

Redakcja naukowa: Krzysztof Tubielewicz, Krzysztof Turczyński

WŁAŚCIWOŚCI I WYTRZYMAŁOŚĆ EKSPLOATACYJNA MATERIAŁÓW I URZĄDZEŃ DLA ENERGETYKI JĄDROWEJ

Część I

MONOGRAFIA - NR 6

**SERIA: INNOWACYJNE TECHNIKI
I TECHNOLOGIE MECHANIZACYJNE**



Gliwice 2009

Redakcja naukowa
Krzysztof TUBIELEWICZ
Krzysztof TURCZYŃSKI

**WŁAŚCIWOŚCI
I WYTRZYMAŁOŚĆ EKSPLOATACYJNA
MATERIAŁÓW I URZĄDZEŃ
DLA ENERGETYKI JĄDROWEJ**

Część I

Redakcja naukowa:

Krzysztof Tubielewicz

Krzysztof Turczyński

Współautorzy:

Marek Kęsy – Politechnika Częstochowska

Rościsław Melechow – Politechnika Częstochowska

Krzysztof Tubielewicz – Politechnika Częstochowska

Krzysztof Turczyński – Instytut Techniki Górniczej KOMAG

Andrzej Zaborski – Politechnika Częstochowska

Komitet redakcyjny:

prof.dr hab.inż. Adam Klich

prof.dr hab.inż. Zdzisław Kłeczek

prof.dr inż. Włodzimierz Sikora

Recenzent:

prof.dr hab.inż. Wiktor Szabajkowicz – Politechnika Rzeszowska

Sekretarz redakcji:

Romana Zajęc

Copyright by

Instytut Techniki Górniczej KOMAG, Gliwice 2009

ISBN 978-83-60708-40-8

Wydawca:

***Instytut Techniki Górniczej KOMAG
ul. Pszczyńska 37, 44-101 Gliwice***

WPROWADZENIE

Monografia składa się z dwóch części.

Część pierwsza w sposób ogólny wprowadza czytelnika w tematykę energetyki jądrowej oraz przedstawia ogólne zasady konstrukcji elektrowni jądrowych, jak również porusza kwestię materiałów konstrukcyjnych stosowanych do wykonywania urządzeń i przewodów rurowych energobloków elektrowni jądrowych z reaktorami typu wodno-ciśnieniowego (PWR) i wodno-wrzącego (BWR).

Określono przyczyny powodujące degradację materiałów i scharakteryzowano uszkodzenia, różnego rodzaju elementów konstrukcyjnych, występujące w warunkach pracy reaktorów, przewodów rurowych, wytwornic pary, turbin parowych, turbogeneratorów, jak również urządzeń pomocniczych.

Spis treści

str.

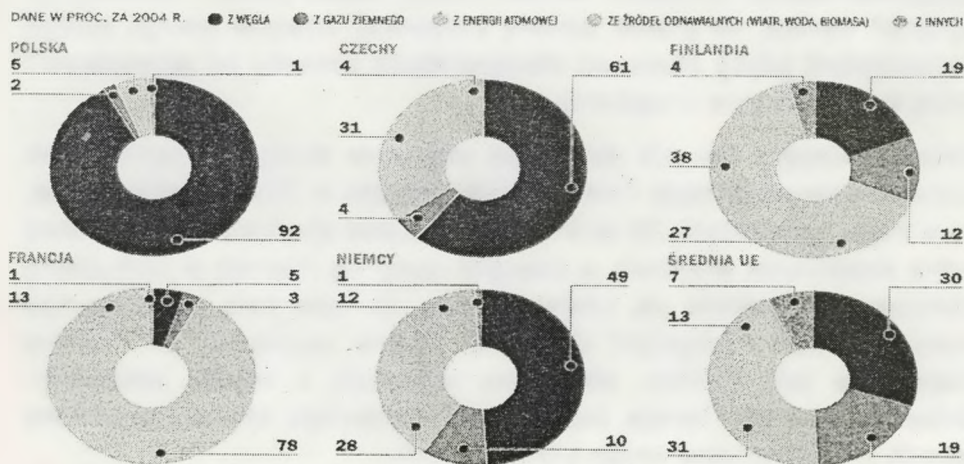
WPROWADZENIE

1. ZA I PRZECIW ENERGETYCE JĄDROWEJ.....	1
2. ZASADY KONSTRUKCJI ELEKTROWNI JĄDROWYCH	8
3. DEGRADACJA MATERIAŁÓW ELEMENTÓW STEROWANIA REAKTORÓW JĄDROWYCH	36
4. DEGRADACJA I KOROZYJNO-MECHANICZNE USZKODZENIA MATERIAŁÓW KORPUSÓW I PRZEWODÓW RUROWYCH REAKTORÓW TYPU WODNO-CIŚNIENIOWEGO	62
5. USZKODZENIA ELEMENTÓW WEWNĘTRZNEJ INSTALACJI I UKŁADU RUROWEGO REAKTORÓW TYPU WODNO-WRZĄCEGO	87
6. PODSUMOWANIE	107

1. ZA I PRZECIW ENERGETYCE JĄDROWEJ

Krzysztof Tubielewicz, Krzysztof Turczyński

W trwającej debacie na temat wprowadzenia energetyki jądrowej w Polsce zabierają głos zwolennicy i przeciwnicy atomu, ale mimo, że minął rok od rozpoczęcia tej dyskusji ostateczna decyzja dotycząca budowy elektrowni atomowej w Polsce nie zapadła. W projekcie dokumentu „Polityka energetyczna do 2030 r.” zawarto enigmatyczne stwierdzenia o możliwościach budowy elektrowni atomowych, pod warunkiem uzyskania akceptacji społecznej. Jednak elektrownie jądrowe musimy budować nie dlatego, że dostępne surowce energetyczne (ropa, gaz) są drogie lub tanie, lecz dlatego, że kurczą się złoża węgla w Polsce. W 2008 roku po raz pierwszy od wielu lat importowano więcej węgla niż eksportowano. Musimy budować elektrownie atomowe między innymi dlatego, że unijna polityka klimatyczna powoduje, że energia z węgla będzie drożeć, a w Polsce produkujemy z niego aż 94% prądu (rys. 1). Ponadto gdy pakiet energetyczny wejdzie w życie w 2020 roku będziemy musieli zapłacić za emisję CO₂ dziesiątki milionów złotych.



Rys.1. Udział przykładowy produkcji prądu (w %) w niektórych krajach Unii Europejskiej („Gazeta Wyborcza” 19.12.2008 r.)

Polska energetyka ma niewiele czasu na zmiany, gdyż w Brukseli zyskaliśmy tylko ok. 15 lat podczas których musimy radykalnie zmniejszyć zależność od węgla. Nie zastąpią go źródła odnawialne, bo nawet

najbardziej entuzjastyczne wyliczenia stwierdzają, że energia z wiatru i biomasy do 2020 r. pokryje najwyżej 15% potrzeb.

Oczywistym jest, że nie zastąpi go też całkowicie atom ale umożliwi ograniczenie emisji CO₂ i zapewni Polsce bezpieczeństwo energetyczne. Aktualnie sprowadzamy z Rosji zarówno ropę i gaz, ale grozi nam również uzależnienie od rosyjskiego węgla, a ponadto stan techniczny niektórych naszych elektrowni jest zły. Jeżeli nie podejmiemy żadnych działań, to za osiem czy dziesięć lat nastąpi powrót do lat 80-tych ubiegłego wieku i może dojść do przerw w dostawach prądu. Jedynym pozytywem jest to co pokazują sondaże, a mianowicie że coraz więcej Polaków akceptuje energetykę jądrową, która może stać się wielkim projektem modernizacyjnym energetyki, a Polska, podobnie jak Czechy, może za kilkadziesiąt lat eksportować technologie jądrowe. Oczywiście jest, że w związku z koniecznością wprowadzenia energetyki jądrowej, konstrukcje elektrowni muszą być całkowicie bezpieczne. Należy rozwiązać problem utylizacji i składowania odpadów promieniotwórczych oraz zapewnić Polsce dostawy uranu. Niektórzy uważają, że zamiast inwestować środki finansowe w atom, należy przeznaczyć je na oszczędności w energetyce oraz rozbudowę odnawialnych źródeł energii gdyż Polska znajduje się na końcu w Europie, pod względem uzyskania energii z wiatru, słońca, wody, ciepła ziemi i biomasy. Z wyliczeń wynika, że prawie połowę zużywanej obecnie energii można zaoszczędzić gdyby stosować efektywniejsze sposoby jej przesyłania i mniej energochłonne urządzenia.

Ostatnia wiążąca decyzja dotycząca włączenia energetyki jądrowej do systemu energetycznego Polski została przyjęta w 2005 r. Zakłada ona, że w ciągu najbliższych 20 lat w Polsce zostanie zbudowana co najmniej jedna elektrownia atomowa, a zaangażujemy się również w rozbudowę elektrowni w Ignalinie na Litwie. W całej Europie trwa dyskusja nad wykorzystaniem energetyki atomowej. Można zauważyć, że niektóre kraje takie jak: Niemcy, stopniowo rezygnują z siłowni jądrowych. Natomiast inne jak Francja, budują nowe i utrzymują, że atom to świetny sposób na zatrzymanie zmian klimatycznych.

Tabela 1

Stan energetyki jądrowej w świecie

Kraj	Produkcja energii w 2006r.		Reaktory czynne		Reaktory w budowie		Reaktory Planowane		Proponowane reaktorów
	Min	%	Ilość	[MWe]	Ilość	[MWe]	Ilość	[MWe]	Liczba
Argentyna	7,2	6,9	2	935	1	692	1	740	1
Armenia	2,4	42	1	376	0	0	0	0	1
Bangladesz	0	0	0	0	0	0	0	0	2
Białoruś	0	0	0	0	0	0	2	2000	0
Belgia	44,3	54	7	5728	0	0	0	0	0
Brazylia	13	3,3	2	1901	0	0	1	1245	4
Bułgaria	18,1	44	2	1906	0	0	2	1900	0
Kanada	92,4	16	18	12595	2	1540	4	4000	2
Chiny	51,8	1,9	11	8587	5	4540	30	32000	86
Czechy	24,5	31	6	3472	0	0	0	0	2
Egipt	0	0	0	0	0	0	0	0	1
Finlandia	22	28	4	2696	1	1600	0	0	1
Francja	428,7	78	59	63473	1	1630	0	0	1
Niemcy	158,7	32	17	20339	0	0	0	0	0
Węgry	12,5	38	4	1826	0	0	0	0	2
Indie	15,6	2,6	17	3779	6	2976	10	8560	9
Indonezja	0	0	0	0	0	0	2	2000	0
Iran	0	0	0	0	1	915	2	1900	1
Izrael	0	0	0	0	0	0	0	0	1
Japonia	291,5	30	55	47577	2	2285	11	14945	1
Kazachstan	0	0	0	0	0	0	0	0	1
Korea Pn	0	0	0	0	0	0	1	950	0
Korea Pd	141,2	39	20	17533	2	2000	6	7600	0
Litwa	8	69	1	1185	0	0	0	0	2
Meksyk	10,4	4,9	2	1310	0	0	0	0	2
Holandia	3,3	3,5	1	485	0	0	0	0	0
Pakistan	2,6	2,7	2	400	1	300	2	600	2
Rumunia	5,2	9	2	1310	0	0	2	1310	1
Rosja	144,3	16	31	21743	7	4920	8	9600	20
Słowacja	16,6	57	5	2064	2	840	0	0	0
Słowenia	5,3	40	1	696	0	0	0	0	1
Afryka Pd	10,1	4,4	2	1842	0	0	1	165	24
Hiszpania	57,4	20	8	7442	0	0	0	0	0
Szwecja	65,1	48	10	9086	0	0	0	0	0
Szwajcaria	26,4	37	5	3220	0	0	0	0	1
Tajlandia	0	0	0	0	0	0	0	0	4
Turcja	0	0	0	0	0	0	0	0	3
Ukraina	84,8	48	15	13168	0	0	2	1900	20
Anglia	69,2	18	19	11035	0	0	0	0	0
USA	787,2	19	104	99049	0	0	7	10180	25
Wietnam	0	0	0	0	0	0	0	0	2
Świat	2658	16	439	372.002	33	26.838	94	101.595	222

Stan na dzień 31.05.2007 r.

Na świecie działa 439 reaktorów jądrowych (tabela 1), które wytwarzają 15% światowej energii, a kolejnych 31 jest w budowie. Najwięcej bloków jądrowych funkcjonuje w Stanach Zjednoczonych (104), we Francji (54) i Japonii (55). Największy udział energii jądrowej w bilansie energetycznym kraju jest we Francji (78%), na Litwie (72%) i na Słowacji (57%). Aktualnie najwięcej elektrowni jądrowych budują kraje Dalekiego Wschodu – Korea Południowa i Japonia.

Wyliczono, że w połowie lat 90-tych ubiegłego wieku produkcja energii elektrycznej w Polsce wynosiła tylko 3480 kWh, we Francji 8060 kWh w USA 11170 kWh. W Europie, mniej energii elektrycznej od Polski wytwarzają jedynie Chorwacja, Mołdawia, Rumunia, Węgry, Grecja i Portugalia. W krajach wysoko rozwiniętych można zauważyć ciągły wzrost produkcji elektrycznej, przykładowo w granicach 1,1 kWh w Wielkiej Brytanii do 5% we Francji, przy czym średni roczny wzrost o ile w latach 1980-1984 wynosił 3,4%, to w latach 1985-1990 zwiększył się do 3,9%. Zakładając zatem ustabilizowany wzrost zapotrzebowania na energię elektryczną na poziomie 3,5% rocznie, wszystkie kraje świata w 2010 roku będą zużywały o 35% więcej energii elektrycznej niż w roku 2000. Zatem w Polsce do 2010 roku zużycie energii elektrycznej powinno wzrosnąć co najmniej do 7000 kWh rocznie na mieszkańca czyli moc zainstalowanych w polskich elektrowniach powinna ulec podwojeniu.

W Polsce obecnie elektrownie węglowe wytwarzają około 94% całkowitej produkcji energii elektrycznej, a inne źródła zaledwie 6%. Wobec powyższego Polska jest jedynym z najbardziej zanieczyszczonych krajów Europy a emisja ponad 4300 tys. ton SO_2 pod koniec ubiegłego wieku, postawiła nas na drugim miejscu w Europie po krajach byłego ZSRR.

