

# Wybrane projektowe awarie reaktywnościowe w reaktorach LWR i CANDU

Stefan S. Doerffer

## 1. WPROWADZENIE

Celem artykułu jest przedstawienie zachowania się reaktorów jądrowych podczas kilku awarii projektowych rozważanych w analizach bezpieczeństwa. Dotyczy to reaktorów lekkowodnych (*ang. Light Water Reactors – LWR*), to jest reaktorów wodno-ciśnieniowych (*ang. Pressurized Water Reactors – PWR*) i wodnych wrzących (*ang. Boiling Water Reactors – BWR*) oraz ciężkowodnych, do których należą reaktory kanadyjskie CANDU<sup>1</sup>. Ocena procesów zachodzących w reaktorach będzie oparta na zmianach reaktywności rdzenia, które pociągają za sobą zmiany generowanej mocy termicznej. Opisane zostaną zmiany zachodzące w parametrach technologicznych reaktorów poprzez ich cechy inherentne (naturalne, wewnętrzne) i spowodowane działaniem inżynierskich systemów bezpieczeństwa, w które wyposażono te reaktory, by w konkretnej sytuacji awaryjnej zachowane zostało bezpieczeństwo.

Celem artykułu jest ponadto rozwianie nieprawdziwych opinii o nieadekwatnym bezpieczeństwie klasycznego reaktora CANDU podczas jednej z awarii projektowych, a ściśle tej związanej z dużą utratą chłodziwa (*ang. Large Break Loss of Coolant Accident – LBLOCA*). Nie dość, że opinie te są nieuczciwe, ale co istotniejsze, powodują trudności w akceptacji technologii CANDU na świecie. Co więcej, przeciwstawia się zachowaniu reaktorów CANDU, zachowanie reaktorów LWR jako bardzo bezpieczne w tej konkretnej sytuacji awaryjnej. Przy takim porównaniu, w percepcji społecznej, reaktory LWR mogą stać się niekwestionowanym zwycięzcą w kon-

kursie na bezpieczny typ reaktora jądrowego. Choć opinie te eksponują tylko korzystne elementy zachowania się reaktorów LWR oraz niekorzystne elementy zachowania się CANDU, to jednak całościowe spojrzenie na tę konkretną sytuację awaryjną daje zupełnie inny obraz, przedstawiony w tym artykule.

Warto zauważyć, że kanadyjski urząd dozoru jądrowego, *Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC)*, wielokrotnie wydawał pozytywne opinie o bezpieczeństwie reaktorów CANDU [1]. Reaktory oparte na tej technologii otrzymały również licencje na eksploatację w kilku krajach poza Kanadą.

Mimo, że koncepcja konstrukcji reaktorów CANDU ma już pół wieku, to jej rozwiązania są ciągle nowoczesne w świetle dzisiejszych wymagań bezpieczeństwa, o czym również będzie w tym artykule. Jednakże podanie wszystkich cech bezpieczeństwa, a szczególnie tych unikających dla reaktorów CANDU, wymaga osobnego artykułu.

## 2. PODSTAWOWE WYMAGANIA BEZPIECZEŃSTWA REAKTORÓW JĄDROWYCH

Urzędy dozoru jądrowego (*ang. nuclear regulatory/safety agencies/commissions*) poszczególnych krajów na świecie stawiają podobne wymagania reaktorom jądrowym zgodnie z przepisami sformułowanymi przez Międzynarodową Agencję Energii Jądrowej (*ang. International Atomic Energy Agency – IAEA*) w swoim standardzie bezpieczeństwa NS-G-1.2, Clause 2.11 [2]:

*The design of the reactor core should be such that the feedback characteristics of the core rapidly compensate for an increase in reactivity. The reactor power should be controlled by a combination of the inherent neutronic characteristics of the reactor core, its thermal hydraulic characteristics and the capability of the control and shutdown systems to actuate for all operational states and in design basis accident conditions. When rapid acting control or shutdown systems are necessary, their capabilities (e.g. speed and reliability) should be fully justified.*

Innymi słowy, bezpieczna eksploatacja każdego reaktora energetycznego musi być zapewniona poprzez kombinację jego wewnętrznych (inherentnych) cech projektowych, jak i inżynierskich systemów bezpieczeństwa. By się przekonać, że rzeczywiście wymagania powyższe są spełnione, każdy urząd dozoru jądrowego żąda od przyszłego właściciela/operatora reaktora wyników analiz bezpieczeństwa dla tego reaktora i systemów bezpieczeństwa z nim współpracujących.

Analizy te obejmują zazwyczaj rozważania zachowania się reaktora we wszystkich hipotetycznych stanach awaryjnych, głównie w ramach awarii projektowych (ang. *Design Basis Accidents – DBA*). Są to zarówno analizy deterministyczne, jak i probabilistyczne. Coraz częściej urzędy dozoru jądrowego żądają analiz wykraczających poza awarie projektowe (ang. *Beyond Design Basis Accidents – BDBA*), by ocenić wpływ tych najcięższych i zarazem najmniej prawdopodobnych awarii na personel elektrowni, zamieszkałą ludność poza zamkniętą strefą bezpieczeństwa (ang. *Exclusion Zone*) oraz środowisko naturalne.

Ponadto, urzędy dozoru jądrowego żądają informacji jak w rozważanym projekcie reaktora zostały spełnione (czy wyeliminowane negatywne) doświadczenia z eksploatacji (ang. *Operating Experience – OPEX*) podobnych reaktorów. Wówczas, po pełnej akceptacji analiz bezpieczeństwa i dodatkowych dokumentów, urząd dozoru jądrowego wydaje licencję na budowę, a później na eksploatację konkretnego reaktora jądrowego.

Wspomniane powyżej inherentne cechy reaktorów jądrowych powodują różne zachowanie się reaktorów w takich samych sytuacjach awaryjnych, co pokazane jest w rozdziale poniżej.

### 3. PODSTAWOWE INHERENTNE CECHY REAKTORÓW JĄDROWYCH

Cechy inherentne to takie, z jakimi dany reaktor się „urodził”, czyli są to jego akceptowane cechy naturalne. Jeśli są one niepożądane w da-

nej sytuacji, czyli prowadzą do niekorzystnych odchyleń od stanu bezpiecznego, wówczas należy reaktor wyposażyć w takie rozwiązania inżynierskie systemów bezpieczeństwa, które skompensują owe niekorzystne zachowanie się reaktora tak, by wypadkowa obu działań zapewniała bezpieczne zachowanie się reaktora.

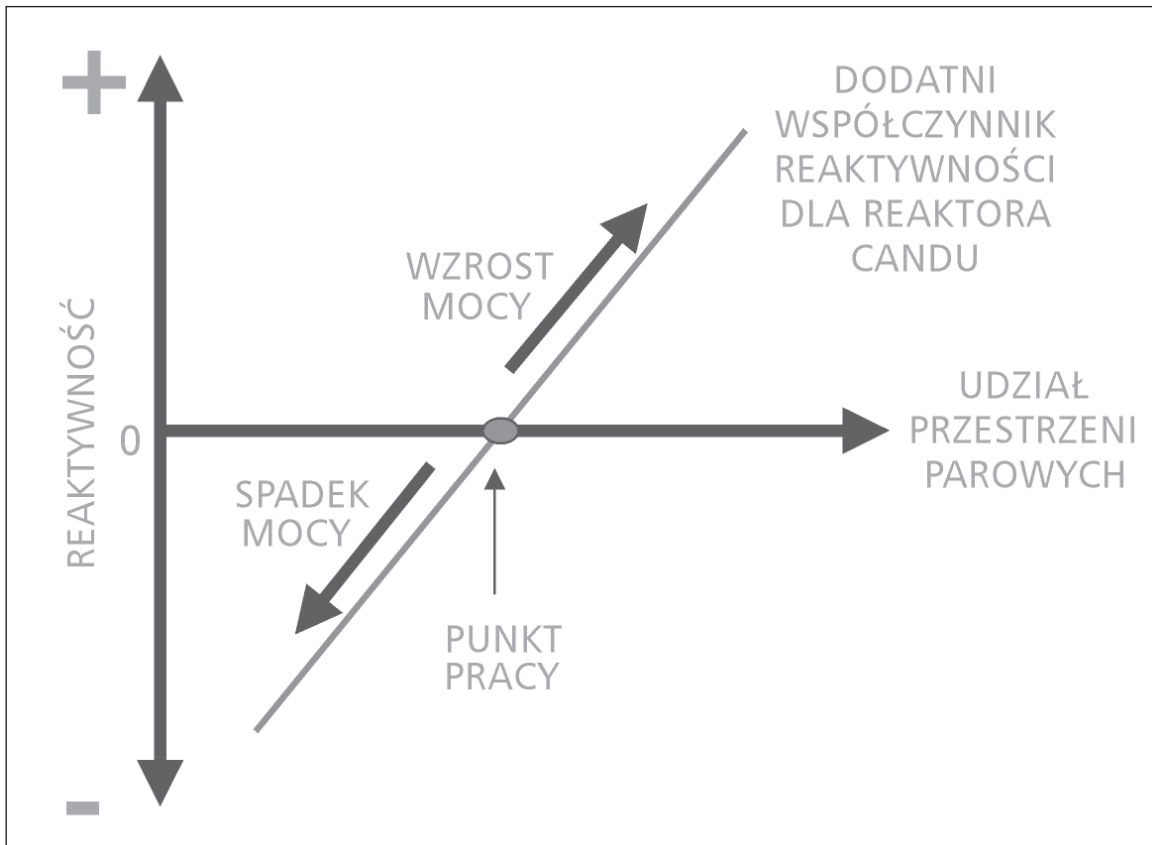
W niektórych typach reaktorów cechy te powodują, że w pewnych sytuacjach awaryjnych następuje automatyczny niepożądany wzrost reaktywności dodatniej rdzenia, a co za tym idzie wzrost mocy reaktora. Natomiast w innych typach reaktorów, w tych samych sytuacjach, reaktywność automatycznie maleje, co jest cechą pożądaną, gdyż prowadzi do samowylączenia się reaktora. Pragnę podkreślić, że w obecnie budowanym czy oferowanym reaktorze energetycznym może pojawić się niepożądana dodatnia reaktywność.

