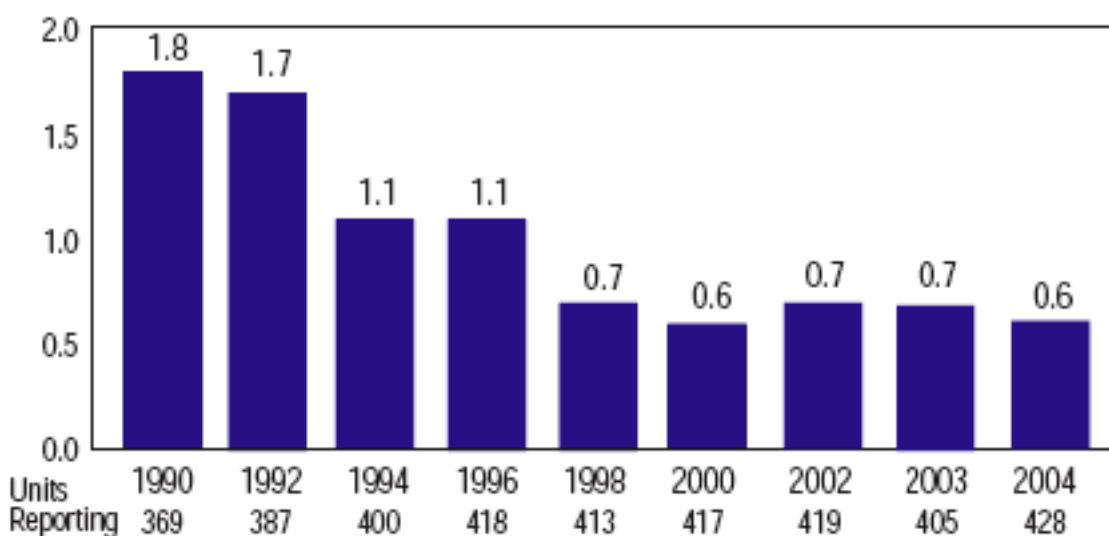
Bezpieczeństwo i niezawodność elektrowni jądrowych można wykazać rozważając niektóre wskaźniki opisujące ich funkcjonowanie. Na przykład współczynnik dyspozycyjności bloku, określony jako procent maksymalnej ilości energii jaką elektrownia może dostarczać do sieci elektroenergetycznej, ograniczany jedynie przez czynniki pozostające pod kontrolą kierownictwa obiektu. Wysoka wartość tego współczynnika wskazuje na stosowanie w elektrowni efektywnych programów i praktyk służących do minimalizowania nieplanowanych strat energii i do optymalizacji planowych wyłączeń. Inaczej mówiąc, dla osiągnięcia wysokiej wartości współczynnika dyspozycyjności bloku elektrownia musi być eksploatowana w sposób bezpieczny i niezawodny. Obecnie średnie światowe wartości tego współczynnika są bliskie 90%. Na rys.1 przedstawiono współczynniki dyspozycyjności bloków w okresie od 1990 do 2004 roku, a do 2002 roku widać systematyczny jego wzrost.



Rysunek 1. Współczynnik dyspozycyjności bloku (wg WANO)

Należy również zauważyć, że od 1990 do 2004 roku moc zainstalowana w elektrowniach jądrowych na świecie zwiększyła się o 39 GWe (12% za sprawą zarówno uruchamiania nowych elektrowni jak i modernizacji niektórych już istniejących), a produkcja energii elektrycznej wzrosła o 718 TWh (38%). Na wzrost ten złożyły się następujące przyczynki względne: budowa nowych obiektów - 36%, modernizacje - 7% i zwiększenie dyspozycyjności - 57%. Ten niesłychany wzrost dyspozycyjności świadczy o dojrzałości i bezpieczeństwie systemów energetyki jądrowej.

Innym wskaźnikiem pracy elektrowni, ilustrującym bezpieczeństwo i niezawodność obiektu, jest liczba nieplanowanych automatycznych wyłączeń awaryjnych reaktora. Na rys.2 widać, że od roku 1990 również ten wskaźnik uległ znaczącej poprawie. Jednak, podobnie jak w przypadku każdej złożonej technologii, droga do osiągnięcia dojrzałości nie była łatwa, zwłaszcza w odniesieniu do bezpieczeństwa i ekonomii. Cieniem na doskonałych skądinąd wynikach w zakresie bezpieczeństwa położyły się dwie istotne awarie: w Three Mile Island (TMI) i w Czarnobylu. Obie awarie wywarły znaczący wpływ na opinię publiczną, licencjonowanie i rozwój technologii bezpieczeństwa reaktorowego.



Rysunek 2. Nieplanowane automatyczne awaryjne wyłączenia reaktora w przeliczeniu na 7000 godzin krytyczności (wg WANO)

W dniu 28 marca 1979 roku, na skutek awarii w bloku nr 2 elektrowni Three Mile Island w Pensylwanii (USA) doszło do stopienia około połowy rdzenia reaktora. Sytuacja kryzysowa zakończyła się bez spowodowania dużego uwolnienia substancji promieniotwórczych czy konieczności zarządzenia powszechnej ewakuacji, ale wykazała, że niezbędne jest nowe podejście do kwestii wymagań dozoru jądrowego. W następstwie awarii urzędy dozoru zaczęły kłaść znacznie większy nacisk na szkolenie operatorów i „czynniki ludzkie” w działaniu obiektu, na poważne awarie do których może dojść na skutek niewielkich usterek urządzeń (jak w przypadku TMI), na planowanie kryzysowe, na historię eksploatacji obiektu oraz na inne drobniejsze sprawy.

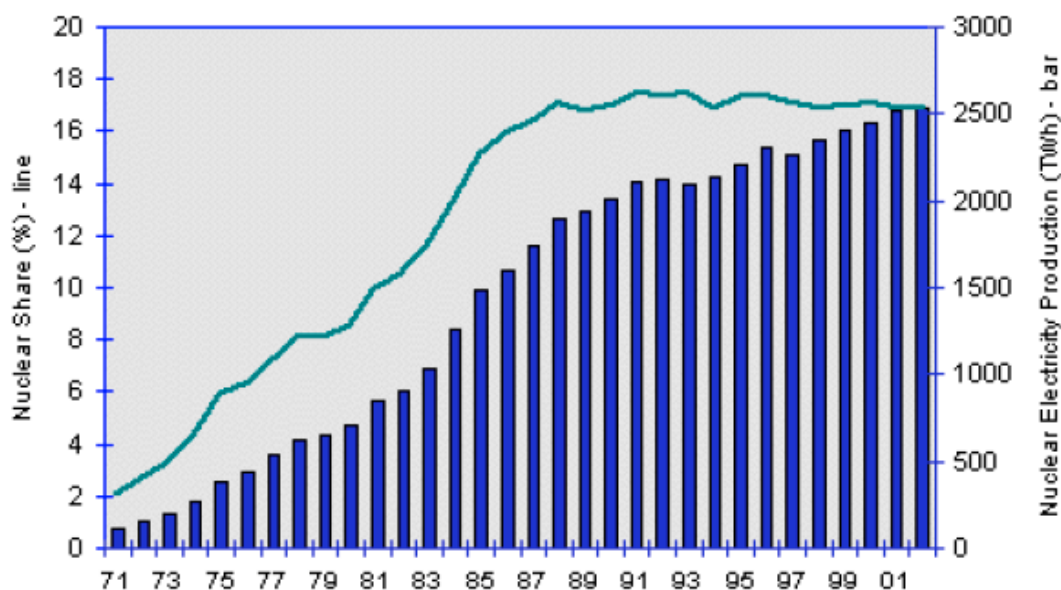
Awaria w elektrowni Three Mile Island miała duży wpływ na opinię publiczną w odniesieniu do bezpieczeństwa elektrowni jądrowych, mimo że nie spowodowała żadnych skutków dla społeczeństwa. Z drugiej strony - wnioski wyciągnięte z awarii w TMI doprowadziły do dużych ulepszeń w zakresie projektowania oraz powiązań na styku człowiek-maszyna, w szczególności dzięki lepszemu szkoleniu operatorów. Z tego punktu widzenia skutki awarii w TMI można uznać za korzystne dla bezpieczeństwa jądrowego.