Energia elektryczna jest najbardziej ekologiczną, czystą, łatwą do przesyłania i przetwarzania w różne postacie tzw. energii użytkowej. Jak wyżej zaznaczono w krajach rozwiniętych udział energii elektrycznej rozmaicie przetworzonej ciągle wzrasta. Energię elektryczną aktualnie uzyskuje się z węgla, gazu ziemnego, paliwa jądrowego.

Koszty wydobycia węgla we wszystkich krajach rosną z roku na rok, co spowodowane jest koniecznością eksploatacji coraz głębiej położonych pokładów. Spalaniu węgla towarzyszy emisja szkodliwych substancji: bez stosowania filtrów z 1 mln. ton węgla kamiennego

powstaje 20.000 t pyłów, 35000 t SO₂ i 6000 t NO₂ i 2 mln ton CO₂ nie mówiąc o tym, że na wysypiska trafia 300000 ton pyłów.

Paliwem znacznie droższym od węgla jest gaz ziemny, ale odznacza się on większą czystością. Ponadto elektrownie gazowe są tańsze i charakteryzują się prostszą konstrukcją niż węglowe. W porównaniu z elektrownią węglową emisja szkodliwych substancji jest znacznie mniejsza. I tak ilość CO₂ o 50%, SO₂ o 99%, NO₂ o 75% a pyłów o 99,5%. Jednak krajowe zasoby gazu są zbyt małe, gdyż np. w 1994 roku wydobyto zaledwie 4,6 mld m³, a gaz wysokometanowy stanowił tylko około 40%. Natomiast zużycie gazu wynosiło 9,3 mld m³ z czego 50% przypada na gospodarstwa domowe. Wobec powyższych wartości jasno wynika, że rozwój polskiej energetyki opartej na gazie ziemnym wymagałby zwiększenia importu tego paliwa. Paliwo jądrowe w postaci wzbogacanego uranu 235 jest stosunkowo tanie i można je sprowadzić z dowolnego kontynentu. Przykładowo USA i Kanada ma 17% jego zasobów Ameryka Południowa 38%, Afryka 38%, Azja 17%, Australia 19%, a Europa 6%. Pozostałe 17% znajduje się w trudno dostępnych miejscach na świecie. Nie jest więc istotna dostępność do materiałów promieniotwórczych, lecz koszty związane z jej produkcją, utylizacją odpadów itp.

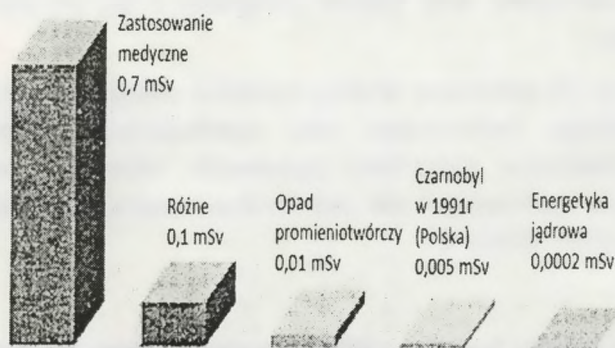
W pracy [2] dokonano analizy kosztów uwzględniających uzyskanie pełnego obiegu paliwowego oraz wynikających z unieruchomienia zużytych reaktorów elektrowni jądrowych. Wynika z nich, że koszt 1 kWh prądu „jądrowego” nie jest konkurencyjny dla pozostałych paliw (kopalnianych) - tabela 2.

Tabela 2

Porównanie kosztów kWh uzyskanej z paliwa jądrowego i węgla kamiennego (wg badań Uniwersytetu w Essen) [2]

Kraj	Stosunek kosztów 1 kWh paliwa jądrowego do węgla kamiennego	Uwagi
Wielka Brytania	16,5 : 18,5	-
Japonia	11,0 : 15,0	-
Francja	19,0 : 31,0	Wynika z dużej ilości elektrowni jądrowych

Przeprowadzone badania wykazały, że 1 kWh prądu „jądrowego” jest prawie tak droga jak uzyskana z węgla brunatnego, ale droższa niż z węgla kamiennego. Jednak pod znakiem zapytania stoi szacowanie kosztów rezygnacji z elektrowni jądrowych oraz utylizacja zużytego paliwa. Niektórzy twierdzą, że koszt 1 kWh prądu „jądrowego” jest większy o 2/3 niż uzyskany z elektrowni węglowych. Inni natomiast szacują, że cena ta odpowiada cenie prądu „węglowego”. Trudności w wyliczeniu kosztów wynikają z problemu oszacowania samej inwestycji oraz porównywanie różnych wartości energetycznych dostępnych na świecie paliw. Wiadomym jest, że każda forma wprowadzenia nowej technologii jaką stanowi energetyka jądrowa stwarza pewne zagrożenia, które wymagają społecznej akceptacji. Ludzie obawiają się promieniowania, nie uświadamiając sobie, że promieniowanie działa na nas od dawna, a jego emisja przez elektrownie jądrowe jest nadzwyczaj mała (rys. 2), a przy nowoczesnej technologii i urządzeniach kontrolnych, praktycznie niemożliwa jest awaria reaktora (takiej skali jaka miała miejsce w Czarnobylu 1986 r.).



Rys.2. Udział sztucznego źródła promieniowania w dawce rocznej [2]

Biorąc pod uwagę ogromne zapotrzebowanie na energię w naszym kraju, wydaje się konieczne stopniowe zastępowanie konwencjonalnych źródeł energii przez źródła niekonwencjonalne, jakim jest energia jądrowa. Stanowi ona niewyczerpalne źródło energii, a prace związane z doskonaleniem konstrukcji, bezpieczeństwem pracy reaktorów wprowadzanie nowych materiałów i prowadzenia badań w celu unieszkodliwiania odpadów nuklearnych powinny stanowić jeden z głównych celów

wybranych ośrodków naukowych. Niniejsze opracowanie ujmuje w swojej treści najważniejsze problemy technologiczne, konstrukcyjne, eksploatacyjne i metrologiczne będących obiektem wieloletnich prac badawczych i wdrożeniowych prowadzonych w Zespole Naukowym obróbki powierzchniowej a dotyczące materiałów dla energetyki jądrowej.

LITERATURA

1. Melechow R., Tubielewicz K.: „Materiały stosowane w energetyce jądrowej, gatunki, właściwości degradacji. Wyd. Politechniki Częstochowskiej. Seria Monografie Nr 86. Częstochowa 2002 s. 229
2. Ickiewicz I.: „Elektrownie jądrowe – bilans strat i zysków IV Konferencja naukowo – techniczna „Energetyka w nauce i technice” Białystok – Suwałki 2005 Wyd. Politechniki Białostockiej 2005 s. 191-198
3. Tubielewicz K.: „Energetyka jądrowa – ograniczenia materiałowe”. Zeszyty Naukowe Uniwersytetu Opolskiego. Nauki Techniczne nr 25. Opole 2008 s. 145-150.

2. ZASADY KONSTRUKCJI ELEKTROWNI JĄDROWYCH

Krzysztof Tubielewicz, Rościław Melechow

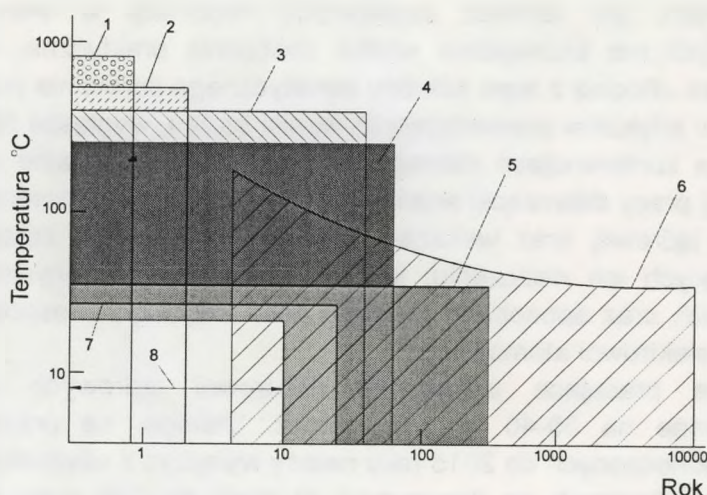
Podstawę współczesnej energetyki jądrowej stanowią elektrownie jądrowe z reaktorami wodnymi ciśnieniowymi PWR (reaktory wodne ciśnieniowe), a w mniejszym stopniu z reaktorami chłodzonymi wodą wrzącą BWR (reaktory wodne wrzące) [1-5]. Stosowane są również reaktory innych konstrukcji, jednak są one znacznie mniej rozpowszechnione i eksploatowane jedynie w niektórych krajach [1-5].

Udział elektrowni jądrowych w rozwoju energetyki światowej wciąż wzrasta. Uzasadnione jest to perspektywą wyczerpania się w ciągu kilkudziesięciu lat zasobów światowych ropy naftowej i gazu ziemnego, głównych mniej lub więcej ekologicznie czystych surowców stosowanych jako paliwa w elektrowniach ciepłych. Mimo, że w chwili obecnej dokonywana jest modernizacja elektrowni ciepłych zasilanych węglem zmierzająca w kierunku unowocześnienia wymagań technicznych i ekologicznych, to jednak nie mogą one w przyszłości konkurować z elektrowniami jądrowymi, głównie z punktu widzenia zanieczyszczenia środowiska, jak również istniejących na świecie zasobów paliwowych.

Jak wspomniane we wstępie obecnie największa liczba elektrowni jądrowych jest eksploatowana w Stanach Zjednoczonych, Japonii, Francji, Rosji, Szwecji, Szwajcarii i na Ukrainie. Jak na razie w niektórych krajach ogólne zapotrzebowanie na energię w dużym stopniu pokrywane jest za pośrednictwem elektrowni jądrowych. Na przykład we Francji, Belgii i na Ukrainie w chwili obecnej odpowiednio 76,4%, 56,6% i 47,3% energii elektrycznej wytwarzane jest elektrowniach jądrowych.

Przy terytorium Polski w pobliskich krajach skoncentrowanych jest w niewielkiej odległości 11 elektrowni jądrowych o mocy od 880 MW do 2600 MW przy jednostkowej mocy bloków energetycznych od 440 MW do 1300 MW.

Budowa urządzeń, przewodów rurowych i innych elementów konstrukcyjnych elektrowni jądrowych wymaga podwyższenia niezawodności stosowanych dla ich wykonania materiałów przy jednoczesnym zwiększeniu obciążeń jednostkowych, co stawia szczególnie wysokie wymagania produkcji materiałów i półfabrykatów, technologii wykonania z nich elementów, jak również stosowania należytych metod kontroli stopnia degradacji tych materiałów w warunkach eksploatacyjnych.



Rys.1. Zakresy temperatur i okresy czasu, w których materiały konstrukcyjne stosowane w głównych gałęziach przemysłu nie powinny ulegać degradacji (tzn. zmianom, na skutek których mogą zachodzić uszkodzenia elementów lub zespołów przy których one nie mogą być eksploatowane):

1 – hipersoniczne samoloty (tzn. powyżej prędkości $Ma > 5$), 2 – turbiny gazowe, 3 – przemysł naftowy, 4 – elektrownie jądrowe, 5 – konstrukcje budowlane lądowe i wodne, 6 – zbiorniki dla przechowywania odpadów radioaktywnych, 7 – elementy wyposażenia komunikacyjnego, 8 – wyposażenie komputerowe

Jak można wnioskować problemy materiałowe (rys. 1) w energetyce jądrowej istotnie wyróżniają się na tle innych branż, a największy problem związany jest z długoletnim okresem ich niezawodności. Poważny problem stwarza ustalenie trwałości resztkowej wielu elementów i całych zespołów energobloków, ponieważ już w chwili obecnej dla szeregu energobloków trwałość ich eksploatacji jest zbliżona do trwałości obliczeniowej. Dodatkowo niezwykle istotne są zagadnienia związane z remontami urządzeń szczególnie tych, które zostały napromieniowane podczas eksploatacji. W aspektach technicznym i ekonomicznym każda jednostka energetyczna jest obiektem unikalnym, a straty powstałe na skutek niewyprodukowania określonej ilości energii elektrycznej przez jedną dobę są znaczne i np. dla energobloku o mocy 1000 MW osiągają wg różnych danych od 500 tys. do 1 mln USD.

Dlatego naukowa analiza i uogólnienie nagromadzonych danych przemysłowych, jak również uzyskanych informacji w warunkach laboratoryjnych ma szczególnie ważne znaczenie praktyczne. Należy podkreślić, że chociaż z tego zakresu tematycznego corocznie publikuje się dziesiątki artykułów prezentujących wyniki badań, wygłasza się setki referatów na konferencjach różnego szczebla, to jak na razie nie ma syntetycznej pracy dotyczącej analizy przyczyn degradacji materiałów w energetyce jądrowej oraz wskazań dotyczących środków zaradczych zapobiegających ich niszczeniu, jak również danych i wytycznych o możliwościach oraz sposobach remontu poszczególnych zespołów lub elementów elektrowni atomowych.

Obecnie pracujące urządzenia elektrowni jądrowych zostały zaprojektowane na 30-40 lat eksploatacji. Dlatego, na przykład w Stanach Zjednoczonych do 2015 roku należy wyłączyć z użytkowania 50 bloków energetycznych, co doprowadzi do straty 60 GW mocy elektrycznej całego kraju. Na Ukrainie proces wyłączania eksploatowanych energobloków WWER (wodo-wodianoj energetičeskiej reaktor – reaktor wodny ciśnieniowy) powinien zostać zapoczątkowany od 2010 roku. Uzupełnianie strat energetycznych możliwe jest przez budowę nowych bloków lub drogą przedłużania okresu pracy jednostek dotychczas funkcjonujących. Główny cel rozstrzygnięcia niniejszego problemu wg wypowiedzi specjalistów polega nie na wymianie podstawowych urządzeń po upływie obliczeniowego okresu ich eksploatacji, lecz na przedłużeniu okresu ich eksploatacji w tzw. warunkach oszczędnych i przeprowadzenie we właściwym czasie prac planowo-zapobiegawczych tzn. dokonanie dalszych udoskonaleń procesu bieżącej obsługi technicznej i organizacyjnej.

Uważa się, że okres eksploatacji urządzeń jądrowych można przedłużyć nawet do 70 lat, uwzględniając fakt, że teoretycznie obliczeniowy okres ich eksploatacji jest znacznie większy od przyjętego okresu bezawaryjnej pracy (tab. 1). W tym celu przewiduje się następujące poczynania: określenie rozwiązań technicznych i niezbędnych środków dla przedłużenia użytkowania urządzeń, bieżące zbieranie i analizę danych w celu przedstawienia raportu o stanie tych urządzeń, co jest potrzebne dla identyfikacji tzw. krytycznych wskaźników, opracowywanie planu niezbędnych kierunków doświadczeń naukowo-badawczych, przeszkolenie kierownictwa i obsługi technicznej elektrowni jądrowej pod względem wymagań odnośnie przedłużania okresu jej eksploatacji.