W kolejnych podrozdziałach przedstawione zostaną inherentne (wewnętrzne) cechy związane z zachowaniem reaktora jądrowego w sytuacji awaryjnej, podczas której następuje zmniejszenie gęstości chłodziwa. Ma to miejsce, gdy pojawia się „pusta przestrzeń” (ang. *void*), na przykład para wodna w rdzeniu reaktora. Również wzrost temperatury chłodziwa prowadzi do zmniejszenia jego gęstości.

#### 3.1. Reaktor z dodatnim współczynnikiem reaktywności przestrzeni parowych

Przykładem takiego reaktora jest klasyczny reaktor CANDU pracujący na paliwie z naturalnego uranu. Jego inherentną charakterystykę ilustruje rys. 1.

Jeśli następuje awaria typu LBLOCA, podczas której chłodziwo (normalnie jako ciecz pod dużym ciśnieniem) wydostanie się z obiegu chłodzenia reaktora, wówczas kanały paliwowe (stanowiące rdzeń reaktora CANDU) zostaną wypełnione parą (gdyż spada ciśnienie) i reaktywność rdzenia oraz moc w nim generowana wzrastają (przesuwa się punkt pracy w prawo na charakterystyce w stosunku do normalnego, operacyjnego punktu pracy – rys.1). Jest to niepożądany wzrost reaktywności w klasycznym reaktorze CANDU. By w tej sytuacji nie dopuścić do poważnej awarii, której skutkiem byłoby stopienie się rdzenia, musi być użyty inżynierski system bezpieczeństwa (reaktory CANDU mają dwa niezależne od siebie i od systemu sterowania mocą szybkodziałające pasywne systemy awaryjnego wyłączenia reaktora).



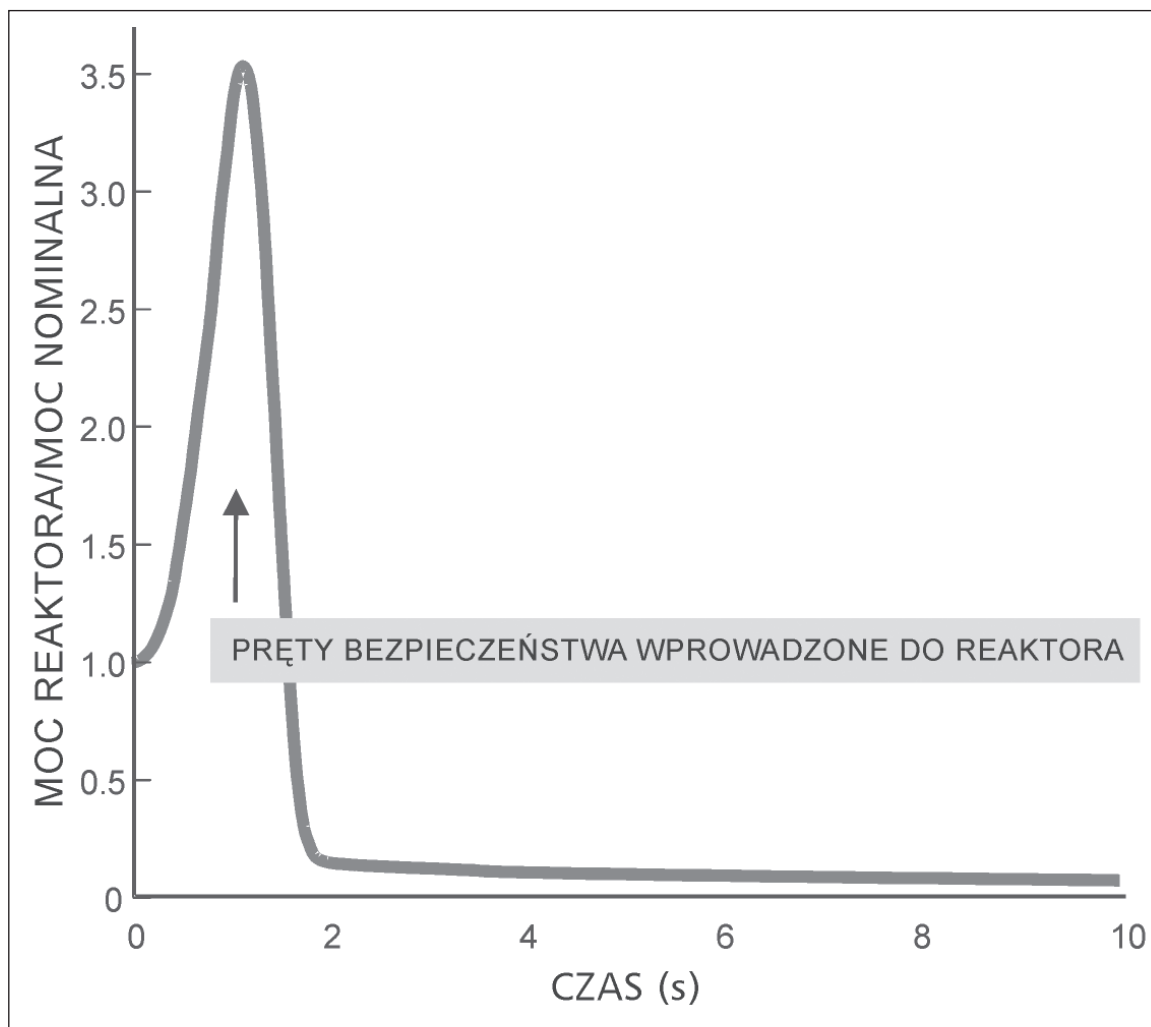
Rys. 1. Inherentna charakterystyka reaktora jądrowego z dodatnim współczynnikiem reaktywności ze względu na przestrzeń parową

Rys. 2 przedstawia obliczoną, w ramach analiz bezpieczeństwa [3], charakterystykę wzrostu mocy klasycznego reaktora CANDU w pierwszej sekundzie po wystąpieniu awarii LBLOCA (moc wzrasta około 3,5 razy ponad moc nominalną) oraz jej szybkie obniżenie w następnej sekundzie po wprowadzeniu do rdzenia prętów bezpieczeństwa (*ang. Shutdown Rods*). Po dwóch sekundach moc spada do poziomu mocy powyłączeniowej.

Powyższe obliczenia zakładają raptowne pęknięcie największego rurociągu, którym w reaktorze CANDU jest kolektor zbiorczy (obsługujący 1/4 kanałów paliwowych [*ang. Header*, pokazany na rys. 4] lub rura doprowadzająca do pompy cyrkulacyjnej obiegu pierwotnego. Przy tych samych założeniach, w zmodyfikowanym reaktorze CANDU 6 [*ang. Enhanced CANDU 6 – EC6*]); ten wzrost mocy obniżono prawie o połowę poprzez zmiany konstrukcyjne prętów bezpieczeństwa, skracając czas ich wprowadzenia do rdzenia. Są one bowiem lżejsze, ich grawitacyjne opadanie przyspieszono napięciem sprężyn oraz zoptymalizowano ich położenie początkowe w stosunku do rdzenia.

Warto tutaj dodać, że obecnie w świecie prowadzone są prace badawcze nad fizycznym procesem pęknięcia rurociągów dużej średnicy [4-7], w związku z koncepcją sytuacji określanej jako „przeciek-przed-pęknięciem” (*ang. Leak-Before-Break – LBB*). Doświadczenia wskazują, że te rurociągi pękają powoli i wzdłużnie, a nie nagle i w poprzek, jakby cięte gilotyną. Pękają jako rozwierająca się szczelina wzdłużna, której pole przekroju ma duży mniejszy wpływ na stratę chłodziwa niż zakłada się dla przypadku gilotynowego cięcia. Zatem obliczony poprzednio wzrost reaktywności i jego szybkość będą w rzeczywistości znacznie mniejsze. Tym niemniej, przyjmując gilotynowe i natychmiastowe rozwanie rurociągu jako założenia do analiz bezpieczeństwa zapewnia się konserwatyzm otrzymywanych wyników.

Po zaistnieniu awarii LBLOCA, natychmiast automatycznie zostają zrzucone pręty bezpieczeństwa oraz zostaje uruchomiony system awaryjnego chłodzenia rdzenia (*ang. Emergency Core Cooling System – ECCS*), który wciąga wodę chłodzącą do rdzenia, by odbierać z niego ciepło



Rys.2. Charakterystyka zmian mocy klasycznego reaktora CANDU w czasie awarii LBLOCA [3]. (w reaktorze EC6 wzrost mocy jest dwukrotnie mniejszy niż w klasycznym CANDU – wyjaśnienie w tekście.)

powyłączeniowe. W odróżnieniu od reaktorów LWR, jeśli z jakiegokolwiek przyczyny do kanałów paliwowych reaktora CANDU nie zostanie doprowadzona woda z ECCS, paliwo się nie stopi. Jest to wielką zaletą reaktorów CANDU, które posiadają ogromną pojemność cieplną (upust ciepła) w postaci moderatora, którym jest ciężka woda znajdująca się na zewnątrz kanałów paliwowych w zbiorniku zwanym Calandria.