W dniu 26 kwietnia 1986 roku doszło do dużej awarii w elektrowni jądrowej w Czarnobylu na Ukrainie, w byłym Związku Radzieckim [1]. Awaria była skutkiem nieprawidłowości projektowych w reaktorze eksploatowanym przez niewystarczająco przeszkolony personel i bez właściwego poszanowania bezpieczeństwa. Awaria spowodowała zniszczenie reaktora i uwolnienie do środowiska ogromnej ilości substancji promieniotwórczych. Awarię zapoczątkował test turbiny/generatora przy niskim poziomie mocy. Podobne testy prowadzono w Czarnobylu i innych reaktorach typu RBMK już wcześniej, chociaż wiadano, że reaktory te przy małej mocy są niestabilne. Test zapoczątkowało kilka czynności operatora, w tym odłączenie układów automatycznego wyłączania reaktora. W miarę zmniejszania wydatku wody chłodzącej moc reaktora rosła. Gdy operator zdecydował się na wyłączenie reaktora w warunkach niestabilności wynikającej z wcześniejszych błędów, szczególna cecha projektowa tego reaktora spowodowała gwałtowny wzrost jego mocy. Spowodował on pękanie elementów paliwowych, a ciśnienie będące skutkiem odparowania wody rozerwało kanały paliwowe, a para uniosła pokrywę zbiornika reaktora, uwalniając produkty rozszczepienia do atmosfery. Drugi wybuch wyrzucił z rdzenia reaktora fragmenty płonącego paliwa i grafitu i umożliwił wdarcie się powietrza, co spowodowało zapalenie się moderatora grafitowego.

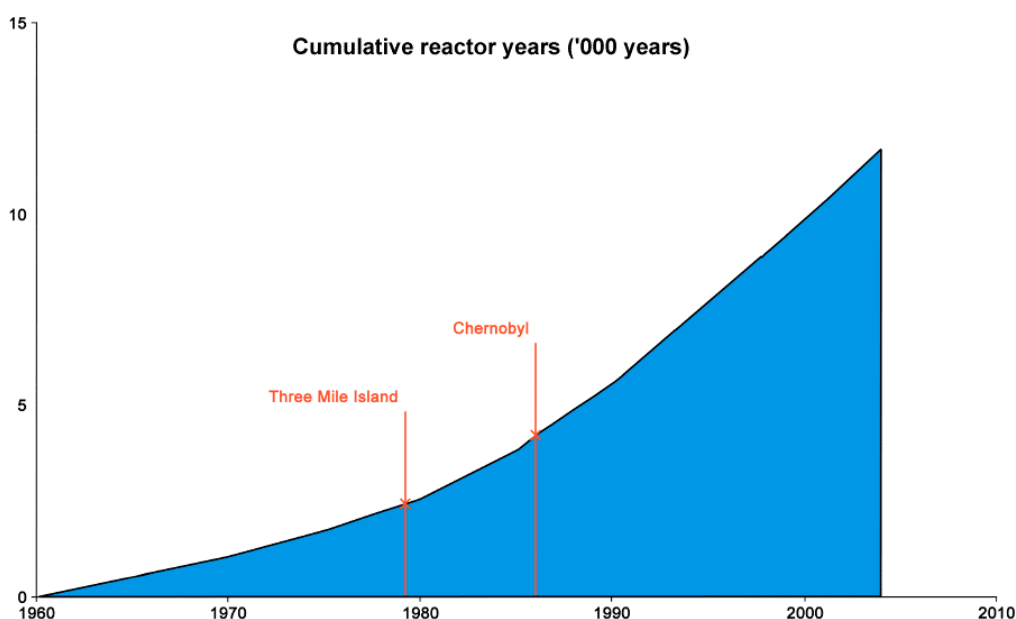
Awaria spowodowała zniszczenie bloku nr 4 elektrowni w Czarnobylu oraz śmierć 30 osób, w tym – 28 na skutek narażenia na promieniowanie. Kolejne 209 osób przebywających na terenie elektrowni i uczestniczących w usuwaniu awarii poddano leczeniu w związku z ostrymi skutkami popromiennymi, z czego 134 przypadków potwierdzono (jak się wydaje, wszystkie te osoby wyzdrowiały). Jednak 19 z tych osób zmarło później na skutek przyczyn, które można było przypisać awarii. Żadna z osób spoza terenu elektrowni nie ucierpiała z powodu ostrych skutków popromiennych. Jednak doszło do skażenia (w różnym stopniu) dużych obszarów Białorusi, Ukrainy i Rosji, a także innych krajów. Katastrofa w Czarnobylu była zdarzeniem jedynym w swoim rodzaju i jedyną awarią w historii przemysłowej energetyki jądrowej, w której doszło do zgonów związanych z promieniowaniem. Na skutek tej awarii w większości państw zmieniono i zaktualizowano przepisy dotyczące poważnych awarii, szkolenia i planowania kryzysowego.

Obie awarie wywarły silny wpływ na dalszy rozwój energetyki jądrowej. Ilustruje to rys.3, na którym pokazano ilość energii elektrycznej wytwarzanej w elektrowniach jądrowych oraz udział energetyki jądrowej w całkowitej produkcji energii elektrycznej w okresie od wczesnych lat 1970. do 2002 roku. Pomimo opisanych zdarzeń całkowita ilość elektryczności wytwarzanej w elektrowniach jądrowych ciągle rosła (rys.4), głównie dzięki czynnikom

wymienionym wyżej. Wykorzystanie energetyki jądrowej na świecie wzrosło, ale wzrost ten nie był tak szybki, jak uprzednio przewidywano. W niektórych państwach programy energetyki jądrowej były kontynuowane, w kilku innych zostały całkowicie wstrzymane, zaś nowe moce produkcyjne, w razie potrzeby, instalowano przede wszystkim w elektrowniach na paliwa kopalne.



Rysunek 3. Produkcja energii elektrycznej w elektrowniach jądrowych i udział sektora jądrowego w całkowitej produkcji elektryczności (wg WNA).



Rysunek 4. Skumulowany czas eksploatacji energetyki jądrowej w latach.

Jak powiedziano wyżej, wszystkie wskaźniki opisujące funkcjonowanie elektrowni jądrowych pokazują, że elektrownie te stają się coraz bezpieczniejsze, chociaż w ostatnim czasie wskaźniki te utrzymują się na stałym poziomie. Udoskonalenia te można przypisać zwiększonej uwadze, jaką kierownictwo obiektów poświęca eksploatacji, konserwacji i szkoleniom, a także bardziej zaawansowanym technikom diagnostycznym i modernizacjom wyposażenia. Osiągnięcia energetyki jądrowej w zakresie bezpieczeństwa i eksploatacji można generalnie ocenić jako doskonałe. Jednak, jak zauważa Międzynarodowa Grupa Doradcza ds. Bezpieczeństwa Jądrowego (INSAG, International Nuclear Safety Advisory

Group), istnieją również wyzwania, którymi koniecznie trzeba się zająć [2]. W szczególności w elektrowniach jądrowych na całym świecie dochodzi do zdarzeń istotnych, dzieje się tak również w państwach o rozległych doświadczeniach eksploatacyjnych i z silną infrastrukturą dozоровą.

Zdarzenia te, które nie doprowadziły do żadnych znaczących uwolnień substancji promieniotwórczych poza teren elektrowni, pokazują, że sprawy bezpieczeństwa muszą być wbudowane w praktykę kultury technicznej użytkowników obiektów i inspektorów jądrowych jako zobowiązanie, o którym koniecznie trzeba nieustannie pamiętać.

Eksploatacja liczona w tysiącach reaktorów-lat dostarcza doświadczeń i spostrzeżeń, które wraz z wynikami programów badawczych w zakresie bezpieczeństwa uwzględniono przepisach, procedurach eksploatacyjnych, szkoleniach, systemach zapewnienia jakości, planowaniu kryzysowych i regulacjach prawnych. Doprowadziło to do zwiększenia bezpieczeństwa operacyjnego, co jest oczywiste w świetle publikowanych wskaźników opisujących pracę obiektów. Z drugiej strony - doświadczenia eksploatacyjne i nowe informacje prowadzą do pojawienia się nowych zagadnień bezpieczeństwa i pytań dotyczących modernizacji zwiększających bezpieczeństwo [3].

Na przykład na podstawie doświadczeń państw należących do Organizacji Współpracy Gospodarczej i Rozwoju (OECD) rozważmy następujące aktualne zagadnienia dotyczące bezpieczeństwa reaktorów lekkowodnych (LWR), tzn. wodnych reaktorów ciśnieniowych typu PWR i WWER (rosyjskich) oraz reaktorów wrzących typu BWR:

- scenariusze podstawowych awarii projektowych,
- zagrożenie poważnych awarii (integralność zbiornika reaktora, powstawanie wodoru, integralność obudowy bezpieczeństwa, postępowanie w razie awarii),
- całkowita utrata zasilania elektrycznego obiektu,
- wysoki stopień wypalenia paliwa,
- modernizacje zwiększające moc obiektu,
- zatykanie krętek odpływowych awaryjnego układu chłodzenia rdzenia,
- zmniejszenie się stężenia kwasu borowego.

Zagadnieniami tymi zajmują się krajowe urzędy dozoru jądrowego i zalecenia są wdrażane, precyzowane lub prowadzone są badania dodatkowe. Zagadnienia te, jako wspólne dla wszystkich reaktorów typu LWR, są również rozpatrywane podczas konsultacji roboczych i spotkań, których celem jest dzielenie się wiedzą i działanie na rzecz zwiększania wydajności, efektywności i spójności wprowadzanych rozwiązań.