Tabela 1

**Przykładowy obliczeniowy okres eksploatacji podstawowych urządzeń
typowej elektrowni jądrowej z reaktorem PWR**

Lp.	Rodzaj urządzenia	Czas, [lata]
1.	Korpus reaktora	70
2.	Elementy wewnętrznej instalacji (bez uwzględniania zjawisk pęcznienia niskotemperaturowego)	50
3.	Elementy wewnętrznej instalacji (z uwzględnieniem zjawisk pęcznienia niskotemperaturowego)	10-15
4.	Obudowa bezpieczeństwa	150
5.	Turbina	25
6.	Turbogenerator	15-20
7.	Przewody rurowe cyrkulacyjne	50
8.	Przewody rurowe wody zasilającej i pary	80

Koszt prac związany z naprawami bieżących i modernizacjami urządzeń jądrowych jest bardzo wysoki. Jednak prowadzenie bieżących czynności eksploatacyjnych i modernizacyjnych jest ekonomicznie uzasadnione, ponieważ wg oceny ekspertów, podczas gdy dla przedłużenia eksploatacji elektrowni jądrowej o 20 lat wydatki dochodzą do około 100 USD/KW, to zysk wynikający z przedłużenia okresu eksploatacji osiągnie około 1300 USD/KW.

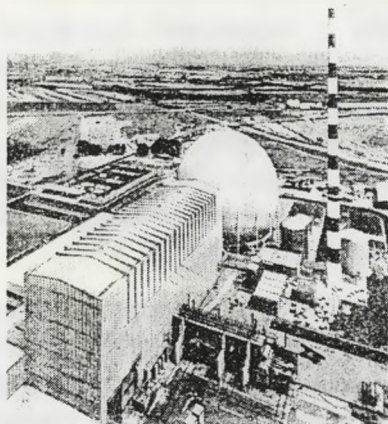
Dlatego niezbędna wiedza dotycząca degradacji materiałów stosowanych na te urządzenia, możliwości przewidywania występowania korozyjno-mechanicznych uszkodzeń poszczególnych elementów i zespołów, opracowanie skutecznych metod zwalczania tych zjawisk, opracowanie racjonalnych technologii remontu, wymiany elementów na elementy wykonane z materiałów nowoczesnych gwarantujących niezawodną eksploatację w ciągu ustalonego okresu, jak również precyzyjne ustalenie trwałości resztkowej materiałów poszczególnych elementów staje się uzasadnionym i nadzwyczaj ważnym problemem technologicznym. Ostatnie stwierdzenie dotyczy przede wszystkim elementów szczególnie odpowiedzialnych, o dużych gabarytach, a w związku z tym bardzo kosztownych. Należą do nich korpusy reaktorów, wytwornic pary i korpusy regulatorów ciśnienia, turbiny, turbogeneratory i szereg urządzeń pomocniczych.

Układ technologiczny elektrowni jądrowych (rys. 2-5) może być dwuobiegowy, jednoobiegowy lub trójobiegowy (rys. 6). Najczęściej jest stosowany układ dwuobiegowy, w którym zainstalowany jest reaktor

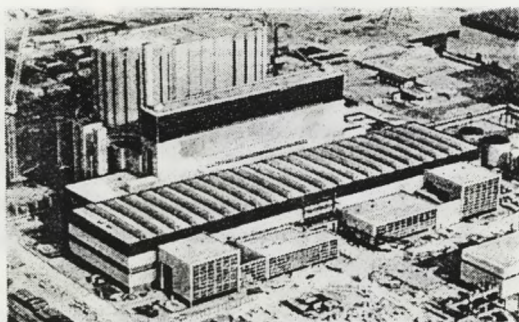
wodny typu PWR (rys. 6-9), natomiast w układach jednoobiegowych zainstalowane są reaktory typu BWR (rys. 6b, 10). Bardzo rzadko głównie w elektrociepłowniach jądrowych stosuje się układy wg schematu trójobiegowego (rys. 6c).

W reaktorze można wyróżnić następujące główne elementy konstrukcyjne i układy:

- strefę aktywną,
- osłonę cieplną (ekran, reflektor) tzn. strefę reprodukcji,
- osłonę biologiczną,
- układy sterowania i zabezpieczeń,
- układ przeładunku paliwa,
- układ kontroli i zabezpieczenia przed niekontrolowanym wydostawaniem się i rozpraszaniem radioaktywnych produktów rozszczepienia.

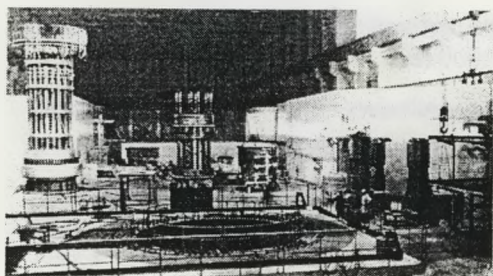


Rys.2. Elektrownia jądrowa „Garigliano” z reaktorem o mocy 180 MW (Włochy)

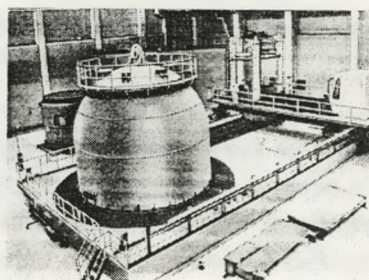


Rys.3. Elektrownia jądrowa „Dungeness-B” o mocy 1700 MW (Wielka Brytania)

Podstawą każdego energetycznego urządzenia jądrowego (rys. 7a) jest reaktor 1 z umiejscowioną strefą aktywną 15, w której zachodzi reakcja rozszczepienia paliwa jądrowego, na skutek czego wyzwala się energia cieplna. Nośnik ciepła 13 (woda pod ciśnieniem do około 16 MPa) przenosi to ciepło do wytwornic pary 3, w których zachodzi przekazywanie ciepła do obiegu wtórnego. W ten sposób para powstająca w wytwornicy pary jest kierowana do turbiny parowej 4.



a)

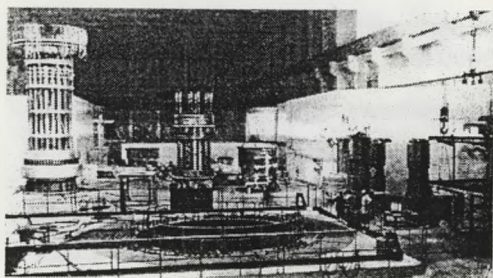


b)

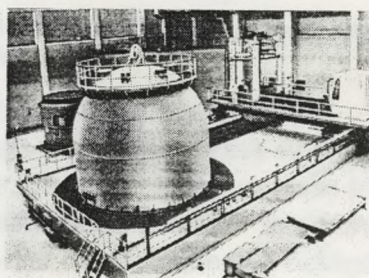
Rys.4. Montaż reaktora WWER-440 w elektrowni jądrowej „Kozloduj” w Bułgarii (a) i hala z reaktorem WWER-440 Nowoworoneżskiej Elektrowni Jądrowej w Rosji (b)

Zasadą pracy reaktorów typu PWR jest konieczność utrzymywania w obiegu pierwotnym przy temperaturze wody od 300°C do 350°C ciśnienia odpowiadającego temperaturze nasycenia, ponieważ jest to niezbędne żeby nie doprowadzić do wrzenia wody w rdzeniu z paliwem, co powoduje pogorszenie warunków wymiany ciepła oraz zakłóca stabilność pracy reaktora. Natomiast w reaktorach BWR, gdy wytwarzanie pary zwykle zachodzi przy ciśnieniu do 7,0 MPa w strefie aktywnej reaktora, jest ona bezpośrednio kierowana do turbiny parowej, jak to przedstawiono na rys. 6b. W tym przypadku wszystkie urządzenia układu parowo-wodnego podlegają oddziaływaniu nośnika ciepła napromieniowanego (tzn. turbiny, skraplacz, pompy wody zasilającej, separatory itd.).

Podstawą każdego energetycznego urządzenia jądrowego (rys. 7a) jest reaktor 1 z umiejscowioną strefą aktywną 15, w której zachodzi reakcja rozszczepienia paliwa jądrowego, na skutek czego wyzwolana jest energia cieplna. Nośnik ciepła 13 (woda pod ciśnieniem do około 16 MPa) przenosi to ciepło do wytwornic pary 3, w których zachodzi przekazywanie ciepła do obiegu wtórnego. W ten sposób para powstająca w wytwornicy pary jest kierowana do turbiny parowej 4.



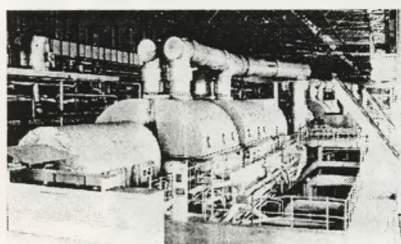
a)



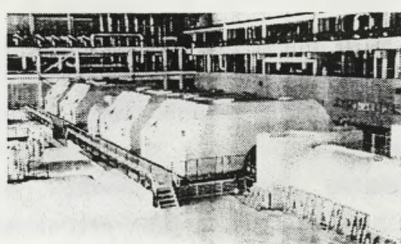
b)

Rys.4. Montaż reaktora WWER-440 w elektrowni jądrowej „Kozloduj” w Bułgarii (a) i hala z reaktorem WWER-440 Nowoworoneżskiej Elektrowni Jądrowej w Rosji (b)

Zasadą pracy reaktorów typu PWR jest konieczność utrzymywania w obiegu pierwotnym przy temperaturze wody od 300°C do 350°C ciśnienia odpowiadającego temperaturze nasycenia, ponieważ jest to niezbędne żeby nie doprowadzić do wrzenia wody w rdzeniu z paliwem, co powoduje pogorszenie warunków wymiany ciepła oraz zakłóca stabilność pracy reaktora. Natomiast w reaktorach BWR, gdy wytwarzanie pary zwykle zachodzi przy ciśnieniu do 7,0 MPa w strefie aktywnej reaktora, jest ona bezpośrednio kierowana do turbiny parowej, jak to przedstawiono na rys. 6b. W tym przypadku wszystkie urządzenia układu parowo-wodnego podlegają oddziaływaniu nośnika ciepła napromieniowanego (tzn. turbiny, skraplacz, pompy wody zasilającej, separatory itd.).



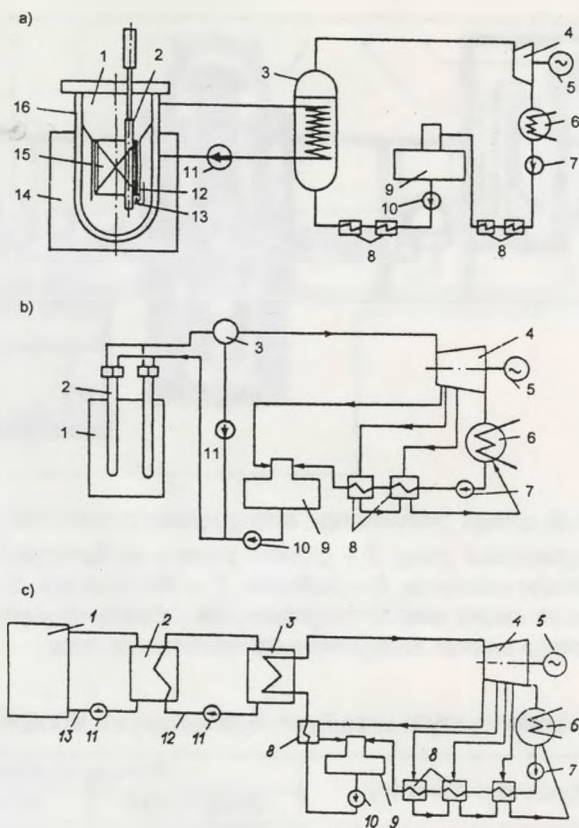
a)



b)

Rys.5. Maszynownia Riwnieńskiej Elektrowni Jądrowej z reaktorami WWER-440 (a) i WWER-1000 (b)

Najbardziej odpowiedzialnym, skomplikowanym, i niepodlegającym wymianie przez cały okres eksploatacji urządzeniem elektrowni jądrowej jest reaktor (rys. 4, 8, 10-12, tab. 2). Są to zawsze konstrukcje pionowe wykonane metodą spawania z kutej pierścieni. Na rys. 12 jako przykład przedstawiono schemat reaktora WWER-1000 typu PWR, a w tabeli 2 podano przykładowe główne charakterystyki urządzeń reaktorowych typu WWER. Należy zaznaczyć, że przy pewnych modyfikacjach niektóre parametry tych urządzeń mogą zostać zmienione. Reaktor stanowi konstrukcję o znacznych gabarytach, której korpus wykonany jest ze stali chromowo-molibdenowo-wanadowej o dużej wytrzymałości, plastyczności i odporności na korozję. Na przykład do wykonania korpusów reaktorów WWER-440 do 1998 roku była stosowana stal gatunku 48TS-3 (15H2MFA), natomiast na korpusy reaktorów WWER-1000 do 1980 roku była używana ulepszona stal perlityczna IC-2 (15H2NMFA). W produkcji korpusów reaktorów typu WWER po 1980 roku wyłącznie są stosowane stale ze szczególną kontrolą zawartości miedzi i fosforu. W reaktorach WWER-440 o mocy elektrycznej 440 MW wodę odprowadza się w temperaturze 298°C przy ciśnieniu 12,3 MPa. Natomiast w reaktorach WWER-1000 temperatura wody wynosi 322°C przy ciśnieniu 15,7 MPa. Właśnie w większości elektrowni jądrowych rozmieszczonych w pobliżu granic Polski stosowane są reaktory WWER-440 i WWER-1000 (tab. 3).