Przeanalizujmy zachowanie się reaktora CANDU (rys. 1) w sytuacji, gdy na wskutek awarii punkt pracy przesuwa się w lewo od punktu normalnej pracy. Jest to sytuacja, gdy gęstość chłodziwa rośnie, spowodowana zmniejszeniem objętości zajmowanej przez parę lub obniżeniem temperatury chłodziwa na dolocie do kanałów paliwowych (rdzenia). Awarią projektową prowadzącą do takiej sytuacji jest pęknięcie głów-

nego rurociągu parowego dostarczającego parę z wytwornicy pary do turbiny. Wówczas raptownie obniża się ciśnienie pary w obiegu wtórnym, a z nim raptownie obniża się jej temperatura, co powoduje z kolei obniżenie się temperatury chłodziwa na wylocie z wytwornicy pary w obiegu pierwotnym reaktora (a tym samym na dolocie do rdzenia). W tej sytuacji reaktywność reaktora, czy jego moc, automatycznie maleją. Takie zachowanie jest pożądaną inherentną zaletą reaktora CANDU. Należy dodać, że inny reaktor oferowany przez AECL – Advanced CANDU Reactor, ACR-1000<sup>2</sup>, pracujący na lekko wzbogaconym paliwie i chłodzony lekką wodą (z ciężkowodnym moderatorem) zaprojektowany jest tak, że ma niewielki ujemny współczynnik reaktywności ze względu na przestrzeń parową, co jest osiągnięte przez odpowiedni dobór wzbogacenia paliwa.

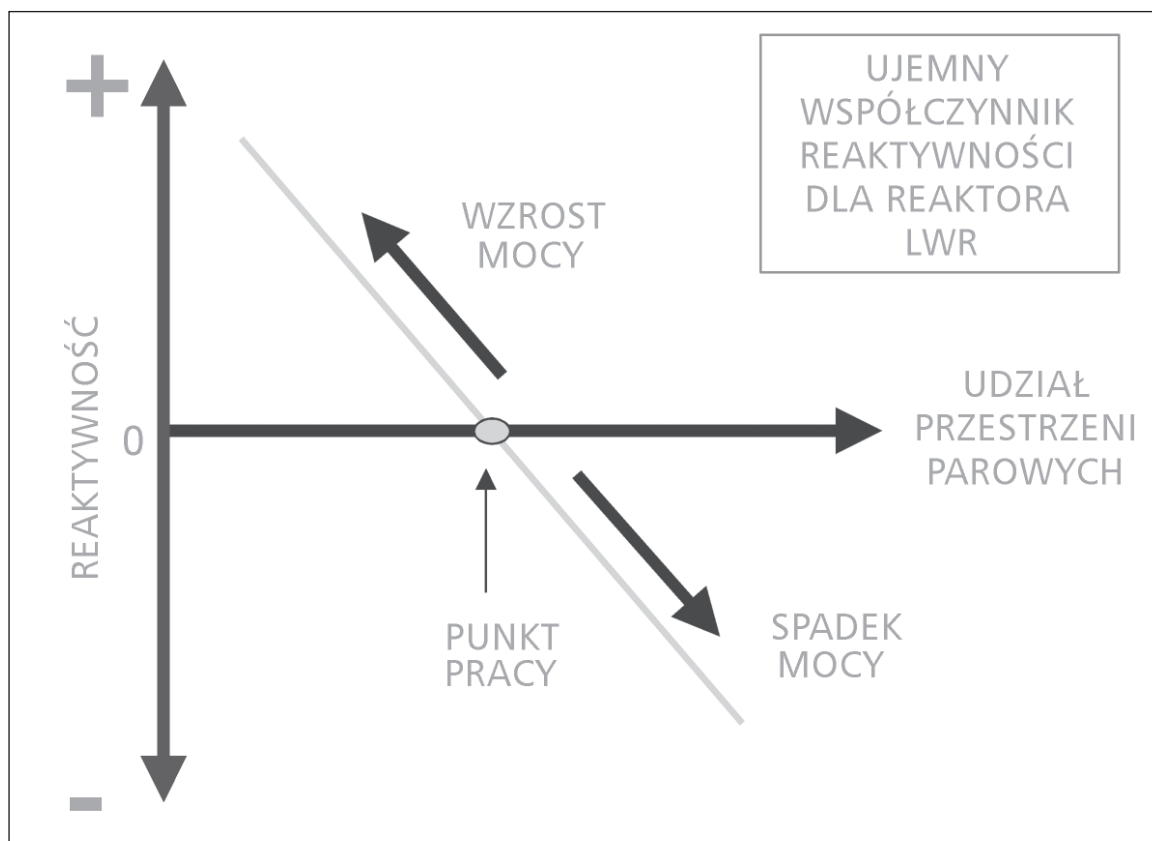
### 3.2. Reaktor z ujemnym współczynnikiem reaktywności przestrzeni parowych

Przykładem takiego reaktora są wszystkie reaktory LWR, a ich inherentną charakterystykę przedstawia rys. 3. W reaktorach LWR, w sytuacji LBLOCA całe chłodziwo (które stanowi lekka woda) jest stracone i rdzeń wypełnia para wodna. Woda w tych reaktorach pełni podwójną rolę – jest chłodziwem i moderatorem (w przeciwieństwie do reaktorów CANDU, gdzie obieg chłodziwa jest niezależnym obiegiem od obiegu moderatora). Utrata wody chłodzącej w reaktorach LWR jest jednocześnie utratą moderatora, co powoduje automatyczne przerwanie reakcji rozszczepienia uranu i samowylączenie się reaktora. Wykazuje to rys. 3, na którym w tej sytuacji punkt pracy przesuwa się w prawo w stosunku do normalnego punktu pracy i reaktywność oraz moc reaktora automatycznie maleją. Takie zachowanie się jest inherentną (naturalną) zaletą reaktorów LWR i niewątpliwie bardzo pożądane. Warto zauważyć, że w normalnym punkcie pracy chłodziwo w reaktorach PWR jest cieczą, a w reaktorach BWR – mieszaniną parowo-wodną.

Jednakże, podczas awarii związanej ze zmniejszeniem przestrzeni parowych lub zwiększeniem gęstości chłodziwa (obniżenie temperatury) punkt pracy przesuwa się w lewo od punktu normalnej pracy (rys. 3) i wtedy reaktywność rdzenia jak i jego moc wzrastają. Takie zachowanie się jest inherentną niepożądaną cechą reaktorów LWR.

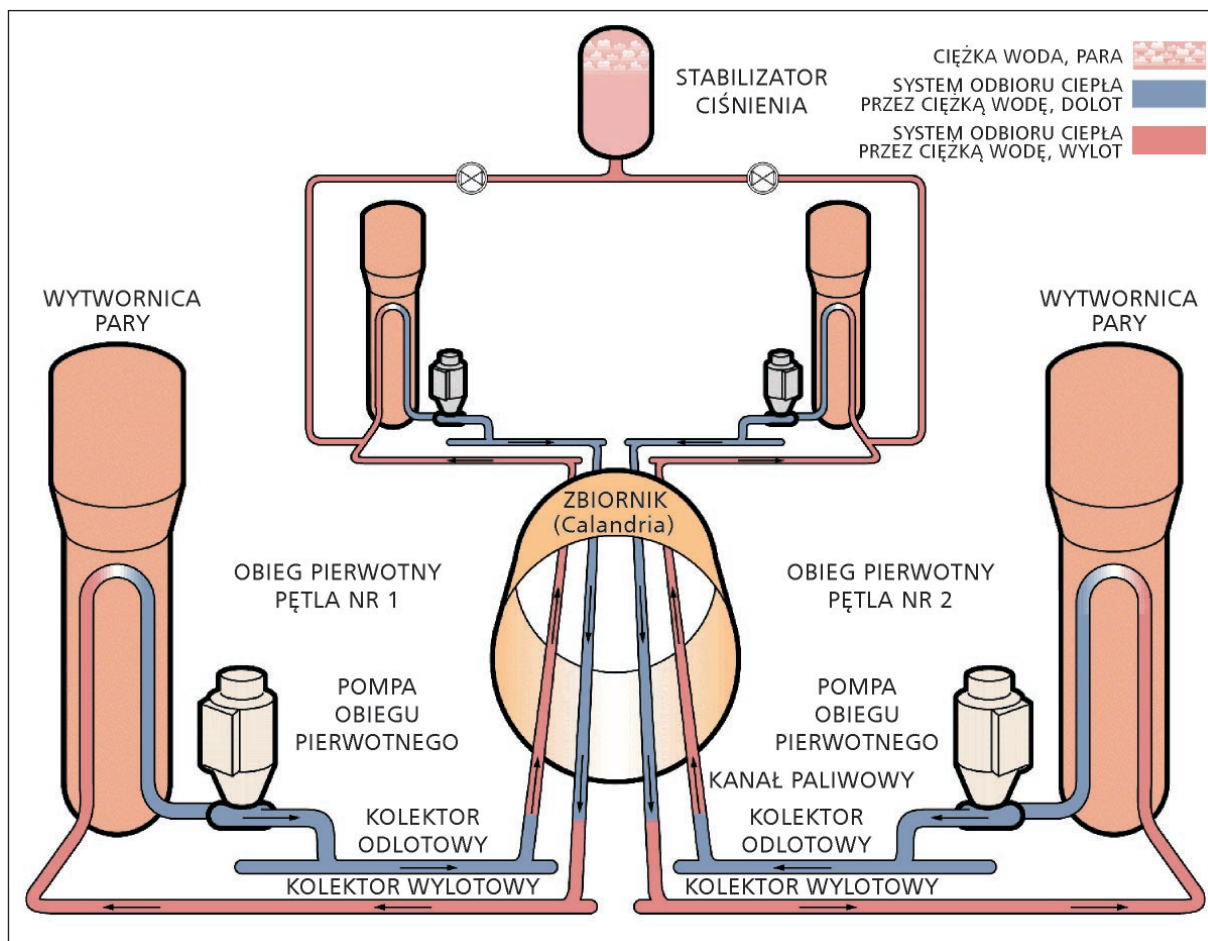
Reasumując: w przypadku awarii LBLOCA w reaktorach LWR, ich pożądana inherentna cecha, automatyczne wyłączenie się reaktora, jest niewystarczająca do utrzymania bezpiecznego stanu reaktora. Natychmiast musi być użyty inżynierski system bezpieczeństwa, by odprowadzić ciepło powyłączeniowe i uchronić rdzeń reaktora przed stopieniem. Tym systemem jest układ awaryjnego chłodzenia rdzenia, czyli ECCS.