W ciągu ostatnich 40 lat urzędy dozoru jądrowego często żądały przeprowadzenia modernizacji zwiększających bezpieczeństwo, przede wszystkim z następujących przyczyn:

- utrzymanie wymaganego poziomu bezpieczeństwa obiektu lub obiektów,
- zapewnienie przestrzegania istniejących przepisów,
- wprowadzenie istotnych ulepszeń w zakresie bezpieczeństwa w sytuacji, gdy na podstawie nowych informacji lub analiz wykazano, że ulepszenia takie są konieczne i praktycznie możliwe do wprowadzenia.

Wielu użytkowników elektrowni przyjęło politykę ustawicznego doskonalenia, obejmującą inicjowane przez użytkownika modernizacje zwiększające bezpieczeństwo. Uważa się, że duża liczba takich modernizacji przeprowadzonych w minionych latach (a także większa uwaga poświęcana sprawom bezpieczeństwa przez użytkowników obiektów) znacząco przyczyniła się w tym okresie do poprawy wskaźników w zakresie bezpieczeństwa w obiektach należących do krajów OECD. Jednak zarówno użytkownicy jak i dozór jądrowy nie mogą pozwolić na to, by te lepsze wyniki w zakresie bezpieczeństwa doprowadziły do

samozadowolenia w przekonaniu, że wszelkie problemy w dziedzinie bezpieczeństwa zostały już rozwiązane, a więc można się skoncentrować na innych sprawach. Urząd dozoru jądrowego musi nieprzerwanie poszukiwać w elektrowniach jądrowych problemów dotyczących bezpieczeństwa. Użytkownicy obiektów muszą uznać, że są odpowiedzialni za bezpieczną eksploatację swych elektrowni, a to obejmuje odpowiedzialność za rozpatrywanie modernizacji zwiększających bezpieczeństwo w razie pojawienia się nowych idei w zakresie bezpieczeństwa. Również, operatorzy muszą zdawać sobie sprawę, że elektrownie jądrowe wymagają stały inwestycji w szkolenie i urządzenia.

Innym ważnym czynnikiem, przyczyniającym się do utrzymania wysokiego poziomu bezpieczeństwa i rozwiązywania pojawiających się problemów z bezpieczeństwem są, prowadzone w odpowiednim czasie, prace badawcze. Jednak wobec istnienia presji ekonomicznej, w warunkach malejących funduszy rządowych, coraz ważniejszą rolę będzie odgrywać współpraca pomiędzy dozorem jądrowym i przemysłem [4]. Będzie to wymagać inwestycji w obiekty doświadczalne i laboratoryjne, a także utrzymywania personelu o wysokich kwalifikacjach technicznych.

Innym wyzwaniem związanym z dynamicznym charakterem bezpieczeństwa są sytuacje – stanowiące szczególne wyzwanie dla dozorów – pojawiania się problemów, co do których brak informacji, albo które są związane z dużymi niepewnościami lub występuje presja czasu w ich rozwiązaniu. Cechą charakterystyczną tych sytuacji jest to, że przy podejmowaniu odpowiedniej decyzji odwołanie się do szczegółowej analizy bezpieczeństwa może się okazać niemożliwe. Właśnie z tego powodu sytuacje te są tak trudne [5]. Ponadto szczególnym wyzwaniem dla urzędu dozoru jest kwestia sposobu oceny w obiekcie takich warunków, które mogą nie podlegać konkretnym przepisom, np. problemów związanych z kulturą bezpieczeństwa. Obecnie oczywiste jest, że te problemy mogą doprowadzić do zagrożeń bezpieczeństwa, a urząd dozoru musi być przygotowany do ich rozpoznawania i zajęcia się nimi.

Wyzwania i zagadnienia omówione wyżej stanowią raczej przykłady problemów niż ich wyczerpującą listę. Wiele z tych problemów uwzględniono w reaktorach nowej generacji, które są obecnie budowane w Azji i Finlandii, a które w ciągu najbliższego dziesięciolecia powstaną również gdzie indziej. Zatem w następnym rozdziale zajmiemy się zasadami bezpieczeństwa, które stanowią fundament bezpieczeństwa wszystkich reaktorów nowszych generacji.

NORMY BEZPIECZEŃSTWA MAEA

Awaria w Czarnobylu w 1986 roku, a także późniejsze ataki terrorystyczne w USA we wrześniu 2001 roku, doprowadziły do przyspieszenia współpracy międzynarodowej w zakresie bezpieczeństwa jądrowego i zabezpieczenia obiektów jądrowych. Zagadnienia te nadal mają duży wpływ na rozwój wykorzystywania w energetyce technologii jądrowej i wymagają podejścia wielostronnego, takiego jak Globalny System Bezpieczeństwa Jądrowego [6], który opiera się na uwzględnianiu interesów szerokiego zakresu podmiotów krajowych i międzynarodowych dla osiągnięcia wspólnych celów, przy jednoczesnym zachowaniu suwerenności, władzy i ostatecznej odpowiedzialności poszczególnych państw.

Zasadniczym elementem Globalnego Systemu Bezpieczeństwa Jądrowego jest zbiór zharmonizowanych i posiadających akceptację międzynarodową norm bezpieczeństwa MAEA, stanowiący punkt odniesienia dla wysokiego poziomu bezpieczeństwa wymaganego

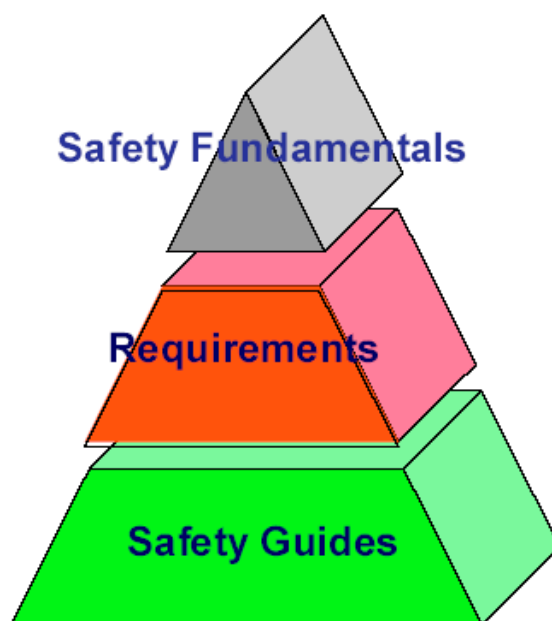
dla działalności jądrowej na całym świecie. Normy są opracowywane¹ przy udziale Komisji ds. Norm Bezpieczeństwa, złożonej z wyższych przedstawicieli urzędów dozoru jądrowego z państw członkowskich MAEA oraz z czterech komitetów tematycznych. W sposób uzgodniony przez strony, normy odzwierciedlają krajowe zasady i zalecenia dozorów poszczególnych państw i zawierają najlepsze praktyki. Uzupełnieniem norm bezpieczeństwa MAEA są normy i kodeksy przemysłowe.

MAEA wspiera Globalny System Bezpieczeństwa Jądrowego, który opiera się na czterech zasadniczych elementach:

- powszechne przystępowanie do wiążących i niewiążących międzynarodowych dokumentów prawnych, takich jak konwencje bezpieczeństwa i kodeksy postępowania,
- wyczerpujący zestaw norm bezpieczeństwa jądrowego,
- międzynarodowe przeglądy bezpieczeństwa i usługi bazujące na normach bezpieczeństwa,
- silna krajowa infrastruktura bezpieczeństwa i globalna społeczność ekspertów.