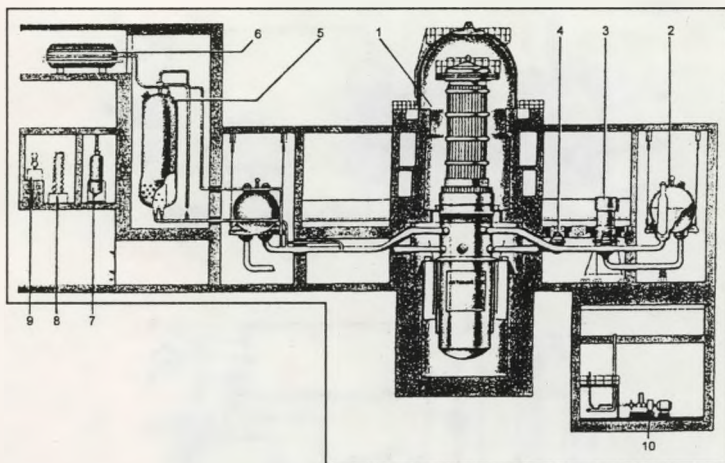


Rys.6. Schematy cieplne:

a) dwuobiegowego energetycznego urządzenia jądrowego wyposażonego w reaktor typu WWER: 1 – reaktor, 2 – kaseta regulująca i ochrony awaryjnej, 3 – wytwornica pary, 4 – turbina, 5 – turbogenerator, 6 – skraplacz pary, 7 – pompa skroplin, 8 – podgrzewacze wody regenerujące, 9 – odpowietrzacz, 10 – pompa wody zasilającej, 11 – pompa główna cyrkulacyjna, 12 – reflektor (odbijacz neutronów), 13 – nośnik ciepła, 14 – ochrona biologiczna, 15 – strefa aktywna, 16 – korpus reaktora;

b) jednoobiegowego energetycznego urządzenia jądrowego wyposażonego w reaktor uranowo-grafitowy: 1 – reaktor, 2 – kanał technologiczny, 3 – separator, 4 – turbina, 5 – turbogenerator, 6 – skraplacz pary, 7 – pompa skroplin, 8 – podgrzewacze wody regenerujące, 9 – odpowietrzacz, 10 – pompa wody zasilającej, 11 – pompa cyrkulacyjna;

c) trójbiegowego energetycznego urządzenia jądrowego: 1 – reaktor, 2 – między-stopniowy wymiennik ciepła, 3 – wytwornica pary, 4 – turbina, 5 – turbogenerator, 6 – skraplacz pary, 7 – pompa skroplin, 8 – podgrzewacze wody regenerujące, 9 – odpowietrzacz, 10 – pompa wody zasilającej, 11 – pompa cyrkulacyjna elektromagnetyczna, 12 – obieg przejściowy z nośnikiem ciepła nieradioaktywnym, 13 – obieg pierwotny z radioaktywnym nośnikiem ciepła



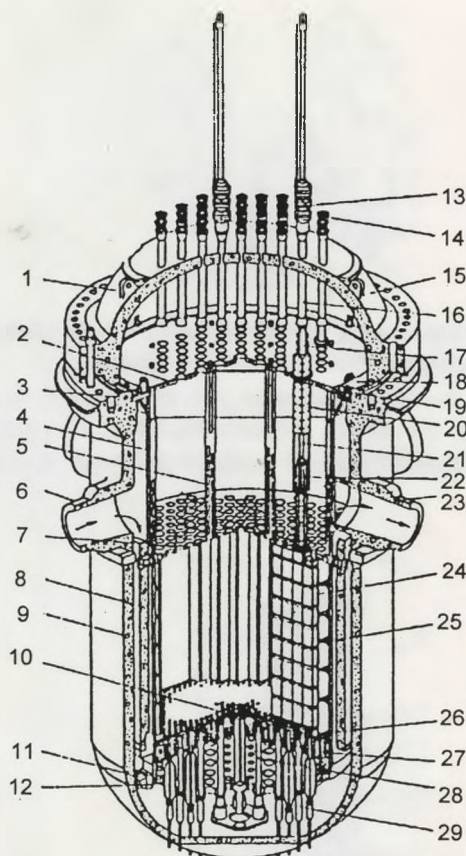
Rys.7. Schemat obiegów pierwotnego energobloku z reaktorem WWER:

1 – reaktor, 2 – wytwornica pary, 3 – główna pompa cyrkulacyjna, 4 – zasawa główna, 5 – stabilizator ciśnienia, 6 – bełkotka, 7 – filtr jonitowy, 8 – regenerator ciepła, 9 – wymiennik ciepła układu rozgrzewania i studzenia pętli, 10 – pompa zasilania dodatkowego układu awaryjnego wprowadzania boru

Tabela 2

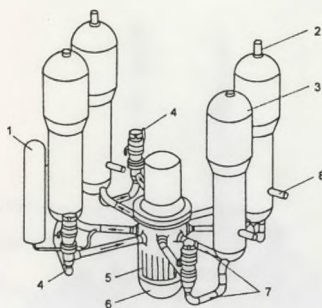
Podstawowe charakterystyki urządzeń reaktorowych WWER typu PWR

Charakterystyczne parametry	Rodzaj reaktora	
	WWER-440	WWER-1000
Moc znamionowa ¹⁾	440 (2x220)	1000 (2x500)
Współczynnik sprawności	32	33
Ilość pętli obiegu pierwotnego (ilość wytwornic pary)	6	4
Początkowy wsad uranu (w przeliczeniu na metaliczny), t	42	66
Temperatura wody na wejściu/wyjściu w reaktor/ °C	270/298	290/322
Podgrzewanie wody w reaktorze, °C	28	32
Ciśnienie średnie chłodziwa, MPa	12,3	15,7
Średnica i wysokość korpusu, m	3,84 x 11,8	4,5 x 10,88
Średni okres pracy do wymiany paliwa, h	7 000	7 000
Ilość elementów paliwowych w kasecie	126	317
Ilość kaset w strefie aktywnej	349	151
¹⁾ Zainstalowano po dwa turbogeneratory o mocy 220 (WWER-440) i 500 MW (WWER-1000)		



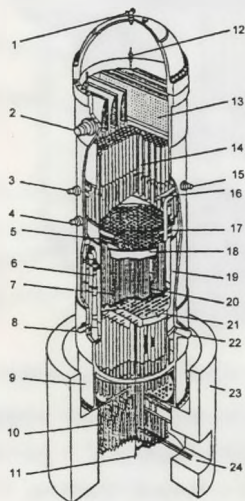
Rys.8. Przekrój reaktora wodnego ciśnieniowego PWR firmy Westinghouse:

1 — uchwyt transportowy, 2 — górna płyta oporowa, 3 — występ oporowy, 4 — cylinder, 5 — rura osłonowa, 6 — króciec doprowadzający, 7 — górna płyta dociskowa strefy aktywnej, 8 — osłona cieplna (ekran), 9 — korpus reaktora, 10 — otwory dla przepływu chłodziwa, 11 — wspornik promieniowy, 12 — perforowane dno cylindra, 13 — mechanizm napędu przemieszczania się prętów układu sterowania, 14 — otwory dla liczników kontroli wewnątrzreaktorowej, 15 — pokrywa górna zdejmowana podczas przeładunku paliwa i remontu reaktora, 16 — króciec osłony cieplnej, 17 — rury ekranujące mechanizm przemieszczania się prętów układu sterowania, 18 — sprężyna dociskowa, 19 — sworzeń mocujący, 20 — rury prowadzące pręty układu sterowania, 21 — drążek napędowy przemieszczania się prętów układu sterowania, 22 — pręt pochłaniający (wiązka elementów pochłaniających) po wyciągnięciu z rdzenia reaktora, 23 — króciec odprowadzający, 24 — przegroda, 25 — występ promieniowy przegrody, 26 — dolna płyta oporowa strefy aktywnej, 27 — płyta mieszalnika chłodziwa, 28 — podpory stojąca strefy aktywnej, 29 — tulejki kierujące liczników kontroli wewnątrz reaktorowej [4]



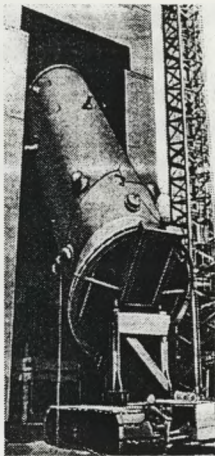
Rys.9. Schemat rozmieszczenia przestrzennego 4 pętli obiegu pierwotnego reaktora PWR (firmy Westinghouse):

1 – stabilizator ciśnienia, 2 – odprowadzanie pary (do turbiny), 3 – wytwornica pary, 4 – pompa cyrkulacyjna, 5 – strefa aktywna reaktora, 6 – zbiornik ciśnieniowy, 7 – pętla chłodząca, 8 – doprowadzenie wody uzupełniającej (z kondensatora) [4]



Rys.10. Przekrój korpusu reaktora BWR:

1 – odprowadzenie powietrza i wtrysk wody do komory górnej korpusu, 2 – odprowadzenie pary, 3 – króciec układu zraszania strefy aktywnej, 4 – wejście układu awaryjnego chłodzenia strefy aktywnej, 5 – urządzenie rozbryzgujące układu zraszania strefy aktywnej, 6 – zbiór pomp strumieniowych, 7 – zestaw elementów paliwowych, 8 – doprowadzenie wody do pomp strumieniowych (recyrkulacja), 9 – płaszcz oporowy korpusu, 10 – przewody rurowe prętów układu sterowania, 11 – detektor wewnątrzreaktorowego strumienia neutronów, 12 – sworzeń do wyciągania osuszacza pary, 13 – osuszacz pary, 14 – separator pary, 15 – doprowadzenie wody zasilającej, 16 – kolektor rozdzielający wodę zasilającą, 17 – rurociąg zraszania strefy aktywnej, 18 – górna siatka kierująca, 19 – przegroda strefy aktywnej, 20 – płytki (pręty) pochłaniające układy sterowania, 21 – płytka oporowa strefy aktywnej, 22 – odprowadzenie wody recyrkulacyjnej, 23 – ściana obudowy betonowej, 24- impulsowe przewody rurowe prętów układu sterowania [4]



Rys.11. Montaż korpusu reaktora w elektrowni jądrowej „Oskarshamn-2”
(Szwecja)

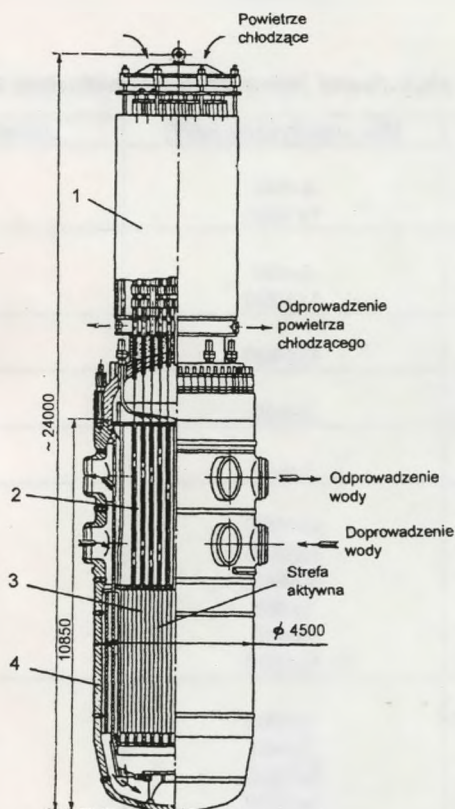
Tabela 3

Bloki energetyczne elektrowni jądrowych z reaktorami typu WWER

Kraj / Reaktor	Moc elektryczna [MW]	Uzdatnianie wody
Bulgaria		
Kozłoduj 1-4	4x440	S
Kozłoduj 5	1x1000	S
Słowacja		
Bohunice 1-4	4x400	S
Bohunice 5	1x1000	S
Czechy		
Dukowany 1-4	4x4400	S/M
Finlandia		
Lowisa 1-2	2x440	S
Węgry		
Paks 1-4	4x440	S/H
Rosja		
Bałakowo 1-3	4x1000	S
Kalinin 1-2	3x1000	S
Kola 1-4	4x440	H
Nowoworoneż 2	1x365	S
Nowoworoneż 1-4	2x440	S
Nowoworoneż 5	1x1000	S
Ukraina		
Chmielnicki 1	1x1000	S
Riwno 1-2	2x440	H
Riwno 3	1x1000	S
Piwdenno-Ukraińsk 1-3	3x1000	S
Zaporozhe 1-6	6x1000	S
Armenia		
Armenia 1	1x405	Zakonserwowane
Armenia 2	1x410	

S- wg norm tzw. standardowych, H- hydrazyna, M- modyfikowane

W zbiorniku ciśnieniowym reaktora zainstalowano układy robocze z paliwem umieszczonym w kasetach paliwowych, kasety układu bezpieczeństwa oraz regulacji reakcji łańcuchowej (rys. 12. i 13). Za pomocą kosza z rdzeniem wszystkie kasety, umieszczone w rdzeniu, mogą zostać wyjęte jednocześnie. Na przykład w reaktorze WWER-1000 znajduje się 151 kaset, a w każdej z nich umieszczone są elementy paliwowe $\varnothing$ 9-10 mm z pastylkami o grubości do 10 mm ze spieku dwutlenku uranu UO_2 wzbogaconego do 3,3%. Elementy paliwowe mają długość do kilku metrów i dlatego umieszczone są w kasetach paliwowych (np. długość aktywna osiąga 2500-3500 mm). W miarę udoskonalania reaktorów ilość elementów paliwowych w kasecie została zwiększona od 90-126 do 317, których sumaryczna długość osiąga 170 tys. metrów.

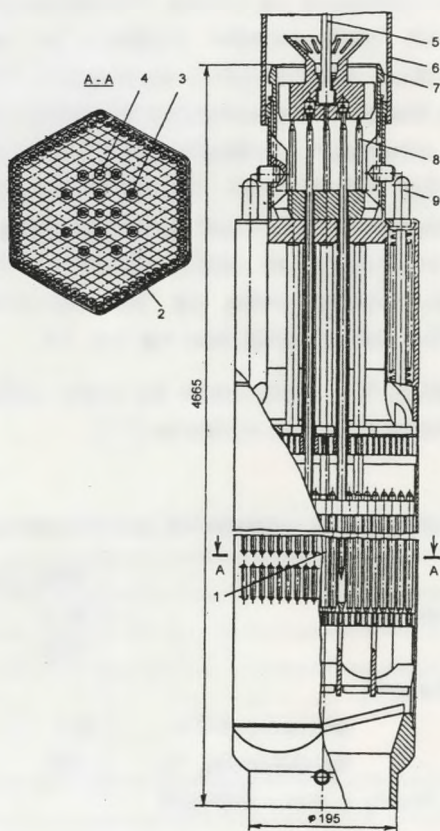


Rys.12. Schemat reaktora WWER-1000 (1000 MW):

1 – blok górny z mechanizmami układu sterowania i zabezpieczeń, 2 – blok kanałów osłonowych, 3 – kosz z rdzeniem, 4 – korpus

Koszulka elementów paliwowych wykonana ze stopu cyrkonu jest bardzo „delikatna”, gdyż w reaktorach WWER przy $\varnothing$ 9,1 mm posiada grubość ścianki 0,65 mm. W Stanach Zjednoczonych w reaktorach lekkowodnych zastosowano więcej niż 1 mln elementów paliwowych z dwutlenku uranu, których koszulka jest wykonana ze stopu cyrkonu.