Warto zauważyć, że musi być przy tym spełniony istotny dodatkowy warunek – woda z systemu ECCS musi zawierać skuteczny pochłaniacz (absorber) neutronów, by przerwać reakcję łańcuchową. W przeciwnym razie, sama czysta woda, będąca również moderatorem, utrzymuje



Rys. 3. Inherentna charakterystyka reaktora jądrowego z ujemnym współczynnikiem reaktywności przestrzeni parowej





Rys. 4. Schemat pierwotnego systemu chłodzenia reaktora CANDU

reakcję rozszczepienia czyli wprowadza dodatnią reaktywność do rdzenia i moc reaktora wzrasta. W dodatku woda z ECCS może być o znacznie niższej temperaturze (bardzo zimna) w porównaniu do normalnej temperatury pracy, czyli o znacznie większej gęstości. Rys. 3 ilustruje tę sytuację – punkt pracy przesuwają się w lewo powodując wzrost dodatniej reaktywności.

Warto też zauważyć, że w reaktorach LWR podczas LBLOCA mogą powstać tak duże siły hydrodynamiczne związane z raptownym przepływem chłodziwa przez rdzeń reaktora, co w konsekwencji może spowodować uszkodzenie prętów regulacyjnych i bezpieczeństwa. Stąd jedynym skutecznym inżynierskim systemem bezpieczeństwa w reaktorach LWR w czasie LBLOCA jest system ECCS z odpowiednim stężeniem absorbera neutronów.

Owe nieuczciwe, cząstkowe opinie, o których wspominałem na wstępie, przedstawiają TYLKO jedną cechę inherentną klasycznego reaktora CANDU i reaktora LWR podczas awarii LBLOCA.

W tym świetle reaktor CANDU wypada bardzo niekorzystnie, gdyż reaktywność/moc podczas awarii LBLOCA w nim rośnie, a reaktory LWR same się wtedy wyłączają. Nie mówi się nic o konieczności użycia inżynierskich systemów bezpieczeństwa w obu typach reaktorów, by zapobiec ich uszkodzeniu. Powyższy opis wystarczająco szeroko wskazuje na cechy bezpieczeństwa obu typów reaktorów podczas tej konkretnej awarii projektowej jaką jest awaria LBLOCA.

Na zakończenie pragnę dodać, że istotną rolę w zachowaniu się reaktorów w czasie awarii odgrywa nie tylko wartość, ale i szybkość zmian reaktywności w czasie. Szybkość ta jest wyrażona stopniem nachylenia charakterystyk na rys.1 i 3. Im mniejsze nachylenie tym wolniejsze są zmiany reaktywności i mocy. Tabela 1 podaje zmiany współczynnika reaktywności mocy „PCR” (ang. *Power Coefficient of Reactivity*) i współczynnika reaktywności przestrzeni parowych w rdzeniu „CVR” (ang. *Core Void Reactivity*) dla wymienionych typów reaktorów,

zarówno co do znaku jak i wielkości tych zmian. Notabene: PCR jest sumą temperaturowych współczynników reaktywności dla chłodziwa, moderatora i paliwa.

**Tabela 1. Zmiany współczynników reaktywności mocy (PCR) i przestrzeni parowych w rdzeniu (CVR) dla różnych typów reaktorów jądrowych**

	PCR (PCM/%FP)		CVR (PCM/%VF)	
	Znak	Wielkość	Znak	Wielkość
BWR	< 0	~ 45	< 0	~ 60
PWR	< 0	~ 20	< 0	~ 40
CANDU	~ 0	< 1	> 0	~ 15
ACR-1000	< 0	~ 5	< 0	~ 5

Oznaczenia: „FP” – pełna moc (ang. Full Power); „VF” – współczynnik zapętnienia fazą parową (ang. Void Fraction); PCM – procentowa zmiana reaktywności ( $\rho$ ) ( $10^{-3} \rho\%$ )

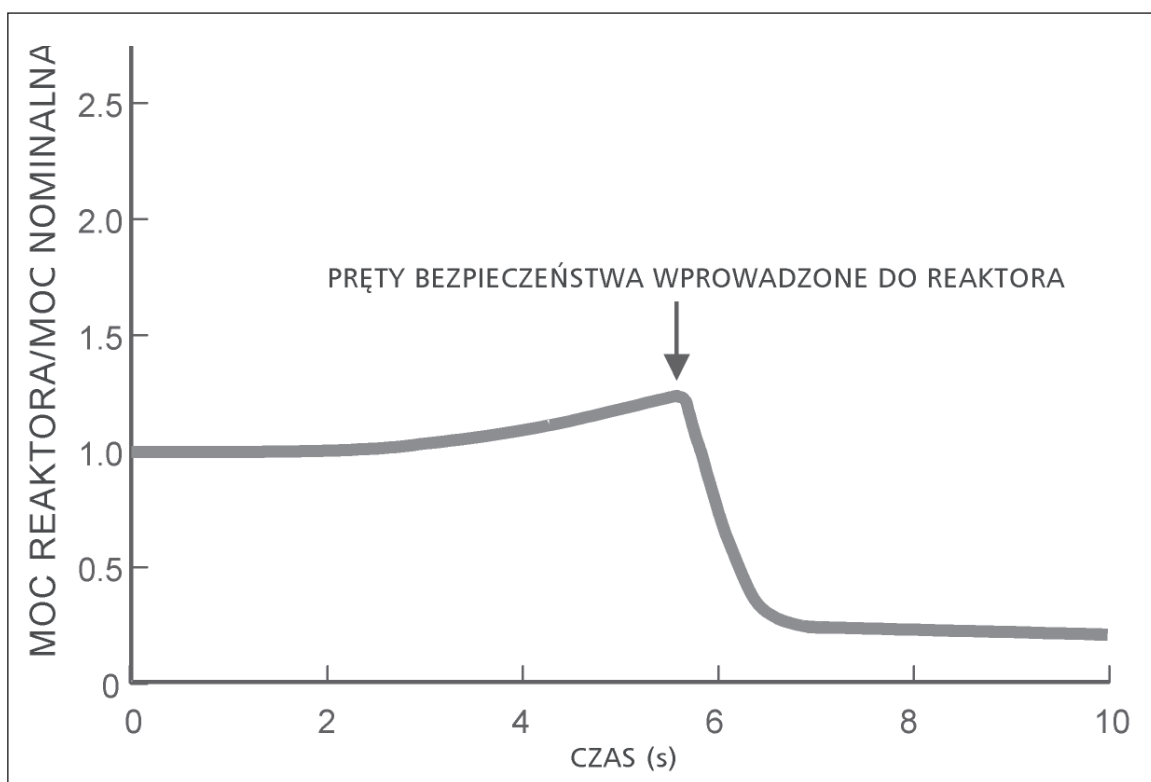
Z porównania tego wynika, że zarówno klasyczne reaktory CANDU jak i ACR-1000 charakteryzują się znacznie wolniejszymi zmianami reaktywności, a co za tym idzie dają się znacznie łatwiej sterować i kontrolować zarówno podczas normal-

nej pracy, wystąpienia operacyjnych odchyień od normalnych warunków pracy (ang. *Anticipated Operational Occurrences* – AOOs), jak i w czasie sytuacji awaryjnej w porównaniu do reaktorów LWR.