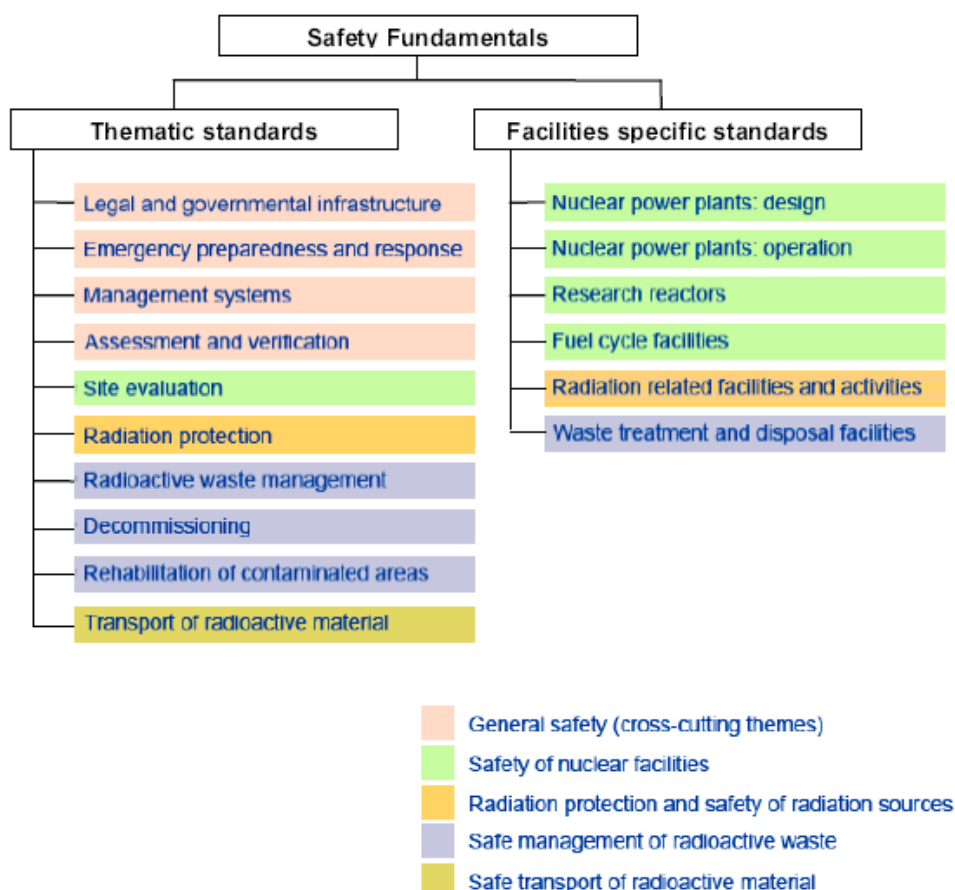
Działalność MAEA koncentruje się na drugim i trzecim elemencie. Stosowanie norm bezpieczeństwa MAEA na świecie jest coraz powszechniejsze. Niektóre państwa członkowskie stosują te normy bezpośrednio do licencjonowania, zaś inne wykorzystują je jako punkt odniesienia przy stanowieniu i przeglądach przepisów krajowych, a także dla efektywnego nadzoru przez urzędy dozoru.

MAEA w ramach swego mandatu opracowała logiczny system celów i zasad dla bezpieczeństwa reaktorów jądrowych. Te cele i zasady są ze sobą wzajemnie powiązane i muszą być traktowane jako całość. Na rys.5 przedstawiono hierarchię norm bezpieczeństwa, zaś na rys.6 – schemat całego systemu.



Rysunek 5. Hierarchia norm bezpieczeństwa.

¹ Międzynarodowa Agencja Energii Atomowej, na mocy art. III.A.6 swego statutu, jest uprawniona „do ustanawiania lub przyjmowania, konsultując się oraz – w razie potrzeby – we współpracy z kompetentnymi organami Organizacji Narodów Zjednoczonych i wyspecjalizowanymi właściwymi agencjami, norm bezpieczeństwa dla ochrony zdrowia i minimalizowania zagrożeń dla życia i własności.”



Rysunek 6. Struktura norm bezpieczeństwa.

Ten system norm bezpieczeństwa składa się z trzech kategorii:

- Podstawy Bezpieczeństwa (Safety Fundamentals), które podają podstawowe cele, pojęcia i zasady związane z zapewnieniem ochrony;
- Wymogi Bezpieczeństwa (Safety Requirements), określające wymogi, które muszą być spełnione dla zapewnienia bezpieczeństwa w odniesieniu do konkretnej działalności lub obszaru zastosowań; wymogami tymi rządzą podstawowe cele, pojęcia i zasady podane w Podstawach Bezpieczeństwa;
- Poradniki Bezpieczeństwa (Safety Guides), które uzupełniają Wymogi Bezpieczeństwa przedstawiając oparte na międzynarodowych doświadczeniach zalecenia dotyczące środków podejmowanych w celu zapewnienia przestrzegania wymogów bezpieczeństwa.

Spośród zasad podstawowych skoncentrowaliśmy się tutaj na „obronie w głąb”, ponieważ stanowi ona podstawę technologii bezpieczeństwa w energetyce jądrowej. Liczona w tysiącach lat eksploatacja energetycznych reaktorów jądrowych dostarczyła doświadczeń i spostrzeżeń, które - wraz z wynikami programów badawczych w dziedzinie bezpieczeństwa – zostały włączone do działań w zakresie projektowania, przepisów, procedur operacyjnych, szkoleń, zapewnienia jakości, planowania kryzysowego i ustaw. Najlepszym podsumowaniem tego bogactwa doświadczeń i wiedzy jest koncepcja obrony w głąb. Koncepcja ta, która pierwotnie polegała na wprowadzeniu wielu barier pomiędzy materiałami promieniotwórczymi i środowiskiem, z czasem dojrzała i przyjęła postać prostej lecz wyrafinowanej filozofii bezpieczeństwa, która uwzględnia hierarchiczne wprowadzanie na różnych poziomach wyposażenia i procedur w celu utrzymania efektywności barier fizycznych podczas normalnej eksploatacji oraz podczas przewidywanych zdarzeń

eksploatacyjnych i w sytuacjach awaryjnych.. Zasada obrony w głąb jest realizowana w fazie projektowania i eksploatacji. Jest stosowana do wszelkiej działalności dotyczącej bezpieczeństwa, o charakterze zarówno organizacyjnym, eksploatacyjnym lub projektowym, i zapewnia, że działania te podlegają nakładającym się na siebie rozwiązaniom w taki sposób, że uszkodzenia i usterki pojawiające się na jednym poziomie mogą być kompensowane lub korygowane na poziomie innym [7]. Dzisiaj niemal wszystkie energetyczne reaktory jądrowe są wyposażone w obronę w głąb. Te, które nie zapewniają wystarczającej ochrony przed uwolnieniem substancji promieniotwórczych, są zamykane lub ich układy bezpieczeństwa są modernizowane tak, by spełniały zasady obrony w głąb.

Konkretne cele obrony w głąb są następujące:

- kompensowanie potencjalnych błędów człowieka i uszkodzeń wyposażenia,
- utrzymywanie skuteczności barier dzięki zapobieganiu uszkodzeniom obiektu i samych barier,
- ochrona ludności i środowiska przed szkodami w przypadku niepełnej skuteczności barier.

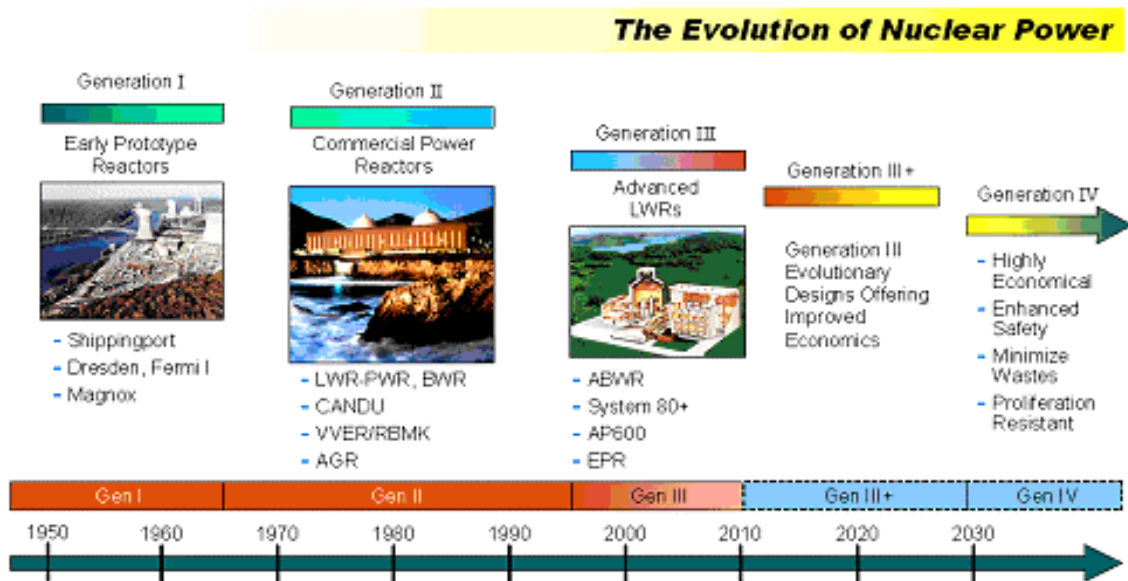
Koncepcja obrony w głąb w ujęciu MAEA, przyjęta szeroko przez większość państw członkowskich, wskazuje pięć poziomów obrony:

- Poziom 1: zapobieganie eksploatacji odbiegającej od normy dzięki zachowawczemu projektowaniu oraz wysokiej jakości budowy i eksploatacji.
- Poziom 2: kontrolowanie odbiegających od normy zdarzeń eksploatacyjnych i uszkodzeń – za pomocą układów sterujących, ograniczających i ochronnych, a także innych środków nadzoru.
- Poziom 3: kontrolowanie awarii projektowych – za pomocą aktywnych urządzeń zabezpieczających i procedur awaryjnych.
- Poziom 4: kontrolowanie poważnych zdarzeń w obiekcie, w tym: zapobieganie rozwojowi awarii i łagodzenie skutków poważnych awarii - za pomocą środków i procedur uzupełniających, a także na drodze łagodzenia skutków.
- Poziom 5: łagodzenie skutków radiologicznych znaczących uwolnień materiałów promieniotwórczych – na drodze reagowania kryzysowego poza terenem obiektu.