W kasetach osłoniętych powłoką zewnętrzną są umieszczone pręty układu sterowania i regulowania przebiegiem reakcji rozszczepienia tzn. regulujące moc i zapewniające bezpieczeństwo reaktora; sondy z licznikami do kontroli wydzielania energii (pomiaru strumienia neutronów), do kontroli cieplnej kaset, kontroli objętości, siatki końcowe ze stali nierdzewnej, siatki dystansowe i inne elementy (rys. 13).



Rys.13. Kaseła reaktora WWER-1000:

1 – zestaw prętów paliwowych, 2 – powłoka kasety, 3 – dwanaście rurek prowadnicowych dla prętów regulujących, 4 – rurka prowadnicowa dla sondy z licznikami kontroli, 5 – drążek, 6 – blok rur ochronnych, 7 – podkładka „pływająca”, 8 – pręty regulujące, 9 – sworzeń dociskany sprężyną

Pręty regulacyjne, zapewniające bezpieczeństwo reaktora, wykonane są z materiału silnie pochłaniającego neutrony. Obecnie jako materiał na pręty regulacyjne najczęściej stosowany jest bor w postaci węglików i stopów, stal z dodatkiem boru, hafnu, stop srebra z indem i kadmem, tlenki pierwiastków ziem rzadkich, które rozproszone są w metalu. Rdzeń reaktora z innymi elementami oddzielony jest od korpusu reaktora za pośrednictwem stalowego cylindra.

Tylko nieliczne elektrownie jądrowe z reaktorami z wrzącą wodą (kanałowymi) zostały usytuowane w pobliżu granic Polski. Należą do nich cztery energobloki RBMK-1000¹ w Sosnowym Borze w pobliżu Sankt-Petersburga (Rosja), również cztery takie energobloki w Ignalinskiej Elektrowni Jądrowej na Litwie. Podstawowe charakterystyki urządzeń reaktorowych tych bloków podano w tabeli 4. Reaktor umieszczony jest w boksie betonowym o wymiarach 21,6x21,6x25,5 m i składa się z kompletu kanałów pionowych z paliwem i nośnikiem ciepła, zamontowanych w otworach cylindrycznych kolumn grafitowych, górnych i dolnych płyt ochronnych. Górną i dolną część kanałów wykonano ze stali stopowej, natomiast rura centralna o $\varnothing$ 88x4 mm i długości 8,5 m jest wykonana ze stopu cyrkonu i niobu (2,5% Nb). Części te połączono między sobą za pośrednictwem specjalnych przejściowych łączników, jak to pokazano na rys. 14.

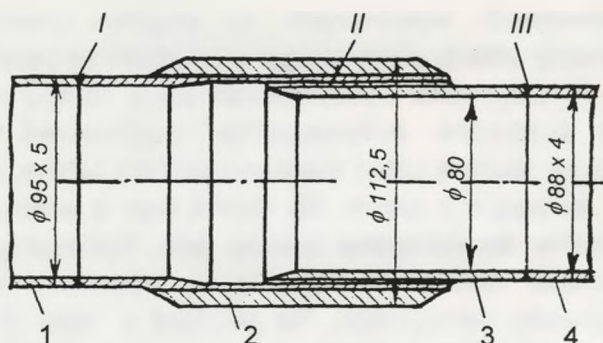
W reaktorach RBMK-100 stosowane są pręty paliwowe z koszulką $\varnothing 13,5 \times 0,9$ mm wykonaną ze stopu cyrkonu [11].

Tabela 4

Charakterystyki podstawowe urządzenia reaktorowego RBMK-1000

Moc elektryczna, MW	1000 (2x500) ¹⁾
Współczynnik sprawności	31,3
Wsad uranu, t	192
Parametry pary przed turbiną:	
ciśnienie, MPa	6,5
temperatura, °C	280
¹⁾ dwa turbogeneratory, każdy o mocy 500 MW	

¹ RBMK – Reaktor bol'szoy moszcznosti kanal'nyj – reaktor kanałowy o dużej mocy.



Rys. 14. Połączenie elementów kanału wykonanego ze stopu cyrkonu i stali nierdzewnej:

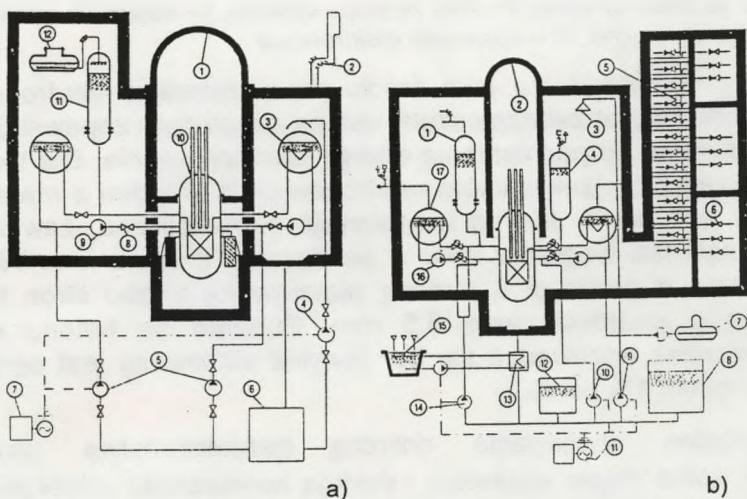
1 – rura ze stali 12H18N10T, 2 – króciec ze stali 14H17N2 lub 07H16N4B, 3 – złączka ze stopu cyrkonu, 4 – rura ze stopu cyrkonu, I – spawanie metodą TIG, II – spawanie dyfuzyjne, III – spawanie elektronowe

Należy nadmienić, że jako źródło promieniowania neutronowego reaktor w całości jest zabezpieczony osłoną z materiału zapewniającego wysoką zdolność do pochłaniania energii promieniowania. Dla układów ochrony przed promieniowaniem neutronowym jako jeden z materiałów stosowany jest boral. Jest to kompozycja cermetaliczna, zawierająca drobne cząsteczki węglików boru w powiązaniu z aluminium. W Rosji blachy boralu o grubości 6 mm są platerowane z obu stron blachą aluminium o grubości około 5,5 mm. Ponadto do betonu osłony reaktora również wprowadza się bor (zwykle stosowany jest cement z dodatkiem około 1% boru).

Szczególne wymagania dotyczą bezpieczeństwa urządzeń jądrowych, które ciągle wzrastają i dyktują konieczność udoskonalania zarówno materiałów², jak i rozwiązań konstrukcyjnych różnych układów, a zwłaszcza układów kontroli i bezpieczeństwa. Jako ilustrację tego stwierdzenia można przytoczyć wyraźny postęp techniczny w udoskonalaniu konstrukcji bloków serii WWER produkowanych od 1956 roku: od pierwszych projektów WWER-70 i WWER-210 do WWER-440 wersji W-230 i W-213, i do bloków o mocy 1000 MW WWER-1000 wersji W-320 i W-392 (rys. 15 i 16). W konstrukcyjnym wykonaniu przewiduje się trzy główne bariery stojące na drodze możliwości wydostawania się na zewnątrz radioaktywnych produktów rozszczepienia, a są to: koszulki

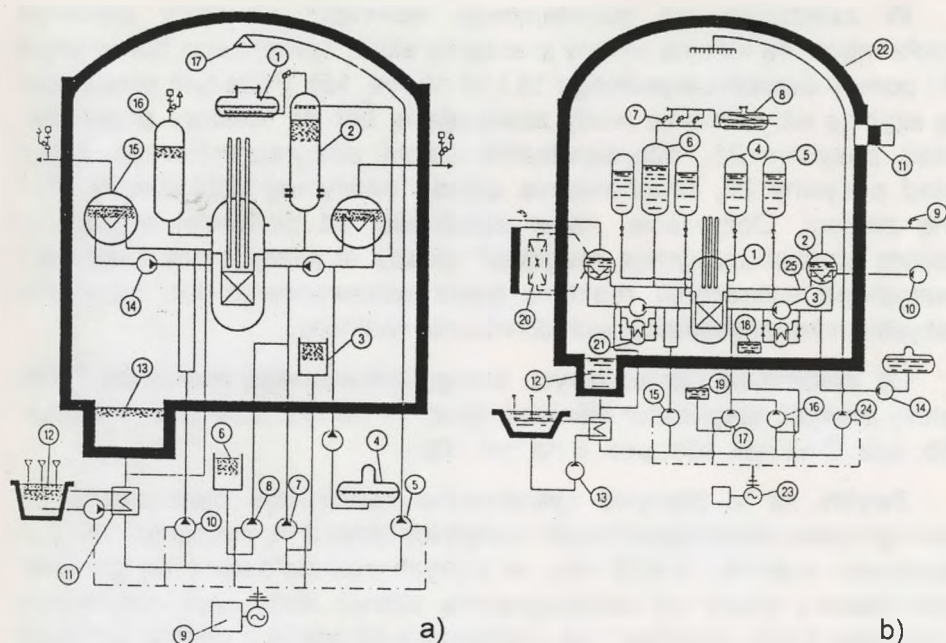
² Na przykład w blokach jądrowych z reaktorami typu WWER wszystkie przewody rurowe obiegu pierwotnego, główne zasuwy, pompy obiegu pierwotnego, kolektory i rurki wytwornic pary oraz urządzenia do oczyszczania wody wykonane są ze stali austenitycznych, odpornych na korozję, sprawdzanych wg zasady „przeciek przed rozerwaniem”.

elementów paliwowych wykonanych ze stopów cyrkonu, korpus i wszystkie elementy układu pierwotnego oraz obudowy bezpieczeństwa (rys. 15 i 16). W przypadku wydostawania się z obiegu pierwotnego radioaktywnych produktów automatycznie uruchamiany jest układ bezpieczeństwa jak również układ zraszania wodą z borem, zawierającą zwykle dodatki reagujące z jodem. Na skutek tego z wnętrza obudowy usuwane są groźne dla człowieka izotopy jodu. Konstrukcja obudowy może wytrzymywać określone ciśnienie w przypadku wystąpienia przecieków z obwodu pierwotnego. Na przykład w bloku WWER-1000 ciśnienie to może osiągać 0,4 MPa, a może powstawać na skutek wycieku wody w przypadku pęknięcia rury o średnicy 850 mm pętli obiegu pierwotnego.



Rys.15. Schemat ideowy bloku jądrowego z reaktorem WWER-440:

a) wersji W-230 (1 – obudowa bezpieczeństwa, 2 – zawór bezpieczeństwa, 3 – wytownica pary, 4 – układ zraszania, 5 – układ wtryskiwania wody zawierającej bor, 6 – zbiornik wody zawierającej bor, 7 – zespół prądnicowy z silnikiem wysokoprężnym, 8 – zawór główny, 9 – pompa chłodzenia reaktora, 10 – reaktor, 11 – stabilizator ciśnienia, 12 – belkotka), b) wersji W-213 (1 – stabilizator ciśnienia, 2 – obudowa bezpieczeństwa, 3 – dysze do rozbryzgiwania wody zawierającej bor, 4 – zbiornik obwodu awaryjnego chłodzenia, 5 – pomieszczenie belkotki próżniowej, 6 – pomieszczenie chłodnicy powietrza, 7 – odpowietrznik uzupełniający, 8 – zasilający zbiornik wody zawierającej bor, 9 – pompa układu zraszania, 10 – pompa wysokiego ciśnienia obwodu awaryjnego chłodzenia, 11 – zespół prądniczy z silnikiem wysokoprężnym, 12 – zasilający zbiornik wody zawierającej bor o wysokim stężeniu boru, 13 – wymiennik ciepła obwodu awaryjnego ciśnienia, 14 – pompa niskiego ciśnienia obwodu awaryjnego chłodzenia, 15 – zbiornik wody chłodzącej, 16 – pompa chłodzenia reaktora, 17 – wytownica pary



Rys.16. Schemat ideowy bloku jądrowego z reaktorem WWER-1000:

a) wersji W-320 (1 – belkotka, 2 – stabilizator ciśnienia, 3 – zbiornik wody zawierającej bor o wysokim stężeniu boru, 4 – odpowietrznik uzupełniający, 5 – pompa układu zraszania, 6 – zbiornik wody zawierającej bor, 7,8 – pompy wtryskiwania wody zawierającej bor, 9 – zespół prądnicy z silnikiem wysokoprężnym, 10 – pompa awaryjnego chłodzenia, 11 – wymiennik ciepła obwodu awaryjnego chłodzenia, 12 – zbiornik wody chłodzącej, 13 – zbiornik ściekowy obwodu awaryjnego zasilania wodą zawierającą bor, 14 – pompa układu chłodzenia reaktora, 15 – wytwornica pary, 16 – zbiornik obwodu awaryjnego chłodzenia (tzw. pasywnego), 17 – dysze do rozbryzgiwania wody zawierającej bor), b) wersji W-392 (1 – reaktor, 2 – wytwornica pary, 3 – pompa układu chłodzenia reaktora, 4,5 – zbiorniki obwodu chłodzenia awaryjnego na ciśnienie odpowiednio 6 MPa i 1,2 MPa, 6 – stabilizator ciśnienia, 7 – zawór bezpieczeństwa stabilizatora ciśnienia, 8 – belkotka, 9 – zawór bezpieczeństwa wytwornicy pary, 10 – pompa uzupełniająca (zasilania dodatkowego) obwodu bezpieczeństwa wytwornicy pary, 11 – filtr obudowy bezpieczeństwa reaktora, 12 – zbiornik ściekowy obwodu awaryjnego zasilania wodą zawierającą bor, 13 – pompa wody obiegu pomocniczego, 14 – pompa uzupełniająca (zasilania dodatkowego) obwodu pierwotnego, 15 – pompa studzenia (radioaktywności) obwodu awaryjnego chłodzenia, 16,17 – pompy ciśnienia wysokiego dla awaryjnego wtryskiwania wody zawierającej bor, 18,19 – zbiorniki wody zawierającej bor, 20 – układ pasywnego odprowadzania ciepła powyłączeniowego, 21 – układ pasywny szybkiego wtryskiwania wody zawierającej bor, 22 – obudowa bezpieczeństwa, 23 – zespół prądnicowy z silnikiem wysoko-
prężnym, 24 – pompa układu zraszania, 25 – główna pętla chłodząca)

W zależności od powstającego wewnątrz obudowy ciśnienia uruchamiane są kolejne układy zraszania wodą zawierającą bor (pompą 24 i pompy ciśnienia wysokiego 16 i 17 na rys. 15). Poza tym przewiduje się szybkie wtryskiwanie wody zawierającej bor do reaktora przez tzw. układ pasywny 21, odprowadzanie ciepła powyłączeniowego przez układ pasywny 20, uruchamianie układu awaryjnego chłodzenia 15 i inne zabiegi. Oczywiście, że w zależności od powstałej sytuacji w różnym stopniu zaczynają reagować układy regulacji mocy reaktora i awaryjnego wyłączenia reaktora przez wprowadzenie lub zrzucenie wszystkich kaset regulacyjnych do rdzenia reaktora.