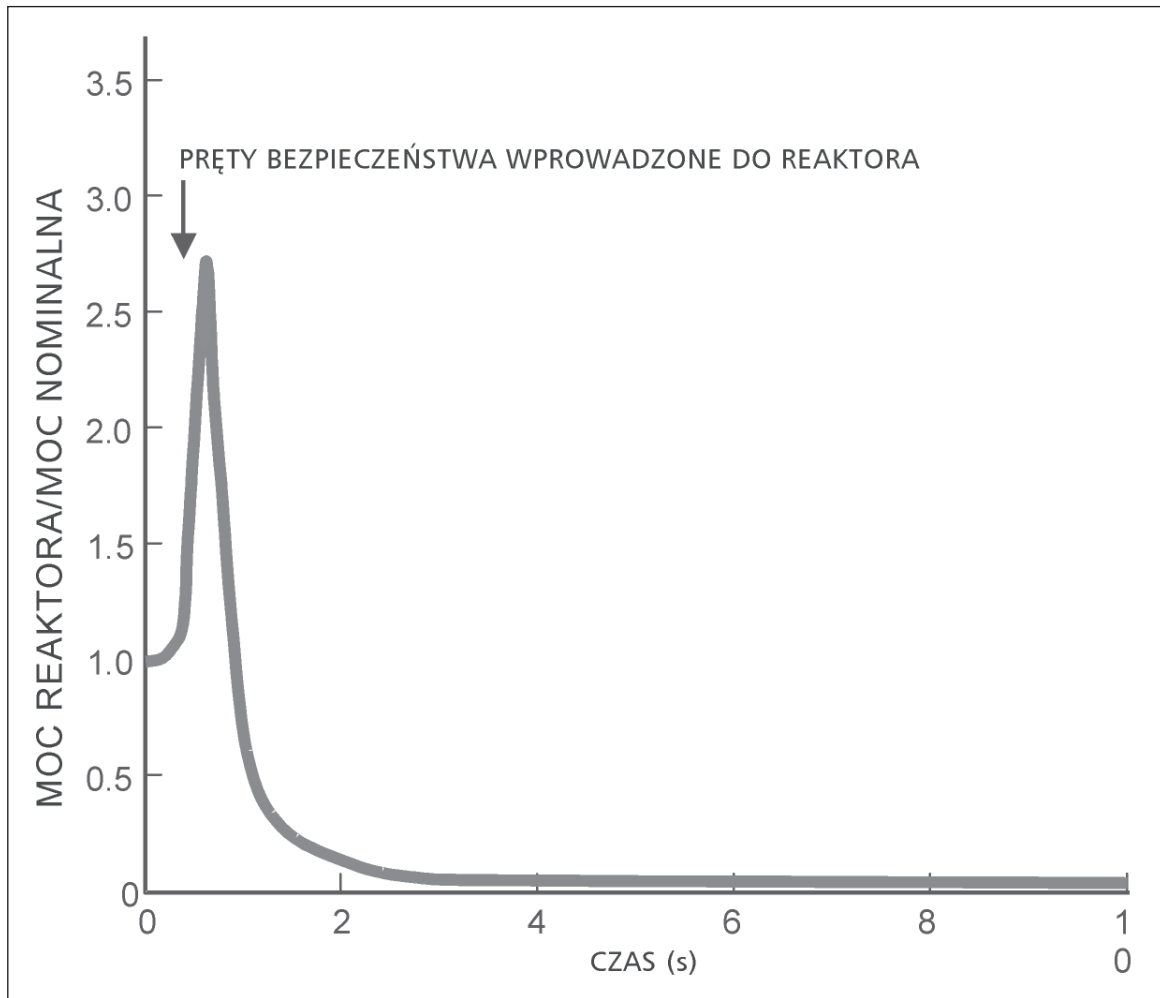
Jak dotąd, historia nie zanotowała awarii typu LBLOCA w żadnej siłowni jądrowej ani z reaktorami CANDU ani z LWR, w związku z tym analizy bezpieczeństwa opierają się na modelach i wynikach eksperymentów. W rozdziale 6 przedstawione zostaną przyjmowane do obliczeń probabilistycznych spodziewane częstości występowania różnych typów awarii, w tym i LBLOCA.

### 3.3. Inherentna cecha konstrukcyjna redukująca skutki LBLOCA w reaktorach CANDU

Idąc jeszcze dalej należy wskazać kolejną bardzo pożądaną inherentną cechę bezpieczeństwa reaktorów CANDU odróżniającą te reaktory od reaktorów LWR. Mianowicie, w reaktorach CANDU podczas awarii LBLOCA możliwe jest uszkodzenie co najwyżej połowy paliwa, gdyż obieg pierwotny składa się z dwóch niezależnych pętli (ang. *Loops*),



Rys. 5. Zmiany reaktywności reaktora PWR w EJ TMI-1 podczas awarii MSLB [8]



Rys. 6. Przebieg zmian mocy w reaktorze ESBWR w czasie awarii zaniku obciążenia generatora elektrycznego i awarii zaworu kierującego parę do skraplacza [9]

z których każda obsługuje połowę kanałów paliwowych (czyli połowę paliwa lub połowę rdzenia). Pokazuje to rys. 4. Analizując dokładniej można zauważyć, że w danym obiegu przepływ chłodziwa w rdzeniu jest dwukierunkowy. Chłodziwo płynie w jednym kierunku przez 1/4 kanałów do kolektora wylotowego (ang. *header*), dalej do wytwornicy pary, i po oddaniu ciepła w niej wraca przez pompę i dolotowy kolektor do kolejnej 1/4 kanałów płynąc w przeciwnym kierunku. To sprawia, że na początku awarii (pęknięcie jednego kolektora) tylko 1/4 paliwa może być najbardziej narażona na skutki LBLOCA. Natomiast w reaktorach LWR wszystkie pętle są ze sobą połączone i podczas awarii LBLOCA całe paliwo (cały rdzeń) podlega od razu skutkom awarii.

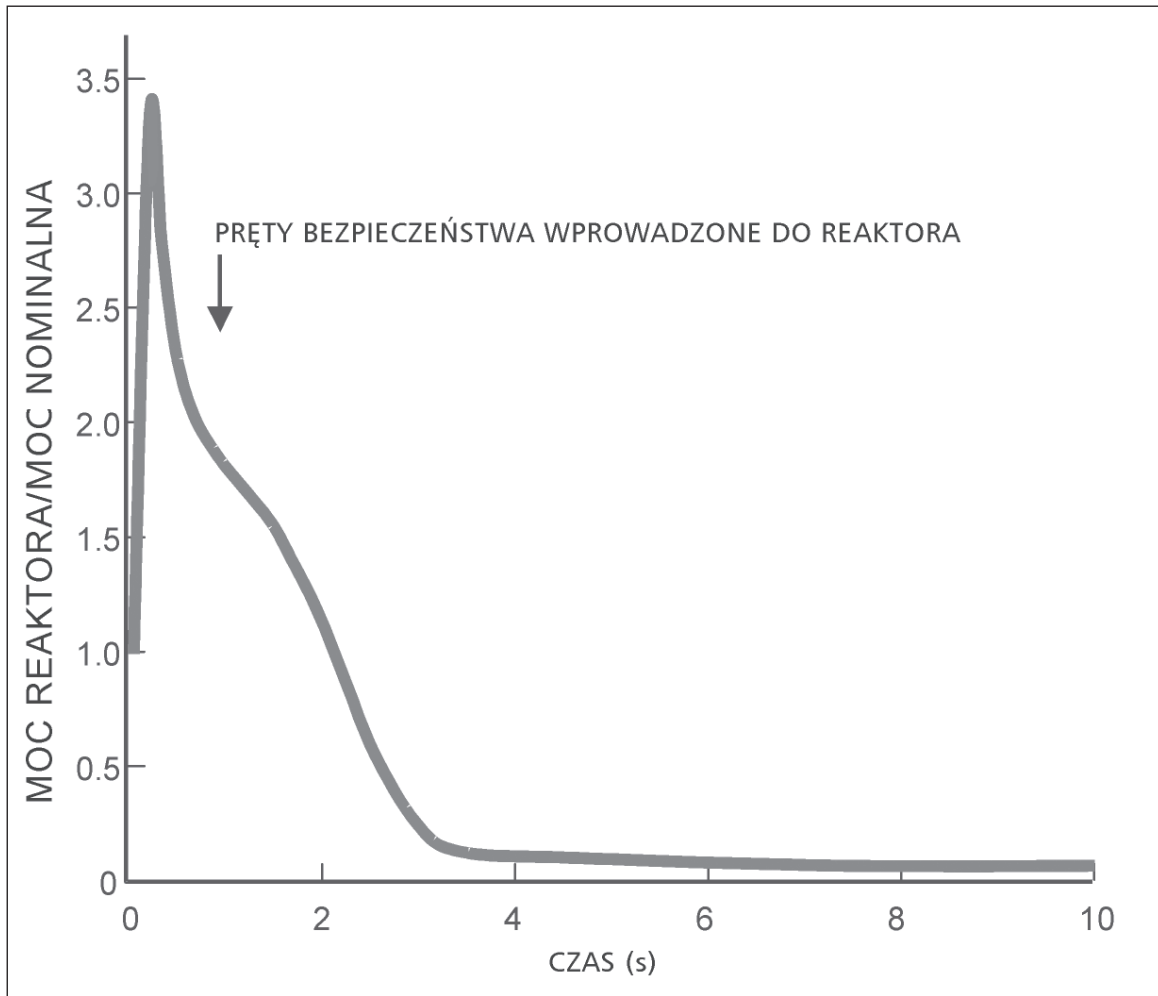
Warto zauważyć, że w reaktorze CANDU połowa kanałów paliwowych obsługiwana jest przez dwie pompy cyrkulacyjne i dwie wytwornice pary.

W czasie normalnej pracy obiegi są połączone wspólnym zbiornikiem stabilizatorem ciśnienia (ang. *Pressurizer*). Na sygnał awarii LBLOCA następuje automatyczna izolacja tych pętli i woda z ECCS wtryskiwana jest tylko do uszkodzonej pętli, by odebrać ciepło powyłłączeniowe. Pętla nieuszkodzona ma zapewnione właściwe chłodzenie na zasadzie konwekcji naturalnej.

#### 4. ANALIZA INNYCH WYBRANYCH AWARII PROJEKTOWYCH

Warto porównać kilka innych awarii projektowych prowadzących do zmian reaktywności rdzenia w reaktorach CANDU i LWR na podstawie analiz bezpieczeństwa przedstawionych urzędowi dozoru jądrowego lub rozwiązywanych równocześnie przez kilka organizacji międzynarodowych, jako tzw. benchmarki.





Rys. 7. Przebieg awarii projektowej wystrzelenia kasety prętów regulacyjnych z reaktora AP1000 [10]

#### 4.1 Pęknięcie głównego rurociągu parowego

Inną rozpatrywaną awarią projektową w ramach analizy bezpieczeństwa jest pęknięcie głównego rurociągu parowego (ang. *Main Steam Line Break* – MSLB) doprowadzającego parę z wytwornic pary do turbiny. W przypadku takiego pęknięcia, ciśnienie pary raptownie maleje wskutek gwałtownego jej rozprężenia, a tym samym maleje jej temperatura (zgodnie z charakterystyką nasycenia). Szybkość tych zmian zależy od masowego natężenia wypływającej pary przez pęknięcie.