Koncepcja obrony w głąb dostarcza ogólnej strategii dotyczącej sposobów i elementów zapewnienia bezpieczeństwa w elektrowniach jądrowych. W razie prawidłowego stosowania strategia ta zapewnia, że żaden pojedynczy błąd człowieka lub pojedyncze uszkodzenie wyposażenia nie przyniesie szkody ludności, a nawet połączenie kilku uszkodzeń spowoduje szkody niewielkie lub wręcz żadne. Wszystkie nowe reaktory są projektowane w sposób zgodny z zasadami obrony w głąb. W następnym rozdziale omawiamy niektóre z takich nowych rozwiązań projektowych.

NOWE ENERGETYCZNE REAKTORY JĄDROWE

Z biegiem lat technologia energetyki jądrowej, a także technologia bezpieczeństwa reaktorów ulegała zmianom – od wczesnych prototypowych reaktorów energetycznych, które dziś nazywamy generacją I, aż po dzisiejszą generację III. Ewolucję elektrowni jądrowych przedstawiono na rys.7. Energetyczny przemysł jądrowy rozwijał i doskonalił technologię reaktorową przez niemal 50 lat. Rys.7 przedstawia cztery powszechnie wyróżniane generacje reaktorów.



Rysunek 7. Ewolucja energetyki jądrowej (DOE)

Reaktory generacji I powstawały w latach 1950. i 1960. Poza Wielką Brytanią wszystkie one zostały już wycofane z eksploatacji. Większość działających obecnie reaktorów można uznać za obiekty generacji II. Generację III tworzą reaktory zaawansowane, zaprojektowane w latach 1980. i 1990. Pierwsze z nich są eksploatowane w Japonii, a kolejne są w budowie lub mają być zamówione. Obecnie wyróżniamy jeszcze generację III+, czyli generację nowoczesnych reaktorów, które powstały ewolucyjnie z reaktorów generacji III, w szczególności reaktory ulepszone pod względem ekonomicznym i wyposażone w bierne systemy bezpieczeństwa. Reaktory generacji IV, nazywane czasami projektami innowacyjnymi, są na etapie opracowywania, a ich realizację zaplanowano na okres po 2020 roku.

Reaktory generacji III (łącznie z generacją III+) mają następujące właściwości [7]:

- standaryzowany projekt dla każdego typu, w celu przyspieszenia licencjonowania, zmniejszenia kosztów kapitałowych i skrócenia czasu budowy,
- projekt prostszy i solidniejszy, dzięki czemu ich eksploatacja jest łatwiejsza i mniej narażona na zakłócenia operacyjne,
- większa dyspozycyjność i dłuższy okres eksploatacji – typowo 60 lat,
- zmniejszone prawdopodobieństwo awarii ze stopieniem rdzenia,
- zmniejszone oddziaływanie na środowisko,
- zwiększony stopień wypalenia paliwa, w celu zmniejszenia ilości zużywanego paliwa i produkowanych odpadów,
- wypalające się absorbery („trucizny”) wydłużające czas użytkowania paliwa.

Największą różnicą tych rozwiązań względem projektów drugiej generacji jest to, że w wielu z nich wprowadzono bierne lub wewnętrzne bezpieczne rozwiązania, które nie wymagają żadnego czynnego sterowania ani interwencji operatora dla uniknięcia awarii w razie wystąpienia jakiejś usterki i które mogą polegać na wykorzystaniu siły ciężkości, konwekcji naturalnej lub odporności na wysoką temperaturę. Tradycyjne układy bezpieczeństwa w reaktorach miały charakter „czynny” w tym znaczeniu, że wiązały się z działaniem elektrycznym lub mechanicznym na żądanie. Niektóre układy techniczne działają w sposób bierny, np. zawory bezpieczeństwa. Jedne i drugie wymagają stosowania równoległych układów rezerwowych. Bezpieczeństwo wewnętrzne lub bezpieczeństwo w pełni bierne

polega na wyłącznym wykorzystaniu zjawisk fizycznych, takich jak konwekcja, grawitacja lub odporność na wysoką temperaturę, a nie na zadziałaniu elementów technicznych. Na przykład w nowych projektach reaktorów chłodzenie długookresowe w warunkach awarii jest zapewniane przez cyrkulację naturalną chłodziwa pomiędzy rdzeniem i biernymi wymiennikami ciepła, z których ciepło powyłłączeniowe jest przekazywane do środowiska na drodze konwekcji naturalnej. Również chłodzenie obudowy bezpieczeństwa zapewnia się głównie na drodze konwekcji naturalnej.

Należy zauważyć, że doświadczenia eksploatacyjne i doświadczenia energetyki jądrowej wynikające z dwóch omówionych wyżej awarii, zostały w Europie i w USA przełożone na dokumenty dotyczące wymogów stawianych przedsiębiorstwom energetycznym, które stanowią podstawę bezpieczeństwa projektowego w większości sprzedawanych obecnie projektów reaktorów. Dostawcy reaktorów z Ameryki Północnej, Japonii, Europy, Rosji i Afryki Południowej dysponują kilkunastoma nowymi projektami reaktorów jądrowych na zaawansowanym etapie planowania, zaś inne są na etapie prac badawczych i rozwojowych. Tablica 1 zawiera listę reaktorów, które są obecnie oferowane na światowym rynku. Dalej podano zwięzłe opisy niektórych z tych nowych projektów, które przedstawiono na rysunkach 8-15.

Reaktor EPR (European Pressurized Water Reactor, europejski ciśnieniowy reaktor wodny) bazuje na wypróbowanej technologii typu PWR, podobnie jak wszystkie reaktory eksploatowane obecnie przez Electricité de France. Wykorzystuje paliwo z tlenku uranu lekko wzbogaconego do 5% U-235, lub paliwo z mieszanych tlenków uranu i plutonu (MOX). Moc elektryczna netto jest rzędu 1600 MWe. Projekt EPR zawiera kilka czynnych i biernych środków ochrony przed awariami:

- cztery niezależne układy awaryjnego chłodzenia, z których każdy wystarcza do schłodzenia reaktora po wyłączeniu,
- szczelna obudowa bezpieczeństwa otaczająca reaktor,
- dodatkowa obudowa i obszar chłodzony na wypadek, gdyby stopiony rdzeń zdołał wydostać się z reaktora,
- dwuwarstwowa betonowa ściana o grubości całkowitej 2,6 metra, zaprojektowana tak, by wytrzymać zderzenie samolotu.

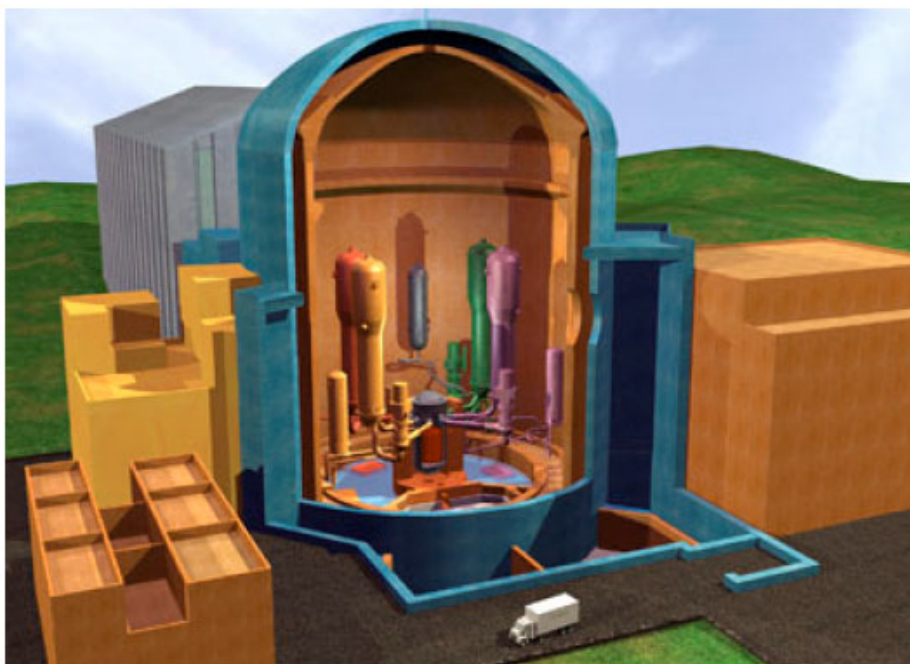
Pierwszym wybudowanym reaktorem EPR będzie blok nr 3 w elektrowni jądrowej Olkiluoto w Finlandii, który ma być przyłączony do sieci w 2009 r. Budowa będzie wspólnym przedsięwzięciem firmy francuskiej Areva i niemieckiej Siemens AG, za pośrednictwem ich wspólnej spółki zależnej Framatome ANP.