Do zbiorników ciśnieniowych obiegu pierwotnego reaktorów PWR należy również stabilizator ciśnienia (poz. 11 na rys. 15a; poz. 1 na rys. 15b; poz. 2 na rys. 16a; poz. 6 na rys. 16b).

Zwykle są to pionowe cylindryczne konstrukcje platerowane od wewnątrz stalą odporną na korozję o średnicy około 3 m, wysokości 10-12 m i grubości ścianek 15-200 mm, w których zainstalowane są grzejniki elektryczne i dysze do rozbryzgiwania zimnej wody. Jak dotychczas eksploatacja tych urządzeń nie narażała na kłopoty z punktu widzenia degradacji stosowanych do ich wykonania materiałów lub uszkodzeń korozyjno-mechanicznych. Dlatego ich konstrukcjom i procesowi eksploatacji nie poświęcono w różnych pracach większej uwagi.

Jako nośnik ciepła, modulator (spowalniacz prędkich neutronów) i jednocześnie chłodziwo w urządzeniach z reaktorami PWR i BWR stosuje się zwykle wodę z dodatkiem kwasu borowego, KOH lub innymi. Woda jest kierowana przez przewody wodne do wytwornic pary, która na wejściu do turbiny ma ciśnienie 4,6 MPa ($t=258,9^{\circ}\text{C}$) i 6,48 MPa ($t=278,5^{\circ}\text{C}$) odpowiednio w blokach z reaktorami WWER-440 i WWER-1000 (tabela 5). *W pierwszym przypadku podłączonych jest sześć wytwornic pary, a w drugim cztery.*

Wytwornice pary energobloków z reaktorami WWER-440 i WWER-1000 są urządzeniami typu poziomego z całościowo zanurzonymi poziomymi układami rurowymi, przez które przepływa woda obiegu pierwotnego (rys. 17-19). Korpusy wytwornic pary wykonywane są ze stali perlitycznej, a rurki ze stali austenitycznej nierdzewnej 08H18N10T. W korpusie zainstalowano dwa pionowe kolektory wykonane ze stali 08H18N10T, w których są mocowane metodą rozwalcowywania wybuchowego U-podobne rurki. W warunkach pełnego zanurzenia rurek w wodzie obiegu wtórnego układy rurowe ze stali 08H18N10T wykazują dostateczną niezawodność, chociaż stopniowo, ale wolno ulegają niszczeniu na skutek procesów erozyjnych i korozyjnych.

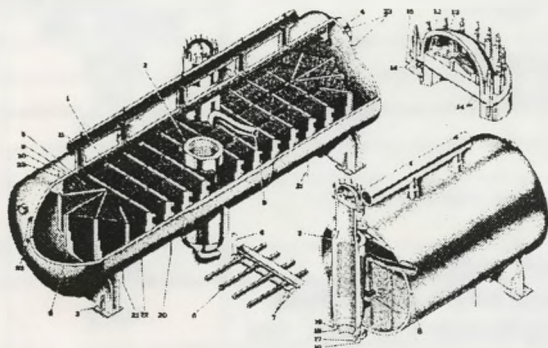
Tabela 5

Wymiary, parametry wody i pary wytwornic pary i kolektorów energobloków z reaktorami typu WWER

Parametr	Rodzaj energobloku	
	WWER-440	WWER-1000
Średnica wewnętrzna, mm	3210	4000
Grubość ścianki, mm	130	145
Długość, mm	11500	14500
Ilość rurek, szt.	5536	15648
Średnica zewnętrzna rurek i grubość ścianki, mm	16 x 1,4	12 x 1,2
Długość pojedynczej rurki, mm	9000	8500
Średnica zewnętrzna kolektorów nośnika ciepła w strefie zawalcowywania rurek, mm	1072	1170
Średnica wewnętrzna kolektorów nośnika ciepła w strefie zawalcowywania rurek, mm	800	834
Średnica wewnętrzna kolektora pary, mm	500	850
Temperatura wody doprowadzanej, °C	301	322
Ciśnienie wody doprowadzanej, MPa	12,3	15,7
Temperatura pary wytworzonej, °C	258,9	278,5
Ciśnienie pary wytworzonej, MPa	4,6	6,48

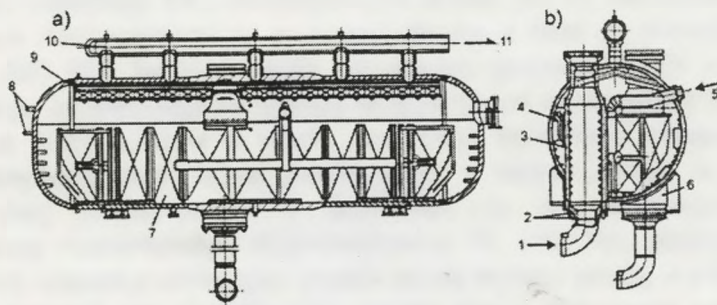
Natomiast wytwornice pary energobloków z reaktorami PWR zwykle są wykonane w układzie pionowym (rys. 20-22). W tym przypadku korpusy wytwornic pary również wykonuje się ze stali perlitycznej, a układ rurowy – z rurek $\varnothing (16\div 22)\times(1,2\div 1,4)$ mm z długością do 24 m (czasem nawet do 36 m), które były wykonane na początku rozwoju techniki jądrowej ze stali austenitycznych, a w konstrukcjach eksploatowanych w chwili obecnej zwykle ze stopu Inconel 600 (tab. 6-7). Wymienione rozwiązanie konstrukcyjne ułatwia umiejscowienie wytwornic pary pod osłoną elektrowni jądrowych. Rurki w wytwornicach pary są połączone w dolnej części z płytą sitową przez rozwalcowywanie i szczelne spawanie jak to dokonano w wytwornicach pary tzw. recyrkulacyjnych (rys. 20). W przepływowych wytwornicach pary rurki mocowane są w górnej i dolnej płycie sitowej i szczelnie spawane (rys. 22). W przypadku pierwszym woda obiegu pierwotnego jest doprowadzana od dołu, a wylot jej umiejscowiony jest po przepływie przez rurki też od dołu korpusu (rys. 20). Natomiast w przypadku drugim wlot wody obiegu pierwotnego usytuowany jest w górnej części korpusu, a wylot od dołu (rys. 22). W większości eksploatowanych wytwornic pary średnica płyt sitowych wynosi około 4 m, a ich grubość dochodzi do około 700 mm.

W celu zapobiegania zanieczyszczeniom obiegu pierwotnego produktami korozji płyta wykonana ze stali perlitycznej jest chroniona za pośrednictwem napawanej warstwy materiału antykorozyjnego, którym najczęściej jest stop wysokoniklowy.



Rys.17. Wytwornica pary PGW-1000 energobloku z reaktorem WWER-1000:

1 – korpus, 2 – kolektor, 3 – podpora, 4 – włącz, 5 – rurki wymiany ciepła, 6 – pionowa ścianka dystansowa, 8 – rurociąg doprowadzenia wody zasilającej, 9 – separator, 10 – blacha dziurkowana, 11 – kolektor parowy, 12 – pokrywa kolektora obiegu pierwotnego, 13 – pokrywa kolektora obiegu wtórnego, 14 – uszczelnienie pokrywy pierwotnego i wtórnego obiegu, 15 – kontrola uszczelniania pokrywy obiegu wtórnego, 16 – odpowietrznik obiegu wtórnego, 17 – kontrola uszczelniania pokrywy obiegu pierwotnego, 18 – odpowietrznik obiegu pierwotnego, 19 – zawór okresowego przedmuchiwania „komór” kolektorów, 20 – zawór okresowego przedmuchiwania wytwornicy pary, 21 – zawór przedmuchiwania stałego wytwornicy pary, 22 – króciec technologiczny, 23 – króciec kontroli poziomu wytwornicy pary



Rys.18. Przekrój wzdłużny (a) i poprzeczny (b) poziomej wytwornicy pary PGW-440 energobloku z reaktorem WWER-440:

1 – doprowadzenie wody, 2 – króciec drenowania i odpowietrzania, 3,6 – kolektory wejściowy i wyjściowy wody, 4 – korpus, 5 – dopływ wody zasilającej, 7 – powierzchnia wymiany ciepła, 8 – króciec wskaźnika poziomu wody, 9 – żaluzjowy separator pary, 8 – kolektor pary suchej, 11 – odprowadzenie pary, 10 – kolektor wyjściowy

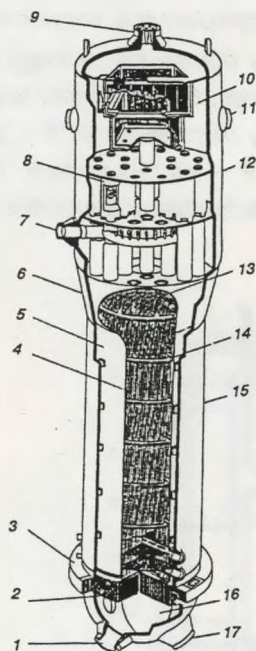


a)



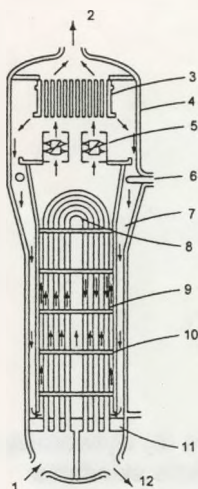
b)

Rys.19. Układ rurowy (a) i korpus (b) wytwornicy pary bloku WWER-1000 w trakcie składania



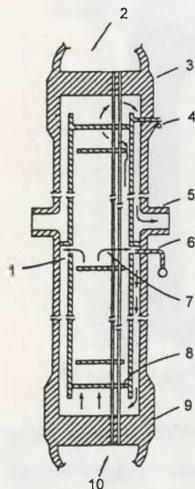
Rys. 20. Przekrój pionowej wytwornicy pary reaktora PWR:

1 – doprowadzenie wody obiegu pierwotnego, 2 – płyta sitowa, 3 – pierścień oporowy, 4 – wiązka rurek, 5 – osłona wokół wiązki rurek, 6 – stożkowy segment korpusu, 7 – króciec wody zasilającej, 8 – separator wody, 9 – króciec parowy, 10 – osuszacz pary, 11 – właz dla kontroli i remontu, 12 – górna osłona korpusu, 13 – listwa antywibracyjna, 14 – siatka oporowa, 15 – dolny segment korpusu, 16 – przegroda, 17 – wypływ wody obiegu pierwotnego [4]



Rys.21. Schemat recyrkulacyjnej wytwornicy pary:

1 – doprowadzenie gorącej wody obiegu pierwotnego, 2 – odprowadzenie pary, 3 – osuszacz pary, 4 – korpus, 5 – separator wody, 6 – dopływ wody zasilającej, 7 – przewód opadowy pierścieniowy, 8 – pierwszy szereg rurek w kształcie odwróconej litery U, 9 – wiązka rurowa, 10 – siatka oporowa, 11 – płyta sitowa, 12 – wypływ wody obiegu pierwotnego



Rys.22. Przepływowa wytwornica pary:

1 – przewód opadowy pierścieniowy, 2 – doprowadzenie wody gorącej obiegu pierwotnego, 3 – górna płyta sitowa, 4 – pomocniczy dopływ wody zasilającej, 5 – wypływ pary, 6 – dopływ wody zasilającej, 7 – zasysanie pary, 8 – pierwsza siatka oporowa, 9 – dolna płyta sitowa, 10 – wypływ wody gorącej obiegu pierwotnego

Tabela 6

Skład chemiczny różnych gatunków stali austenitycznych odpornych na korozję stosowanych w energetyce jądrowej

Gatunek wg AISI	Zawartość składników, %						Inne	Oznaczenie gatunków stali wg PN			GOST 5632 (Rosja) ²⁾
	C _{max}	Si _{max}	Mn _{max}	Cr	Ni	Mo		PN-H-86020:1971 (PN-71/H-86020) ¹⁾	PN-EN 10088-1:1998 ¹⁾		
									znak	numer	
304	0,08	1,00	2,00	18-20	8-10,5	-	-	0H18N9	X5CrNi 18 10	1.4301	0H18H10
304 L	0,03	1,00	2,00	18-20	9-13	-	-	00H18N10	X2CrNi 19 11	1.4306	-
304 N ³⁾	0,08	1,00	2,00	18-20	8-10,5	-	N = 0,1-0,16	-	-	-	-
304 NG ⁵⁾	0,02	0,75	2,00	18-20	8-11	≤ 0,5	N = 0,06-0,1 Co ≤ 0,5	-	-	-	-
308	0,08	1,00	2,00	19-21	10-12	-	-	06H19G15 ⁶⁾	-	-	-
308L	0,03	0,65	2,50	19,5-2	9-11	0,75	Cu = 0,75	-	--	--	-
316	0,08	1,00	2,00	16-18	10-14	2-3	-	H17N14M2	X5CrNiMo 17 12 2	1.4436	03X17H13M2
316 L	0,03	1,00	2,00	16-18	12-16	2-3	-	00H17N14M2	X2CrNiMo 17 12 2	1.4404	-
316 NG ⁵⁾	0,02	0,50	1,5- 2,00	16-18	10-14	2-3	N = 0,06-0,12	-	-	-	-
321	0,08	1,00	2,00	17-19	9-13	-	Ti ≥ 5 % C	1H18N10T	X6CrNiTi 18 10	1.4541	08X18H10T ⁴⁾
347	0,08	1,00	2,00	17-19	9-13	-	(Nb+Ta) ≥ 10 % C	0H18N12Nb	X6CrNiNb 18 10	1.4550	08X18H10E
348	0,08	1,00	2,00	17-19	9-13	-	(Nb+Ta) ≥ 10 % C	-	-	-	-
-	0,12	0,80	2,00	17-19	9-11	-	Ti ≥ 5 % C	-	-	-	12X18H10T ⁴⁾
-	0,12	0,80	2,00	17-19	11-13	-	Ti ≥ 5 % C	-	-	-	12X18H12T ⁴⁾
-	0,08	0,80	2,00	17-19	11-13	-	Ti ≥ 5 % C	-	-	-	08X18H12T ⁴⁾