##### 4.1.1. Reaktory CANDU

W przypadku reaktorów CANDU, jak wspomniano w rozdziale 3.1, zgodnie z charakterystyką (rys. 1), ten typ awarii zmniejsza reaktyw-

ność rdzenia i zarazem jego moc. Jest to inherentna zaleta zachowania się reaktorów CANDU w takiej sytuacji.

##### 4.1.2. Reaktory LWR

Dla zilustrowania awarii MSLB w PWR przytoczę analizę reaktora TMI-1 (Three Mile Island – 1) wykonaną w ramach problemu OECD/NEA, który rozwiązywano w kilku laboratoriach [8]. Zakłada się rozerwanie tylko jednej nitki parowej. Od chwili jej rozerwania upływa kilka sekund nim ochłodzona woda dopłynie do rdzenia reaktora. W tym momencie generowany jest sygnał o awarii. Przebieg tej awarii jest pokazany na rys. 5. Pręty bezpieczeństwa zostają wprowadzone do rdzenia po ok. 6 sekundach od momentu powstania awarii. W tym czasie reaktywność rdzenia wynosi już  $+1$  [mk]<sup>3</sup>, co powoduje wzrost mocy do 1,25 razy wyższej niż moc nominalna. Ok. 10 sekund po powstaniu

awarii, pręty bezpieczeństwa obniżają reaktywność o około -40 [mk]. Gdyby pręty nie zostały wprowadzone na czas, wówczas reaktywność wzrosłaby gwałtownie osiągając stan krytyczności natychmiastowej (ang. *prompt criticality*) po 8 sekundach.

Efekt Dopplera (zwiększenie pochłaniania neutronów w paliwie w rezonansowym obszarze energii) ograniczyłby wówczas maksymalny wzrost mocy, ale nie uchroniłby rdzeń/paliwa przed uszkodzeniem.

#### 4.2. Awaria nagłej utraty obciążenia generatora elektrycznego

Kolejna analizowana awaria projektowa postuluje nagły zanik obciążenia sieci energetycznej oraz dodatkowo awarię zaworu zrzutowego pary do skraplacza. Sytuacja ta wymaga natychmiastowego odcięcia pary dolotowej do turbiny, by uchronić ją przed rozbieganiem i zniszczeniem. Wówczas natychmiast zostaje wyłączony reaktor, a parę kieruje się do skraplacza. Postulowanie dodatkowo zacięcia się zaworu skierowującego parę do skraplacza wiąże się z nagłym wzrostem ciśnienia pary w układzie wtórnym reaktorów PWR i CANDU, a w przypadku reaktora BWR w samym układzie reaktora (w tym reaktorze nie ma dwóch obiegów pierwotnego i wtórnego – jest tylko jeden – para z reaktora kierowana jest bezpośrednio do turbiny). Dalszy rozwój sytuacji przedstawiony jest poniżej.

##### 4.2.1. Reaktory PWR i CANDU

W reaktorach PWR i CANDU po zaistnieniu powyższej awarii reaktory zostają wyłączone, ale odbierane ciepło powyłączeniowe z rdzenia wytwarza w dalszym ciągu parę w wytwornicach pary, a zacięcie zaworów na drodze do skraplacza blokuje jej odpływ, to wzrastające ciśnienie powoduje otwarcie zaworów bezpieczeństwa na rurociągach parowych i wypływ pary do otoczenia. Przepustowość tych zaworów jest tak dobierana, żeby ciśnienie w układzie pozostawało na stałym poziomie.

##### 4.2.2. Reaktory BWR

Ten rodzaj awarii ma wyjątkowo szybki przebieg w reaktorach BWR, gdyż z chwilą zablokowania przepływu pary do skraplacza (a moment wcześniej do turbin) natychmiast wzrasta ciśnienie pary w rdzeniu reaktora powodując sprężenie (zagęszczenie) mieszaniny dwufazowej w rdzeniu, czyli zanikanie przestrzeni parowych w mieszaninie dwufazowej (ang. *Void Collapse*). Zgodnie z charakterystyką (rys. 3) zmniejszeniu temu to-

warzyszy szybki wzrost reaktywności i mocy reaktora. By zapobiec bardzo poważnej awarii (związanej z osiągnięciem krytyczności natychmiastowej), pręty bezpieczeństwa muszą być wprowadzone do rdzenia zanim fala ciśnienia odbita od zamkniętego zaworu cofnie się do rdzenia reaktora i spowoduje ściśnięcie (redukcję) przestrzeni parowych. Tę awarię ilustruje odpowiedni fragment analizy bezpieczeństwa reaktora ESBWR zaprojektowanego przez firmę General Electric (GE) [9] pokazany na rys. 6.

W czasie zero generator wysyła sygnał o zaniku obciążenia. Po 0,1 s zamyka się zawór odcinający parę do turbin. Sygnał o zablokowaniu zaworu kierującego parę do skraplacza powoduje sygnał wyłączenia reaktora po 0,15 s. Pręty bezpieczeństwa zaczynają opadać po 0,4 s i są całkowicie w rdzeniu po 3 s. Moc 2,5 raza większa niż moc nominalna pojawia się po 0,8 s. Zanik przestrzeni parowych w rdzeniu powoduje wzrost reaktywności do +5,53 [mk] podczas pierwszych 0,6 s. Moc reaktora szybko wzrasta, po czym maleje na skutek efektu Dopplera. Wprowadzona duża ujemna reaktywność przez pręty bezpieczeństwa utrzymuje reaktor w stanie podkrytycznym.

#### 4.3. Awaria wystrzelenia prętów regulacyjnych

Ten typ awarii jest fizycznie niemożliwy w reaktorach CANDU, gdyż wszelkie pręty regulacyjne i bezpieczeństwa są umieszczone w niskotemperaturowym i niskociśnieniowym (ciśnienie trochę powyżej ciśnienia atmosferycznego) moderatorze poza systemem chłodzenia reaktora, czyli poza tzw. barierą ciśnienia (ang. *Pressure Boundary*).

Przykład przebiegu tej awarii dla nowoczesnego reaktora AP1000 typu PWR, zaprojektowanego przez Westinghouse Electric Company ilustruje wykres przygotowany przez amerykański urząd dozoru jądrowego (US NRC) [10] na rys. 7.

Taką awarię rozpatruje się dla dwóch przypadków: (i) przy pełnej mocy reaktora na początku cyklu paliwowego (rys. 7), oraz (ii) przy zerowej mocy na końcu cyklu paliwowego. Ma ona przebieg niezwykle szybki. Dla przypadku (i) maksimum reaktywności równe +3,5 [mk] osiągnięte jest po 0,14 s, a moc wzrasta do 3,5 razy większej niż nominalna. Ten impuls mocy jest łagodzony poprzez efekt Dopplera i zrzut prętów bezpieczeństwa po 0,93 s. W tym czasie około 10% paliwa może ulec stopieniu. W przypadku (ii) pręty regulacyjne są w pełni wprowadzone do rdzenia stąd ich wystrzelenie (utrata dużej

ujemnej reaktywności) powoduje dodanie o wiele większej reaktywności niż w przypadku (i) kiedy pręty są tylko częściowo wprowadzone do rdzenia i impuls mocy może być 15 razy większy niż moc nominalna w czasie 0,27s. Pręty regulacyjne zaczynają wpadać do rdzenia po 1,13 s. Zwykle tej awarii towarzyszy awaria LOCA, gdyż chłodziwo zaczyna być tracone z obiegu chłodzenia.

Jest to bardzo mało prawdopodobna awaria, aczkolwiek w elektrowni Davis Besse w USA zaobserwowano korozję w rejonach zamocowania napędów prętów regulacyjnych w pokrywie reaktora, co podważyło przekonanie o bardzo małym prawdopodobieństwie tego typu awarii.