Reaktor AP1000 firmy Westinghouse powstał ewolucyjnie z reaktora AP600. Badania projektowe wykazały, że po minimalnych zmianach w projekcie AP600 konfiguracja złożona z dwóch pętli mogłaby wytwarzać ponad 1000 MWe. Głównym celem opracowania wersji AP1000 było zachowanie celów projektowych, szczegółów projektowych i podstaw licencjonowania wersji AP600, przy jednoczesnej optymalizacji wytwarzanej mocy, a zatem – obniżeniu kosztów wytwarzania energii elektrycznej.

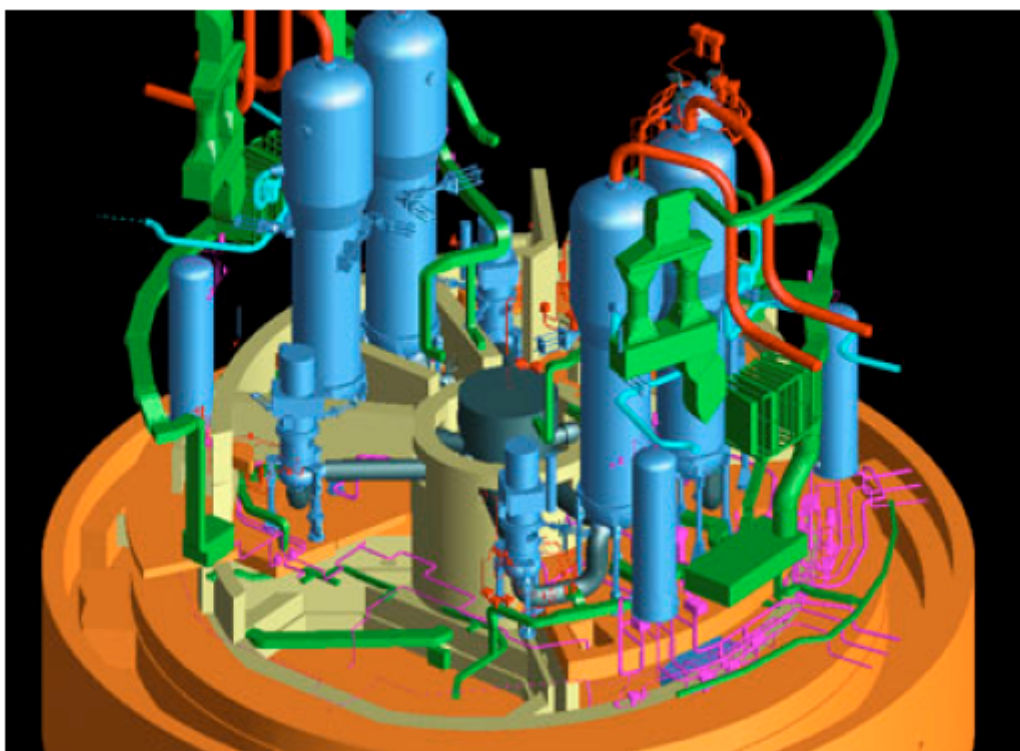
- **BIERNOŚĆ I BEZPIECZEŃSTWO** – wykorzystuje tylko siły natury jak grawitacja, konwekcja naturalna i gaz pod ciśnieniem.
 - bierny wtryskowy układ bezpieczeństwa
 - bierne usuwanie ciepła powyłłączeniowego
 - bierne chłodzenie obudowy bezpieczeństwa

TABLICA 1. OFEROWANE NA RYNKU REAKTORY GENERACJI II I III+ (WANO)

Państwo i twórca	Reaktor	Wielkość MWe	Zaawansowanie projektu	Główne cechy
USA-Japonia (GE-Toshiba)	ABWR	1300	Eksploatacja komercyjna w Japonii od 1996-7. W USA: certyfikat NRC - 1997, FOAKE.	•Projekt ewolucyjny •Większa sprawność, mniej odpadów •Uproszczona budowa (48 miesięcy) i eksploatacja
USA (Westinghouse)	AP-600 AP-1000 (PWR)	600 1100	AP-600: certyfikat NRC - 1990 AP-1000: zatwierdzenie projektu przez NRC - 2004	• Uproszczona budowa i eksploatacja • Czas budowy: 3 lata • Okres eksploatacji: 60 lat
Francja-Niemcy (Framatome ANP)	EPR (PWR)	1600	Przyszły standard francuski Zatwierdzenie projektu we Francji Budowany w Finlandii. Wersja USA w opracowaniu	•Projekt ewolucyjny •Wysoka wydajność paliwa •Niski koszt elektryczności
USA (GE))	ESBWR	1550	Pochodzi od ABWR, na etapie certyfikacji w USA	•Projekt ewolucyjny •Krótki czas budowy
Japonia (spółki energetyczne, Westinghouse, Mitsubishi)	APWR	1500	Prace dotyczące projektu podstawowego planowany w Tsuruga	•Hybrydowe cechy bezpieczeństwa •Uproszczona budowa i eksploatacja
Korea Południowa (KHNP, pochodzi od Westinghouse'a)	APR-1400 (PWR)	1450	Certyfikacja projektu – rok 2003 Eksploatacja pierwszych bloków – rok 2012	•Projekt ewolucyjny •Większa niezawodność •Uproszczona budowa i eksploatacja
Niemcy (Framatome ANP)	SWR-1000 (BWR)	1200	W opracowaniu, w USA na etapie przed certyfikacją	•Projekt innowacyjny •Wysoka wydajność paliwa
Rosja (Gidropress)	V-448 (PWR)	1500	Zastąpi elektrownie Leningrad i Kursk	•Wysoka wydajność paliwa
Rosja (Gidropress)	V-392 (PWR)	950	Dwa w budowie w Indiach zamówiony dla Chin w 2005 roku.	•Projekt ewolucyjny •Okres eksploatacji: 60 lat
Kanada (AECL)	CANDU-6 CANDU-9	750 925+	Model ulepszony Zatwierdzony w procesie licencjonowania - 1997	•Projekt ewolucyjny •Elastyczne wymagania paliwowe •C-9: pojedynczy blok wolnostojący
Kanada (AECL)	ACR	700 1000	ACR-1000 proponowany dla Wielkiej Brytanii Przechodzi certyfikację w Kanadzie	•Projekt ewolucyjny •Chłodzony lekką wodą •Paliwo o niskim stopniu wzbogacenia
Afryka Południowa (Eskom, Westinghouse)	PBMR	165 (moduł)	Budowa prototypu ma się zacząć w 2006 roku.	•Obiekt modułowy, niski koszt •Turbina gazowa w cyklu bezpośrednim •Wysoka wydajność paliwa
USA-Rosja i in. (General Atomics - OKBM)	GT-MHR	285 (moduł)	W opracowaniu w Rosji, przez wielonarodową spółkę joint venture	•Obiekt modułowy, niski koszt •Turbina gazowa w cyklu bezpośrednim •Wysoka wydajność paliwa

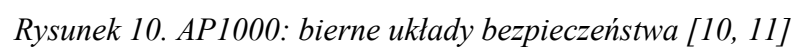


Rysunek 8. Przekrój obudowy bezpieczeństwa EPR [9]



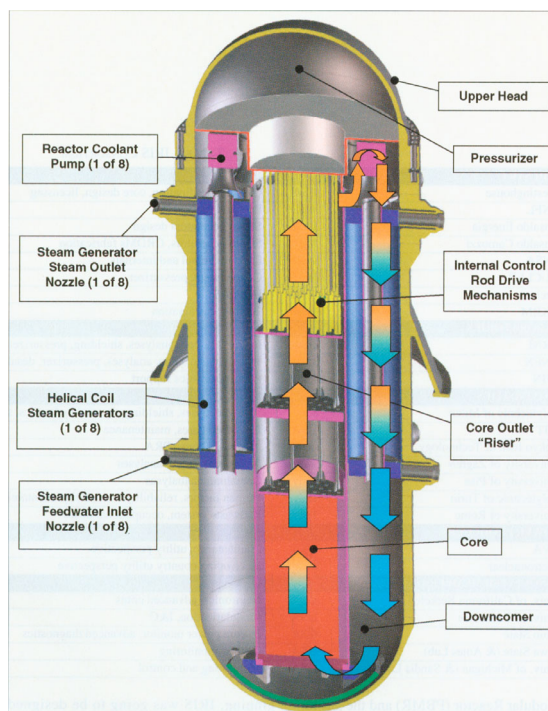
Rysunek 9. Obieg pierwotny EPR [9]

- PROSTOTA
 - mniej zaworów (o 50 proc.)
 - mniej rurociągów (o 83 proc.)
 - mniej kabli sterujących (o 87 proc.)
 - mniej pomp (o 35 proc.)
 - objętość budynku sejsmicznego mniejsza o 50 proc. od konwencjonalnej elektrowni o podobnej wielkości



Reaktor IRIS (International Reactor Innovative and Secure, międzynarodowy reaktor innowacyjny i bezpieczny), zaprojektowany przez firmę Westinghouse, ma konfigurację integralną: wszystkie główne elementy obiegu pierwotnego znajdują się wewnątrz zbiornika reaktora. Jest to reaktor mały lub średni:

- moc 100 – 335 MWe,
- znaczna elastyczność cykli paliwowych, ponieważ można stosować zarówno paliwo UO_2 lub MOX, w cyklach wypalania trwających od 4 do 10 lat, w zależności od zawartości pierwiastków rozszczepialnych.