¹⁾ Podane odpowiedniki dostosowano tylko pod kątem składu chemicznego

²⁾ Oznaczenie podano wg oryginalu (tzn. litry są w cyrylicy)

³⁾ Znak „N” dotyczy zawartości azotu, a zawartość siarki w stalach 304NG i 316NG wynosi odpowiednio 0,005 i 0,015%, fosforu odpowiednio 0,030 i 0,015%, w pozostałych stalach serii 300 zawartość siarki 0,030%, fosforu 0,045%

⁴⁾ Zawartość siarki 0,020%, fosforu 0,035%

⁵⁾ Indeks NG – stal na wyroby elementów energetyki jądrowej (Nuclear Grade)

⁶⁾ Staliwo

Tabela 7

Skład chemiczny stopów wysoko niklowych stosowany w energetyce jądrowej (dane wg różnych źródeł)

Gatunek stopu ¹⁾	Zawartość składników, %													
	C _{max}	Ni	Cr	Fe	Cu	Co _{max}	Mo	Ti	Nb	Al	Mn _{max}	Si _{max}	P _{max}	S _{max}
Inconel 600 ²⁾	0,01-0,05	> 72	14-17	6-10	0,5	0,1	-	0,15-0,6	-	0,5	1	0,5	0,025	0,015
Inconel 625	0,01-0,02	> 60	~ 22	2,5-5,0	-	-	9	0,4	(Nb+Ta) ~ 4	0,4	0,25	0,2	0,006	0,009
Inconel 690	0,08-0,025	59-62	28-31	8-10	0,2-0,5	0,02	-	0,5	-	0,5	0,5	0,5	0,015	0,01
Inconel 718	0,03-0,05	> 52	17,5-18,5	18-19	0,1-0,2	0,2-0,9	3	1	(Nb+Ta) 5	0,5	0,15	0,3	0,015	0,004
Inconel X-750	0,08	≥ 70	14-17	5-9	≥ 0,5	≥ 0,2	4	2,5	(Nb+Ta) 1	1	≥ 1	≥ 0,5	0,007	≥ 0,01
Incoloy 800	0,1	30-35	19-23	-	0,75	-	-	0,15-0,6	-	0,15-0,6	1,5	1	-	0,015
Incoloy 800M	0,03	32-35	20-23	-	0,75	0,02	-	≤ 0,6	-	0,15-0,45	0,4-1	0,3-0,7	0,02	0,015
03H21N32M3B	0,03	31,5-33	20-22	-	0,2	0,03	-	0,1	0,9-1,2	-	1	0,8	0,015	0,02
03H20N45M5B	0,03	44-46	19-21	-	0,2	0,03	4-6	-	0,9-1,3	-	1	0,8	0,015	0,015

¹⁾ Inconel i Incoloy są to znaki towarowe grupy Compañii INCO (w literaturze technicznej stopy te najczęściej oznakowane są „Alloy”)

²⁾ W materiale rur może występować do 0,007 N i 0,002 B

¹⁾ Inconel i Incoloy są to znaki towarowe grupy Company INCO (w literaturze technicznej stopy te najczęściej oznakowane są „Alloy”)²⁾ W materiale rur może występować do 0,007 N i 0,002 B

Jak już zostało wyżej wspomniane, pionowe wytwornice pary z rurkami w kształcie odwróconej litery U firm Westinhouse i Combustion Engineering nie okazały się niezawodne w dostatecznym stopniu.

W pracy przedstawiono podstawowe konstrukcje obiegów pierwotnego i wtórnego pod względem degradacji materiałów ich elementów. W dalszej części zostaną wyróżnione przypadki najbardziej charakterystyczne i niebezpieczne. Dlatego analiza stosowanych materiałów została skoncentrowana na elementach reaktorów, wytwornic pary i na rurociągach pętli obiegu pierwotnego i innych charakterystycznych elementach tych układów. Materiały te podlegają niszczeniu podczas długoletniej eksploatacji na skutek oddziaływania ciśnienia medium, wysokich temperatur i korozyjno-aktywnych środowisk, tzn. wody i pary wodnej. Nie rozpatrywano dokładnie problemu niszczenia materiałów metalowych w wyniku ich napromieniowania jądrowego. Problem ten został omówiony fragmentarycznie, głównie jako uzupełnienie danych dotyczących degradacji stosowanych materiałów. Bardziej szczegółowe dane na ten temat, a dotyczące stosowanych materiałów można znaleźć w pracach autorów [1-4].

Z szeregu charakterystyk procesu technologicznego elektrowni jądrowych można wyróżnić wysokie wymagania odnośnie jakości nośników ciepła jak to przykładowo podano w tabelach 8-9 dla obiegów pierwotnego i wtórnego energobloków z reaktorami WWER i dla ciągu wodno-parowego energobloków z reaktorami RBMK. Ten przykład może stanowić argument, że nawet w warunkach stosowania bardzo czystej wody (i pary), poddanej specjalnym obróbkom chemicznym w celu zmniejszenia jej korozyjnej aktywności nawet przy stosowaniu specjalnych materiałów o wysokiej odporności na korozję nie może zostać zagwarantowana całkowita niezawodność elementów energobloków elektrowni jądrowych. A to z kolei wymaga odpowiednio precyzyjnej kontroli degradacji odnośnie niszczenia materiałów szeregu elementów w ciągu pełnego okresu eksploatacji elektrowni i urządzeń jądrowych, (powstawanie pęknięć, zmiany w struktury materiału, jego własności mechanicznych itp.). Dlatego analiza i uogólnienie wiedzy oraz doświadczenia przemysłowego z tego zakresu uzyskanego w różnych ośrodkach światowych ma szczególnie istotne znaczenie.

Tabela 8

**Normy jakości nośnika ciepła obiegu pierwotnego reaktorów WWER
(wg GOST 95-10165)**

Wskaźnik, zawartość	Wartość podczas pracy przy parametrach nominalnych	Wartość w zakresie przeciążenia
Wykładnik wodorowy pH	5,7-10,2	$\geq 4,3$
Chlorki, mg/kg	$\leq 0,1$	0,15
Tlen, mg/kg	0,01	-
Wodór, ml/kg	30-60	-
Jony potasu, litu i sodu sumarycznie, mg-ekw/kg, w zależności od zawartości kwasu borowego	0,05-0,42	-
Amoniak, mg/kg	$> 5,0$	-
Kwas borowy, g/kg	0-9	12
Produkty korozji w przeliczeniu na żelazo, mg/kg w warunkach pracy stałej	$< 0,2$	-
Produkty korozji w przeliczeniu na żelazo, mg/kg w warunkach przejściowych	$< 1,0$	-
Fluorki, mg/kg	$< 0,1$	-
Miedź, mg/kg	$\leq 0,02$	-

Tabela 9

Normy jakości nośnika ciepła reaktorów RBMK

Wskaźnik, zawartość	Wartość
Obieg cyrkulacji wielokrotnej przymusowej	
Wykładnik wodorowy pH	6,5-8,0
Przewodność elektryczna właściwa, $\mu\text{S/cm}$	0,5-1,0
Twardość, μg – ekw/kg	2,0-10,0
Kwas krzemowy, $\mu\text{g/kg}$	600-1000
Jony chlorków + jony fluorków, $\mu\text{g/kg}$	50-100
Produkty korozji żelaza, $\mu\text{g/kg}$	≥ 50
Produkty korozji miedzi, $\mu\text{g/kg}$	15-20
Tlen, mg/kg	0,05-0,1
Radioaktywność, Ci/l	10^{-5} - 10^{-2}
Woda zasilająca	
Wykładnik wodorowy pH	7,0
Przewodność elektryczna właściwa, $\mu\text{S/cm}$	$\leq 0,1$
Produkty korozji żelaza, $\mu\text{g/kg}$	$\leq 1,0$
Tlen, mg/kg	do 2
Radioaktywność, Ci/l	do $4 \cdot 10^{-6}$

LITERATURA

1. Paska J.: Elektrownie jądrowe. W-wa Politechniki Warszawskiej 1990.
2. Adamczyk J., Szklarek K.: Materiały metalowe dla energetyki jądrowej. Wyd. Politechniki Śląskiej, Gliwice 1992, 310.
3. Danko J.C.: Corrosion in the Nuclear Power Industry. ASM Handbook, Vol. 13. Corrosion. ASM International Material Park 1987, pp. 927-959.
4. Korroziionnostojkije stali i spławy dla oborudowanija i truboprowodow AES. Pod red. R. K. Melechowa. Naukowa dumka, Kijew 1983, 144.
5. Azbukin W.G., Gorynin W.I., Pawłow W.N.: Pierspiektiwnyje korroziionno-stojkije matieriały dla oborudowanija i truboprowodow AES. CNII KM Prometej, Sanki-Peterburg 1998, 118.
6. Wysokotiempierturnyje miechaniczieskije swojstwa korroziionnostojkoj stali dla atomnoj tiechniki. Trudy konf. Metałurgija, Moskwa 1987, 480.
7. Denisov V.P., Stekolnikov V.V., Vozniesenskii V.A.: Modernizing the VVEW. Nuclear Engineering International 1991, July, 16-22.
8. Laudyn D., Pawlik M., Strzelczyk F.: Elektrownie. WNT, Warszawa 1997, 634.
9. Berge Ph., de Keroulas F.: The Present Situation Regarding Environmental Degradation of Components in Pressurized Water Reactors. Proc. of the Fourth Int. Symp. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors (6-10 Aug. 1989, Jekyll Island, Georgia, USA, Houston) 1989, pp. 1-11 ÷ 1-26.
10. Tubielewicz K. Energetyka jądrowa - ograniczenie materiałowe. Zeszyty naukowe Uniwersytetu Opolskiego Nauki Techniczne 25. Opole 2008 s. 145-150.
11. Tubielewicz K., Błaszczuk W., Melechow R., Technologiczne właściwości cyrkonu. Wyd. Politechniki Częstochowskiej. Serie monografie nr 84. Częstochowa 2001 s.83.

3. DEGRADACJA MATERIAŁÓW ELEMENTÓW STEROWANIA REAKTORÓW JĄDROWYCH

Krzysztof Tubielewicz, Rościsław Melechow

Krzysztof Turczyński, Andrzej Zaborski

We wszystkich dotychczas eksploatowanych elektrowniach jądrowych, których ogólne zasady budowy i konstrukcji poszczególnych urządzeń omówiono w [1, 2] stosowany jest proces wykorzystujący energię rozszczepienia paliwa jądrowego, do którego mogą być stosowane tylko następujące trzy izotopy: $^{235}_{92}\text{U}$, $^{233}_{92}\text{U}$, $^{239}_{94}\text{Pu}$ [1-3]. W przyrodzie istnieje jedynie izotop uranu – ^{235}U , który może podtrzymywać reakcję łańcuchową rozszczepiania, dwa ostatnie izotopy są produkowane w specjalnych tzw. kottach - briderach jądrowych (breeder reactor). W celu zmniejszenia gabarytów strefy aktywnej reaktora i odpowiednio jego wymiarów zewnętrznych, ilość izotopów rozszczepianych w mieszance paliwa powiększa się, tzn. stosuje się paliwo wzbogacone. Średnie wzbogacenie paliwa (% mas.) zwykle wynosi 1,8 – 4,4%, chociaż w niektórych urządzeniach nawet osiąga 5% jak to np. zastosowano w pierwszej w świecie elektrowni jądrowej w Obninsku. Natomiast w reaktorze WWER-1000 [1] w pierwszym okresie eksploatacji stosowane jest wzbogacenie paliwa o 3,3%. Większa część energii rozszczepiania (więcej niż 90%) przetwarzana jest w elemencie paliwowym reaktorów w ciepło.

W urządzeniach jądrowych stacjonarnych i niestacjonarnych dla produkcji energii elektrycznej jako paliwo stosowany jest głównie granulata ze spiekane go dwutlenku uranu UO_2 w postaci pastylek. Niska przewodność cieplna i spowodowane tym wysokie naprężenia cieplne w wyniku dużego gradientu temperatury mogą wywołać pękanie pastylek, które zwykle przebiega w kierunku promieniowym ich przekroju.

Jedną z podstawowych charakterystyk paliwa jądrowego jest jego zgodność (kompatybilność) z materiałami koszulek, co oczywiście decyduje o niezawodności prętów paliwowych, których koszulki uniemożliwiają wydostawanie się do nośnika ciepła promieniotwórczych produktów rozszczepiania (tabela 1).

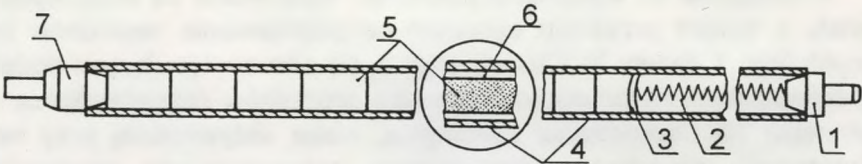
Przeważnie do wykonania koszulek¹⁾ stosowane są stopy cyrkonu - metalu o małym przekroju czynnym na pochłanianie neutronów termicznych (rys. 1, tabela 2). Charakteryzują się one następującymi dodatnimi właściwościami: nieprzepuszczalnością produktów rozszczepiania i odpornością na uszkodzenia radiacyjne, niską aktywnością przy napromieniowaniu neutronami, dostateczną wytrzymałością mechaniczną, niską prędkością pełzania w wysokich temperaturach, dostateczną przewodnością cieplną, bardzo powolnym wchodzeniem w reakcję z paliwem i chłodziwem (wodą), tzn. znaczną odpornością na korozję (tabele 1 i 3). Przez długi okres eksploatacji elementy paliwowe, głównie koszulki doznają radiacyjnego napromieniowania, korozyjnego i dynamicznego siłowego oddziaływania nośnika ciepła – od zewnątrz; oddziaływania korozyjnego wilgoci, wodoru, fluoru, kadmu, jodu i in. przy termodynamicznym oddziaływaniu tabletek paliwa jądrowego – od wewnątrz. W technice jądrowej Stanów Zjednoczonych stosowane są stopy Zircaloy, podczas gdy w Kanadzie i Rosji przeważają stopy Zr+Nb. Ponadto w Rosji przyciskająco-ustalające elementy zestawów paliwowych są wykonywane ze stopu cyrkonu C-2M, zawierającego 0,5%Mo, i 0,5%Cu. Stop o tym samym składzie pod znakiem ATR jest stosowany w Wielkiej Brytanii w reaktorach chłodzonych dioksanem węgla. Natomiast w Rosji na koszulki stosowany jest rekrytalizowany stop Zr+1%Nb. w Niemczech został opracowany stop Zr-3Nb-1Sn, który stosuje się w reaktorach PWR.