## 5. PRAWDOPODOBIENSTWO AWARII W ELEKTROWNIACH JĄDROWYCH

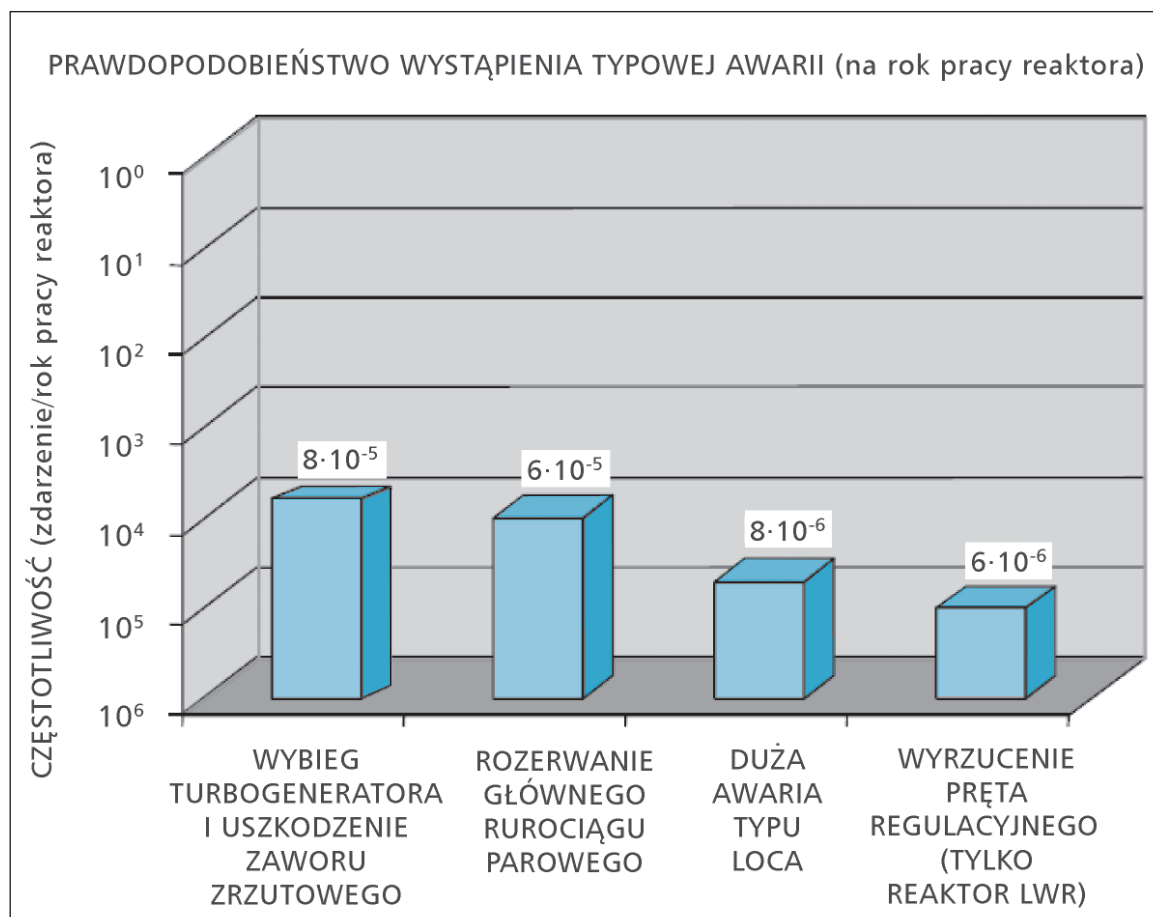
Rys. 8 przedstawia częstotliwość z jaką może wystąpić danego typu awaria projektowa na rok pracy reaktora, która brana jest pod uwagę w probabilistycznych analizach bezpieczeństwa.

Warto zauważyć, że najczęstsze przyczyny nieoczekiwanego wzrostu reaktywności w reaktorach jądrowych powodowane są po stronie obiegu wtórnego, po konwencjonalnej stronie elektrowni, czyli po stronie BOP (ang. *Balance of Plant*), zarówno dla reaktorów PWR i CANDU, jak to pokazane będzie w następnym podrozdziale. Najmniej prawdopodobne są awarie typu LBLOCA czy wystrzelenie prętów regulacyjnych w reaktorach LWR.

### 5.1. Incydenty wzrostu reaktywności w pracujących elektrowniach jądrowych

Podaję te fakty tylko dla ilustracji, że do niestabilnej pracy reaktora czy jego wyłączenia lub awarii mogą prowadzić niesprawności nie tylko związane z samym reaktorem i systemami bezpośrednio z nim związanymi, lecz te po konwencjonalnej stronie elektrowni jądrowej czyli turboszespołu (BOP).

W sierpniu 2008 r. w bloku PWR-3 w EJ Cristal River (USA), podczas normalnej pracy pojawiły się oscylacje przepływu wody zasilającej wytwornice



Rys. 8. Prawdopodobieństwo wystąpienia danego rodzaju awarii projektowej

pary po stronie obiegu wtórnego powodujące wzrost poziomu wody w wytwornicy pary (po stronie pierwotnej), chwilowe obniżenie temperatury chłodziwa na wylocie z wytwornicy (obieg pierwotny) i wzrost reaktywności rdzenia. Te zmiany parametrów doprowadziły do wyłączenia reaktora.

W lutym 1998 r., w dwóch niezależnych przypadkach: w blokach nr 2 i 3 z reaktorami BWR EJ Oskarshamm (w Szwecji) pojawiła się globalna niestabilność mocy reaktorów (poprzez wprowadzenie dodatkowej reaktywności) prowadząca do wyłączenia reaktorów. Spowodowane to zostało małymi zmianami udziału przestrzeni parowych w chłodziwie (mieszanie dwufazowej), które to z kolei zostało spowodowane małymi zmianami przepływu i temperatury wody zasilającej reaktory.

We wrześniu 2007 r. w EJ Olkiluoto-2 (w Finlandii) z reaktorem BWR, nastąpił zanik obciążenia generatora elektrycznego. Moc reaktora zredukowano do 30% i otwarto zawory zrzucające parę do skraplacza. W pewnym momencie dwa spośród tych zaworów zamknęły się bez przyczyny, ciśnienie w reaktorze wzrosło powodując wzrost jego reaktywności i wyłączenie reaktora. Później okazało się, że w czasie tego incydentu 9 z 14 prętów regulacyjnych sterowanych hydraulicznie nie można było uruchomić.

## 6. PODSUMOWANIE OMÓWIONYCH AWARII PROJEKTOWYCH

Tabela 2 podsumowuje przekazane wyżej sytuacje zachowania się reaktorów CANDU i LWR oraz ich inżynierskich systemów bezpieczeństwa w różnych wybranych awariach projektowych.

## 7. ZALETY BEZPIECZEŃSTWA CIĘŻKIEJ WODY W REAKTORACH CANDU

Na zakończenie kilka informacji o stosowaniu ciężkiej wody w reaktorze energetycznym. Jedynym takim reaktorem jest reaktor CANDU. W klasycznym reaktorze CANDU, ciężka woda jest chłodziwem oraz moderatorem. Te dwa systemy są od siebie całkowicie niezależne (w reaktorze ACR-1000 ciężka woda jest tylko moderatorem, natomiast woda lekka chłodzi ten reaktor; oczywiście też w dwóch niezależnych systemach).

Ogromną zaletą ciężkiej wody jest jej minimalne pochłanianie neutronów – stąd reaktory CANDU mogą używać naturalnego uranu jako paliwa, można powiedzieć, że posiadają najlepszą „ekonomię” neutronów. Natomiast ciężka woda jest gorszym moderatorem neutronów w porównaniu z lekką wodą. Neutron, by mógł obniżyć swoją pierwotną energię do poziomu tzw. termicznego, musi zderzyć się kilkadziesiąt razy więcej z jądrami deuteru niż neutron znajdujący się w moderatorze lekkowodnym (zderzając się z jądrami wodoru). Ten proces trwa w ciężkiej wodzie 30-40 razy dłużej (około 0,9 ms) niż w lekkiej wodzie (około 0,03 ms) i ma kapitalne znaczenia dla bezpieczeństwa reaktorów CANDU. Konsekwencją dłuższego czasu spowalniania (czyli czasu między kolejnymi rozszczepieniami) są znacznie powolniejsze procesy przejściowe (ang. *Transients*) zmian reaktywności rdzenia. To nakłada znacznie łagodniejsze wymagania co do czasu zadziałania systemów bezpieczeństwa, jak również sterowania mocą reaktora podczas normalnej pracy w porównaniu z reaktorami LWR. Ponadto, wolniejsze zmiany reaktyw-

Tabela 2. Podsumowanie zachowania się reaktorów CANDU i LWR w wybranych awariach projektowych

AWARIA PROJEKTOWA	CANDU	LWR
Utrata chłodziwa (LBLOCA)	Wzrost mocy wstrzymany przez system bezpieczeństwa i chłodzenie powyłączeniowe	Automatyczny spadek mocy, konieczne długoterminowe wyłączenie i chłodzenie rdzenia wodą z absorberem neutronów
Wtrysk zimnej wody do systemu chłodzenia rdzenia	Automatyczny spadek mocy	Wzrost mocy, konieczna kombinacja zadziałania wewnętrznego sprzężenia zwrotnego i systemu wyłączania
Rozerwanie rurociągu parowego	Automatyczny spadek mocy, wymagane długoterminowe wyłączenie	Wzrost mocy wstrzymany przez system wyłączania
Wystrzelenie pręta regulacji mocy	<i>Fizycznie niemożliwe</i>	Raptowny wzrost mocy powyżej krytyczności natychmiastowej zatrzymany automatycznie przez temperaturowe sprzężenie zwrotne paliwa oraz konieczne użycie systemu wyłączania

Zaciemnione miejsca w tabeli wskazują sytuacje, w których dodatnia reaktywność wprowadzana jest do rdzenia reaktora w przypadku reaktora CANDU i LWR.



ści powodują wolniejszy wzrost mocy, a zatem i temperatury paliwa oraz naprężeń w nim występujących. Stąd w reaktorach CANDU jest mniejsze prawdopodobieństwo rozszczelnienia elementu paliwowego (uszkodzenia koszulki paliwowej i samego paliwa) niż w reaktorach LWR i wydostania się produktów rozszczepienia do otoczenia (normalnie są one uwięzione w matrycy paliwa – ziarnach czy na granicach ziaren paliwa).

Należy przy tej okazji dodać, że w ciężkiej wodzie tworzą się również fotoneutrony, jako skutek oddziaływania promieniowania *gamma* na deuter. Stanowią one dodatkowe źródło neutronów opóźnionych (ang. *Delayed Neutrons*), które jeszcze bardziej spowalniają procesy przejściowe reaktywności rdzenia reaktorów CANDU.

Te dwie inherentne cechy reaktorów CANDU, dzięki ciężkowodnemu moderatorowi, podnoszą dodatkowo ich bezpieczeństwo w porównaniu z reaktorami LWR.

## 8. UWAGI KOŃCOWE

Przedstawiony artykuł dokonuje porównania charakterystyk reaktywnościowych reaktorów CANDU i LWR w kilku wybranych awariach projektowych. Każdy obecnie oferowany reaktor energetyczny prócz swoich inherentnych cech bezpieczeństwa musi mieć dodatkowo wbudowane inżynierskie systemy bezpieczeństwa, by spełniał wymagania bezpieczeństwa (by był bezpieczny w każdej sytuacji). Zatem zarówno reaktory CANDU, jak i LWR są równie bezpiecznymi reaktorami, co gwarantują licencje eksploatacyjne wydane przez urzędy dozoru jądrowego.