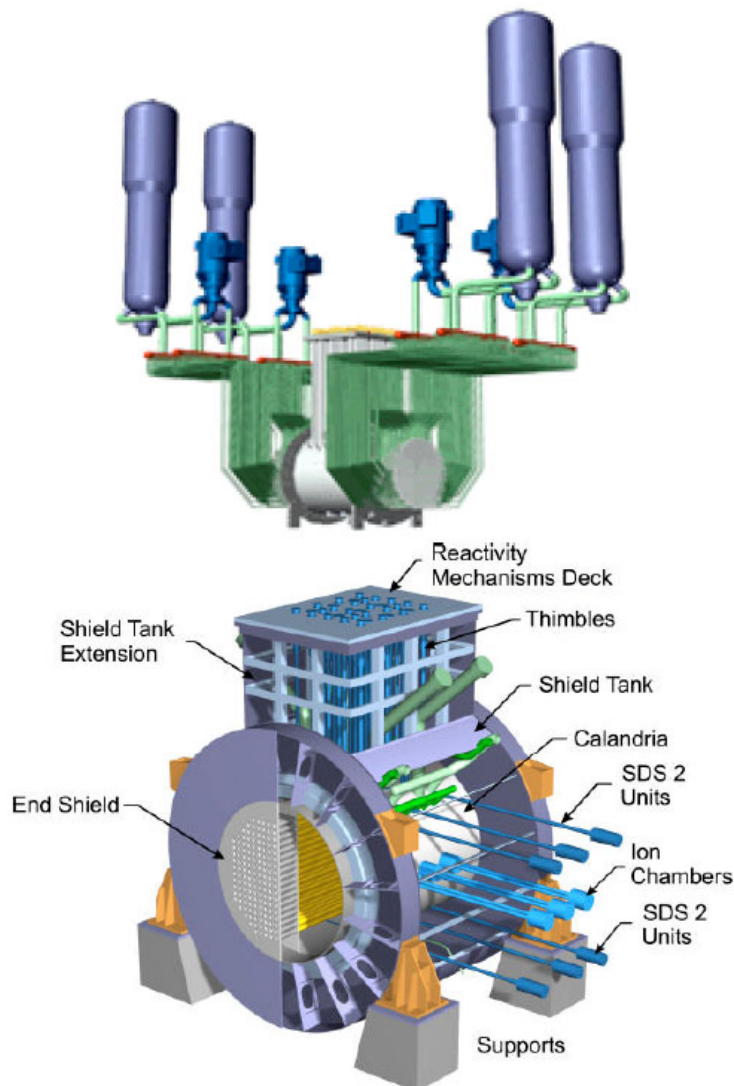
Rysunek 12. IRIS: przekrój zbiornika reaktora [12]

Reaktor ACR-700 (zaawansowany reaktor CANDU), zaprojektowany przez firmę Atomic Energy of Canada.

ACR to reaktor trzeciej generacji, który – utrzymując ciężką wodę jako moderator niskociśnieniowy – wykazuje pewne cechy ciśnieniowego reaktora wodnego. ACR-700 ma moc 750 MWe, ale w porównaniu z reaktorem CANDU-6 jest fizycznie znacznie mniejszy, prostszy i sprawniejszy, a także o 40% tańszy. Obecnie AECL koncentruje się na reaktorze ACR-1000 o mocy 1200 MWe. Reaktor ten ma więcej kanałów paliwowych (z których każdy można uznać za moduł o mocy około 2,5 MWe). Przewidywane koszty kapitałowe oszacowano na 1000 \$/kWe, a koszty operacyjne – 3 \$/kWh. ACR będzie pracować na uranie niskowzbożonym (około 1,5 – 2% U-235) z wysokim stopniem wypalania, dzięki czemu czas użytkowania paliwa wydłuży się mniej więcej trzykrotnie, przy odpowiednim zmniejszeniu objętości odpadów wysokoaktywnych. Zaufanie dozoru jądrowego do bezpieczeństwa zostało zwiększone dzięki ujemnej reaktywności przestrzeni pustej (co w reaktorach CANDU uzyskano po raz pierwszy) i wykorzystaniu innych biernych cech bezpieczeństwa. Bloki będą montowane z modułów prefabrykowanych, co skróci czas budowy do 3,5 lat.

- Reaktor o mocy 731 MWe chłodzony lekką wodą i moderowany ciężką wodą
- Projekt uzyskany ewolucyjnie z innych reaktorów CANDU

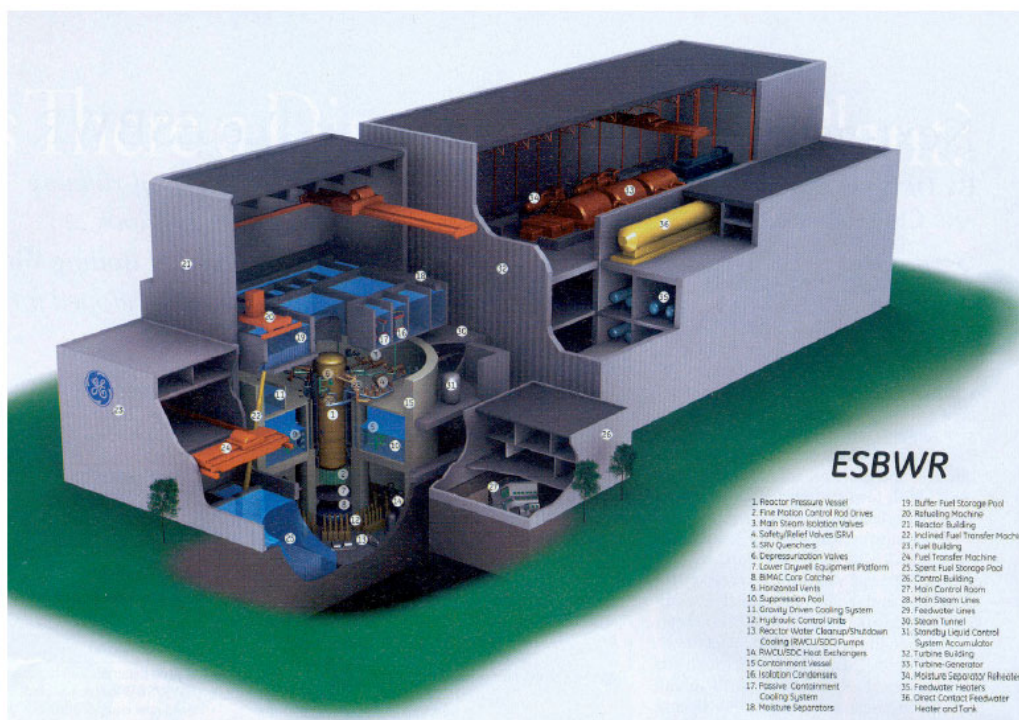
- 284 poziome kanały paliwowe
- Paliwo uranowe lekko wzbogacone: 2,1%, pręt centralny z uranu naturalnego
- Ciśnienie obiegu pierwotnego: 11,9 MPa



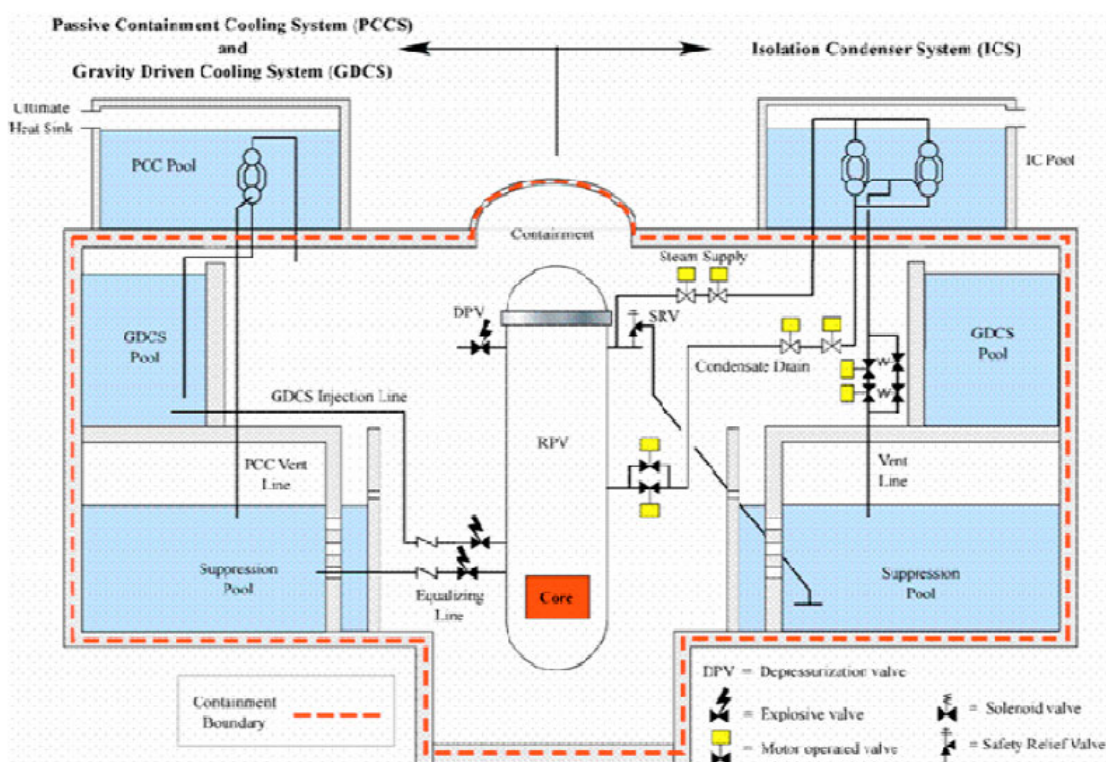
Rysunek 13. Zaawansowany reaktor CANDU [13, 14]

ESBWR – ekonomiczny, uproszczony wodny reaktor wrzący (Economic Simplified Boiling Water Reactor)

- Moc cieplna 4000 MWt / moc elektryczna 1390 MWe
- Brak pomp cyrkulacyjnych – wykorzystuje cyrkulację naturalną
- BIERNE układy bezpieczeństwa do usuwania ciepła powyłączeniowego
- Energia uwolniona podczas wydmuchu przekazywana do układu pochłaniającego ciepło z obudowy bezpieczeństwa (basen tłumiący) i biernych wymienników ciepła układu chłodzenia obudowy bezpieczeństwa (PCCS)
- Długotrwały odbiór ciepła powyłączeniowego – przez wymienniki ciepła PCCS. Przepływ wymuszany przez różnicę ciśnień między studnią suchą (drywell) i mokrą (wetwell)
- Skropliny spływają do zbiornika przetrzymującego, a następnie są ponownie kierowane do zbiornika reaktora; gazy nie ulegające skropleniu są usuwane do dolnej części studni mokrej



Rysunek 14. ESBWR – przekrój reaktora, budynku sterowni i budynku turbiny [15, 17]



Rysunek 15. ESBWR – bierne układy bezpieczeństwa [16]

Cele związane z bezpieczeństwem stawiane energetycznym reaktorom jądrowym IV generacji są zgodne z tendencją nieustannego podnoszenia bezpieczeństwa i niezawodności elektrowni jądrowych i poszukiwania uproszczonych rozwiązań projektowych, które będą bezpieczne, jeszcze bardziej zmniejszą prawdopodobieństwo wystąpienia poważnych awarii i zminimalizują skutki takich awarii. Trzy cele związane z bezpieczeństwem wskazuje Technologiczna Mapa Drogowa dla IV Generacji Systemów Energetyki Jądrowej [8]:

- eksploatacja ma być celująca pod względem bezpieczeństwa i niezawodności,
- małe prawdopodobieństwo i niski stopień uszkodzenia rdzenia reaktora,
- wykluczenie potrzeby działań awaryjnych poza terenem obiektu.

Systemy IV generacji muszą być projektowane w sposób zapewniający wysoki poziom bezpieczeństwa i parametrów pracy dla zagwarantowania wystarczających marginesów bezpieczeństwa podczas normalnej eksploatacji i antycypowanych stanów przejściowych, zapobiegania awariom oraz zapewnienia, że sytuacje odbiegające od warunków normalnych nie przekształcą się w poważne awarie.

PODSUMOWANIE

W ciągu ostatnich dziesięcioleci osiągnięcia elektrowni jądrowych w zakresie bezpieczeństwa były nieustannie coraz lepsze. Poprawę bezpieczeństwa przypisuje się zwiększonej uwadze, jaką kierownictwo obiektów poświęca eksploatacji, konserwacji i szkoleniom, a także technikom diagnostycznym i modernizacji układów. Mimo to czynnikiem kluczowym dla utrzymania wysokiego poziomu bezpieczeństwa są nieustanne działania na rzecz zwiększania bezpieczeństwa. Kluczem do przyszłości energetyki jądrowej staje się zarządzanie bezpieczeństwem obiektów, a także kontrolowanie i monitorowanie bezpieczeństwa przez urzędy dozoru jądrowego. Ponowne zainteresowanie energetyką jądrową obserwuje się na całym świecie, czemu towarzyszy budowa nowych obiektów w Azji i w Europie. Opracowywane nowe projekty elektrowni jądrowych, które będą realizowane w nadchodzących dziesięcioleciach, zawierają liczne udoskonalenia ważne dla bezpieczeństwa, bazujące na doświadczeniach eksploatacyjnych. Te nowe cechy obejmują bierne układy bezpieczeństwa, które - w razie wystąpienia poważnego zakłócenia czy wadliwego działania - nie wymagają żadnej interwencji operatora.

LITERATURA

- [1] International Atomic Energy Agency, Chernobyl's Legacy: Health, Environmental and Socio-Economic Impacts and Recommendations to the Governments of Belarus, Russian Federation and Ukraine [Dziedzictwo Czarnobyla: skutki zdrowotne, ekologiczne i społeczno-ekonomiczne oraz zalecenia dla rządów Białorusi, Federacji Rosyjskiej i Ukrainy], IAEA/P1/A 87 Rev2/06-09181, kwiecień 2006.
- [2] IAEA General Conference GC(49)INF/9.
- [3] The Nuclear Regulatory Challenge of Judging Safety Backfits [Wyzwania dla dozoru jądrowego związane z oceną modernizacji zwiększających bezpieczeństwo], NEA, OECD 2002.
- [4] Regulator and Industry Co-operation on Nuclear Safety Research [Współpraca dozoru i przemysłu w pracach badawczych dotyczących bezpieczeństwa jądrowego], OECD 2003 ISBN 92-64-02126-4.
- [5] Nuclear Regulatory Decision Making [Podejmowanie decyzji przez dozór jądrowy], OECD 2005, ISBN 92-64-01051-3.
- [6] <http://www-ns.iaea.org/coordination/gsa.htm>
- [7] Defence in Depth in Nuclear Safety [Obrona w głąb w bezpieczeństwie jądrowym], INSAG-10, IAEA, 1996.
- [8] World Nuclear Association, <http://www.world-nuclear.org>
- [9] A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems [Technologiczna mapa drogowa dla IV generacji systemów energetyki jądrowej], raport wydany przez Komitet Doradczy ds. Badań w dziedzinie Energii Jądrowej Departamentu Energii USA oraz Międzynarodowe Forum IV Generacji, GIF-002-00, 2002
- [10] http://www.framatome-anp.com/scripts/info/publigen/content/templatcs/show.asp?P=372&L=DE&MEDIA_SUBJECT=305&FILE_TYPE=PICTURE
- [11] R.A. Matzie, http://www.eng.tulane.edu/FORUM_2003
- [12] <http://www.nei.org/doc.asp?catnum=3&catid=712>
- [13] http://hulk.cesnef.polimi.it/IRISdocs/IRISprojectoverview_2006feb.pdf
- [14] <http://www.accl.ca/index.asp?layid=3&menuid=519&caid=294>
- [15] K. Hedges, ANES 2002, <http://anesfiu.cdu.edu/Pro/s6hed.pdf>
- [16] Nuclear Energy Institute, <http://www.nei.org/documents/ESHWR>
- [17] F. Drbal, Nuclear Energy, Kansas State University, styczeń 2005
<http://www.engg.ksu/CHSR/events/che650/200601/docs/04BV.ppt>
- [18] D. Hinds, C. Maslak, Next-generation nuclear energy: The ESBWR [Energia jądrowa następnej generacji: blok ESBWR], Nuclear News, styczeń 2006