Na zakończenie warto zacytować z dokumentu kanadyjskiego urzędu dozoru jądrowego, CNSC [1] następujące sformułowania dotyczące bezpieczeństwa reaktorów CANDU będących obecnie w eksploatacji:

*Regarding the positive reactivity feedback effect in CANDU reactors, no major finding to date challenges the judgment that, with the existing safeguards in place and additional compensatory measures implemented following new R&D, the CANDU operating reactors continue to meet the licensing legal requirements.*

*This intrinsic feature (positive reactivity feedback) of CANDU designs, as well as the adequacy of design and operating safeguards put in place to address it, have been, and continue to be, the subject of close scrutiny and constant questioning. Both the operators and the CNSC have been, and continue to be, proactive in identifying and implementing any necessary measures to assure a high level of confidence in the adequacy of safeguards provisions in place.*

Celem tego artykułu było wykazanie niesłuszności opinii o nieadekwatnym (niewystarczającym) bezpieczeństwie klasycznych reaktorów CANDU. Mimo, że reaktory CANDU były zaprojektowane pół wieku temu, ich cechy inherentne i inżynierskie systemy bezpieczeństwa stawiają je ciągle w rzędzie nowoczesnych reaktorów. Niezależnie od tego, każdy kolejny budowany reaktor CANDU jest zmodernizowany nadążając za postępem techniki w danej dziedzinie i w danym czasie. Niestety powyższy artykuł pomija wiele nowoczesnych cech reaktorów CANDU, a to wymagałoby osobnego opisu. Wspomnę tylko, że o nowoczesności reaktorów CANDU niech świadczy chociaż tych kilka wymienionych poniżej cech:

- dwa w pełni niezależne od siebie systemy bezpieczeństwa i niezależne od systemu sterowania mocą,
- w pełni niezależne od siebie systemy pomiaru parametrów, które uruchamiają czy nadzorują pracę systemów sterowania mocą i systemy bezpieczeństwa,
- wszystkie systemy sterowania reaktywnością i systemy pomiarowe im służące znajdują się (poza barierą ciśnienia) na zewnątrz systemu chłodzenia (w niskociśnieniowym i niskotemperaturowym moderatorze),
- zapobieganie i redukcja skutków ciężkich awarii jest skutecznie zapewniona poprzez:
  - rozdział systemu moderatora od systemu chłodzenia rdzenia,
  - duża masę moderatora (250 ton ciężkiej wody) posiadającą ogromną pojemność cieplną,
  - reaktor umieszczony jest w pomieszczeniu betonowym (ang. *Vault*) zawierającym 500 ton lekkiej wody, która posiada kolejną ogromną pojemność cieplną,
  - degradacja rdzenia przy braku wszelkich innych środków „ratunkowych” przebiega bardzo wolno w porównaniu z reaktorem LWR (czas potrzebny na odparowanie moderatora a potem na odparowanie wody w pomieszczeniu betonowym – niepotrzebne jest dodawanie specjalnego zbiornika na stopiony rdzeń (ang. *Core Catcher*) – istnieje on już inherentnie.
- sterowane komputerowe od czasu ich powstania,
- przeładowanie paliwa odbywa się w sposób ciągły przy pełnej mocy i jest w pełni skomputeryzowane,
- przeładowywanie paliwa w czasie pracy pozwala utrzymywać minimalny nadmiar reaktywności rdzenia poprzez cały czas eksploatacji reaktora – kolejna inherentna wspinała cecha bezpieczeństwa.



Wracając do innych opinii krytykujących klasyczny reaktor CANDU, porównywany niekiedy z radzieckim reaktorem RBMK (który doprowadzono do tragicznej awarii), trzeba z całą stanowczością stwierdzić, że mimo, iż oba mają dodatni współczynnik reaktywności przestrzeni parowych, nie należy tych reaktorów utożsamiać. Różnice są ogromne. Dużo napisano na temat porównania reaktorów CANDU i RBMK po katastrofie w Czarnobylu, co przedstawiają przytoczone pozycje literatury [11 – 13].

Na zakończenie pragnę podziękować Panom prof. D.A. Meneley (University of Ontario Institute of Technology) i dr. A.P. Muzumdar (CANDU Owners Group) za możliwość skorzystania z ich opracowań [14, 15] oraz za cenne dyskusje. Polecam Państwu te opracowania, gdyż zawierają one pierwszą w skali światowej próbę porównania marginesów bezpieczeństwa różnych typów reaktorów (poprzez zaproponowanie „wspólnego mianownika”).

Pragnę również podziękować Redakcji, a szczególnie Panu dr. A. Mikulskiemu za zachętę, opublikowanie mego artykułu i przybliżenie Państwu tego, co stworzono za oceanem, w Kanadzie, gdzie dane mi było przepracować dwie dekady mego życia. ■

*Stefan S. Doerffer  
Atomic Energy of Canada Limited,  
Mississauga, Ontario, Kanada*

#### PRZYPISY

<sup>1</sup> CANDU (CANada Deuterium Uranium) jest zastrzeżonym znakiem handlowym Atomic Energy of Canada Limited (AECL)

<sup>2</sup> ACR-1000 jest zastrzeżonym znakiem handlowym AECL.

<sup>3</sup> Autor definiuje reaktywności jako iloraz  $(k-1)/k$ , gdzie  $k$  jest efektywnym współczynnikiem mnożenia, i podaje dalej jako liczbę pomnożoną przez 1000 w jednostkach [mk]. W Polsce jako jednostkę reaktywności przyjmuje się raczej odniesienie ilorazu  $(k-1)/k$  do efektywnego udziału neutronów opóźnionych ( $\beta$ ) i wyraża w umownej jednostce zwanej dolarem, równej 100 centom (przez redakcję).

#### LITERATURA

[1] Technical Note: „Positive Coolant Void Reactivity Feedback Phenomenon in Currently Operating CANDU Reactors”, Canadian Nuclear Safety Commission, E-DOCS #3399585 (CNSC website), July 14, 2009.

[2] „Safety Assessment and Verification for Nuclear Power Plants”, International Atomic Agency Safety Standards Series No. NS-G-1.2, IAEA, Vienna (2001).

[3] „WIMS-IST Based CANDU 6 Power Transients Terminated by SDS1 – Break Survey Assessment”, Report AECL, TTR-771, vol. 3, Rev. 0, December 2004.

[4] MPA Stuttgart (Germany), Research Project 1500 279, Final Report on „Phenomenological Pipe and Vessel Burst Test”, November 1989.

[5] G. Wilkowski, R. Olson, P. Scott, A. Hopper: The IPIRG Programs – Advances in Pipe Fracture Technology, Proceedings of the Specialist Meeting on Leak-Before-Break in Reactor Piping and Vessels, Lyon, France, October 9-11, 1995 (zobacz także NUREG/CR-6233 volume 4, s. 135-152).

[6] R.L. Tregoning: USNRC Paper, „Risk-Informed Changes to Chapter 50.46a: Large Break LOCA Redefinition”, CNSC Workshop on Engineering Aspects of Risk-Informed In-service Inspection, Leak-Before-Break and Large Break LOCA”, Ottawa, March 27-28, 2007.

[7] G. Balog: „Redefining the Large Break LOCA”, CNSC Workshop on Engineering Aspects of Risk-Informed In-service Inspection, Leak-Before-Break and Large Break LOCA”, Ottawa, March 27-28, 2007.

[8] Pressurized Water Reactor Main Steam Line Break (MSLB) Benchmark, NEA/NSC/DOC(2003)21, NEA Nuclear Science Committee (2003).

[9] ESBWR Design Control Document, Tier 2, Chapter 15, Safety Analysis, GE Nuclear Energy 26A6642BP, Revision 2 (Oct. 2006) (US NRC).

[10] AP1000 Design Control Document, Revision 15, „Control Rod Ejection”, Westinghouse Electric Company (2005) (US NRC).

[11] J.Q. Howieson, V.G. Snell: „Chernobyl – A Canadian Technical Perspective”, Nuclear Journal of Canada, vol. 1, No. 3, September 1987. Also as Atomic Energy of Canada Limited publication, AECL-9334S, January, 1987. Also the revised version of August 1991 by V.G. Snell i J.Q. Howieson.

[12] P.S.W. Chan, A.R. Dastur, S.D. Grant, J.M. Hopwood, B. Chexal: „The Chernobyl Accident: Multidimensional Simulations to Identify the Role of Design and Operational Features of the RBMK-1000”, proceedings of the ENS/ANS Topical Meeting on Probabilistic Risk Assessment, Zurich, Switzerland, August 30 – September 4, 1987.

[13] A. Dastur, R. Osborne, D. Pendergast, D. Primeau, V. Snell and D. Torgerson: „A Quick Look at the Post-Accident Review Meeting (PARM)”, Atomic Energy of Canada Limited publication, AECL-9327, September, 1986.

[14] D.A. Meneley, A.P. Muzumdar: „Power Reactor Safety Comparison – Limited Review”, 30<sup>th</sup> Annual Canadian Nuclear Society Conference & 33<sup>rd</sup> Annual CNS-CAN Student Conference, Calgary, Canada, May 31 – June 03, 2009.

[15] A.P. Muzumdar i D.A. Meneley: „Large LOCA Margins in CANDU Reactors – An Overview of the COG Report”, 30<sup>th</sup> Annual CNS Conference & 33<sup>rd</sup> Annual CNS-CAN Student Conference, Calgary, Canada, May 31 – June 03, 2009.