Tabela 1

Oddziaływanie UO_2 z niektórymi materiałami konstrukcyjnymi

Materiał	Temperatura UO_2 , °C	Charakter reagowania na oddziaływanie UO_2
Aluminium	około 500	Powolne oddziaływanie z tworzeniem UAl_2 i UAl_3
Cyrkon	600	Reakcja powolna, cyrkon podlega kruchości
Stal stopowa	1400	Wzajemnie nie oddziałują
Woda odpowietrzona z pH neutralnym lub podwyższonym	340	Stała przez 300 doby
CO_2	900	Odporność zadowalająca
Sód, sól-potas	600	Odporność zadowalająca dwutlenku uranu o dużej gęstości

¹⁾ W reaktorach WWER stosowane są elementy paliwowe o $\varnothing$ 9,1 mm (w innych reaktorach średnica jest nieco większa, lecz grubość ścianki zwykle znajduje się w zakresie 0,3 - 0,5 mm). Natomiast pręty sterowania i bezpieczeństwa w reaktorach WWER mają wymiary $\varnothing$ 8x0,6 mm i są wypełnione materiałem pochłaniającym.



Rys.1. Element paliwowy reaktora PWR:

1 – uchwyt górny, 2 – sprężyna, 3 – podkładka izolacyjna, 4 – koszulka, 5 – pastylki paliwa, 6 – szczelina promieniowa, 7 – uchwyt dolny [2]

Tabela 2

Parametry główne elementów paliwowych

Parametr	Rodzaj reaktora	
	PWR ²⁾	BWR ²⁾
Średnica pastylki paliwowej, mm	9,29	12,4
Długość strefy aktywnej, mm	3 650	495
Wzbogacenie paliwa wyjściowego, %	3,0	2,5
Temperatura maksymalna paliwa, °C	2 257	2 417
Szczelina między paliwem, a koszulką, mm	0,18	0,25
Materiał koszulki	Zircaloy-4	Zircaloy-2
Grubość ścianki koszulki, mm	0,62	0,81
Temperatura maksymalna koszulek, °C	347	296
Fluens neutronów na koszulce (> 0,1 MeV), n/cm ²	10 ²²	10 ²²
Liczba prętów paliwowych w kasce paliwowej	204	49

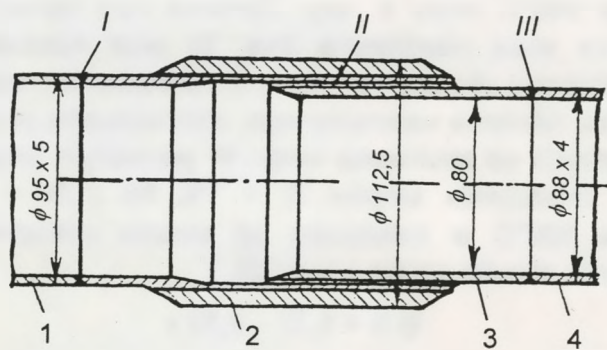
Tabela 3

Skład chemiczny i własności mechaniczne stopów cyrkonu

Stop	Zawartość dodatków stopowych %	R _m	R _m ^{300° C}	R _{0,2}	R _{0,2} ^{350° C}	A	A ^{300° C}
Zircaloy - 2	Sn = 1,2 – 1,7 Cr = 0,05 – 0,15 Fe = 0,07 – 0,20 Ni = 0,03 – 0,08 N = 0,03 – 0,08 O = 0,010	480	200	310	100	22	35
Zircaloy - 4	Sn = 1,1 – 1,5 Cr = 0,06 – 0,14 Fe = 0,20 – 0,24 N < 0,01, O = 0,10 – 0,16						
Zr + 1 Nb	Nb = 1	350	200	200	120	30	33
Zr + 2,5 Nb	Nb = 2,5	450	300	280	200	25	23
Zr + 5 Nb	Nb = 5	650	530	-	-	20	17

²⁾ Oznaczenia w poprzednich rozdziałach niniejszej pracy zbiorowej

Bardzo ważnym jest zachowanie podczas długotrwałej eksploatacji elementów ze stopów cyrkonu w strefie aktywnej reaktora wartości dopuszczalnego odkształcenia, które dla koszulek elementów paliwowych i rur kanałowych w reaktorach z wodą wrzącą nie może przekraczać 1%. Jednak na skutek pełzania (przyspieszonego pęcznieniem radiacyjnym) stopów cyrkonu może zachodzić zwiększenie średnicy rur kanałowych wykonanych, np. w reaktorze RBMK-1000³⁾ ze stopu Zr + 2,5 Nb o wymiarach $\phi 88 \times 4$ (rys. 2).



Rys. 2. Połączenie elementów kanału wykonanego ze stopu cyrkonu i stali nierdzewnej:

1 – rura ze stali 12H18N10T, 2 – króciec ze stali 14H17N2 lub 07H16N4B, 3 – złączka ze stopu cyrkonu, 4 – rura ze stopu cyrkonu, I – spawanie metodą TIG, II – spawanie dyfuzyjne, III – spawanie elektronowe

W reaktorach typu BWR również niezawodność pracy w decydującym stopniu jest uzależniona od odporności na niszczenie koszulek elementów (prętów) paliwowych, których jest 18 sztuk o łącznej długości 3,5 m, zawartych w dwóch zestawach paliwowych tworzących kasetę podwieszoną za pomocą drążka do górnej głowicy kanału. W tym rozwiązaniu konstrukcyjnym układu paliwowego przewidziana jest możliwość wymiany dystansowej kanału paliwowego podczas postoju reaktora.

³⁾ Oznaczenia w poprzednich rozdziałach niniejszej pracy zbiorowej.

Prędkość pełzania stopów cyrkonu w temperaturach roboczych⁴⁾ jest niska i np. dla stopu Zr + 2,5% Nb poddanego odpuszczaniu przez 4-5 h w temperaturze 465 – 550°C wynosi $(1,7 - 4,3) \cdot 10^{-7} \text{ h}^{-1}$ przy $\sigma = 1 \text{ MPa}$ w temperaturze 350°C. Jednak nieznaczne zwiększenie naprężeń rozciągających jak również temperatury powoduje wyraźny wzrost prędkości pełzania. A więc stop Zircaloy – 2 ulega zniszczeniu przy naprężeniach 2,40 – 2,55 MPa w temperaturach 288 i 343°C odpowiednio przez 10882 i 140 h, a bardzo małe zwiększenie naprężeń od 2,55 do 2,72 MPa doprowadzają do zmniejszenia czasu do zniszczenia w temperaturze 288°C około 6 razy. Zarówno rury kanałowe, jak i ich połączenia ze stalą nierdzewną (rys. 2) oraz koszulki elementów paliwowych doznają obciążeń cyklicznych na skutek zmiany temperatury nośnika ciepła, ciśnienia wewnętrznego, oddziaływania sił zewnętrznych lub pochodzących od strumienia wody. W pierwszym przybliżeniu ilość cykli N do zniszczenia stopów Zr + 1% Nb i Zr + 2,5% Nb w temperaturze 300°C w zależności od stopnia odkształcenia ε (%) w każdym cyklu określa się wg wzoru [3].

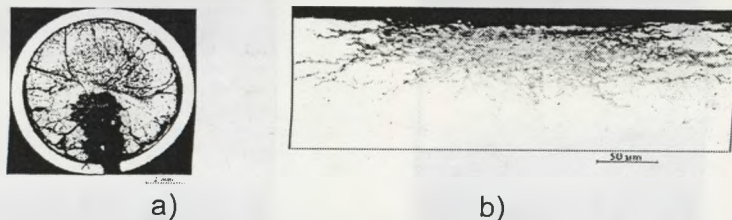
$$\lg N = 5,32 - 2,32 \varepsilon$$

Jedną z przyczyn obniżenia plastyczności stopów cyrkonu jest tworzenie w strukturze płytkowych wytrąceń wodorków zlokalizowanych w płaszczyznach prostopadłych do kierunku naprężeń rozciągających, a powstających w elementach urządzeń z niego wykonanych (rys. 3b).

Dość wysoka zawartość wodoru - około 90 ppm, została ujawniona w koszulkach ze stopu Zr+1% Nb po pięciu cyklach paliwowych elementów paliwowych w reaktorze WWER-440 i po trzech cyklach w reaktorze WWER-1000 [4]. Korozja ogólna stopów cyrkonu w warunkach eksploatacyjnych reaktorów jest nieznaczna. Natomiast w warunkach zachodzenia zjawiska niszczenia przez procesy zużycia ściernego może wystąpić kontakt paliwa jądrowego z wodą, co powoduje utlenianie dwutlenku uranu, pękanie jego tabletek i przecieki paliwa do obiegu pierwotnego⁵⁾ (rys. 3a) [5].

⁴⁾ Temperatura koszulek elementów paliwowych ze stopów cyrkonu nie powinna przekraczać 360°C, ponieważ w temperaturach wyższych zachodzi intensyfikacja nawodorowania materiału, co spowoduje powstawanie jego nadmiernej kruchości.

⁵⁾ Do kontroli stanu warunków cieplnych pracy kaset paliwowych w reaktorach stosuje się układy kontroli wewnątrzreaktorowej. Wg wymagań technicznych

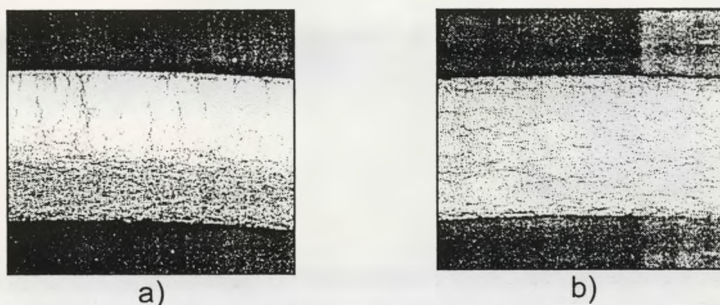


Rys. 3. Widok zużycia i rozerwania koszulki rurki paliwowej wykonanej ze stopu Zircaloy-4 (a) i lokalna koncentracja wodorków w stopie na powierzchni wewnętrznej koszulki (b)

Jednocześnie na skutek oddziaływania wody wysokotemperaturowej, która dostała się do wnętrza elementu paliwowego, zachodzi utlenianie, nawodnienie z utworzeniem wodorków cyrkonu i jego pękanie od powierzchni wewnętrznej koszulek, jak to przedstawiono na rys. 3. Bardzo niebezpieczne z tego punktu widzenia jest wytrącanie się nalotu miedzi (tzw. plam ciepłych) na powierzchni elementów wykonanych z cyrkonu, ponieważ jak to zostało stwierdzone w tych miejscach najpierw tworzą się pęknięcia korozyjne. Jednocześnie wytrącanie się produktów korozji na powierzchni stopu cyrkonu powoduje pogorszenie wymiany ciepła, wzrost temperatury koszulek i zwiększenie prędkości ich korozji. W warunkach intensywnego promieniowania pracują również inne elementy układów paliwowych, jak np. dociskowa sprężyna ze stopu Inconel X-750 ($0,08\%C_{\max}$, $Ni \geq 70\%$, $14-17\%Cr$, $5-9\%Fe$, $Cu \leq 0,5\%$, $Co_{\max} \leq 0,2\%$, $4\%Mo$, $2,5\%Ti$, $1\%(Nb+Ta)$, $1\%Al$, $\leq 1\%Mn_{\max}$, $\leq 0,5\%Si_{\max}$, $0,007\%P_{\max}$, $\leq 0,01\%S_{\max}$) znajdująca się przez cały czas w stanie naprężonym.

Pojedyncze przypadki niszczenia na skutek utleniania i tworzenia wodorków w materiale elementów ze stali austenitycznych chromowo-niklowych, zainstalowanych w układach obiegu pierwotnego mogą zdarzać się wyłącznie, gdy zostaje zmieniona struktura fazowa lub skład chemiczny tych stali albo zostaje ona poddana nagniataniu nawet do małej głębokości i w bardzo ograniczonej strefie. Zostały stwierdzone przypadki tworzenia warstwy wodorków na powierzchni wewnętrznej jak również w całym przekroju rur prowadzących mechanizm napędu przemieszczania się prętów układu paliwowego (rys. 4) [6].

jest szczegółowo ustalona dopuszczalna ilość wad elementów paliwowych. Na przykład w reaktorach WWER wielkość wad tzw. nieszczelności gazowych, jest ograniczona do 1%, a ilość wad powodujących kontakt nośnika ciepła i dwutlenku uranu jest ograniczona do 0,1%.



Rys. 4. Powstawanie wodorków w warstwie na głębokości około połowy grubości ścianki rury (a) i w całym przekroju ścianki (b) rury prowadzącej mechanizmu napędu przemieszczania się prętów zestawu paliwowego [6]

Podobne, intensywne nawodorowanie stali typu 18-10, a zwłaszcza powstawanie wodorków w warunkach oddziaływania parowo-wodnej mieszanki, w warunkach zachodzenia radiolizy wody z powstawaniem wodoru i tlenu i wpływu innych składników wody, możliwe jest wg autora pracy [6] jedynie w strukturze sensybilizowanej. W rozpatrywanym przypadku proces sensybilizacji został wywołany niewłaściwą obróbką wewnętrzną powierzchni rury, na skutek której stal doznała nadmiernego umocnienia. Bardziej poważne problemy związane są z degradacją materiałów i uszkodzeniami elementów układów sterowania pracujących w warunkach tarcia, oddziaływania środowiska aktywnego, w warunkach obciążeń stałych i zmiennych, jak również w warunkach oddziaływania naprężeń termicznych.

Mimo to w strefie aktywnej reaktora szereg elementów wykonanych ze stali austenitycznej typu 304 (304, 304L, 304N, 304NG)⁶⁾ po dużym napromieniowaniu ulega specyficznemu pękaniu korozyjnemu o charakterze międzykrystalicznym określonym jako „irradiation-assisted stress corrosion cracking” tzn. pęknięcie korozyjne z udziałem promieniowania. Ten rodzaj pęknięcia występuje w przypadku stali nie sensybilizowanej. A dokładnie, znaczy to, że w stali austenitycznej skłonnej do pęknięcia międzykrystalicznego ujawnia się zubożenie materiału przygranicznego w chrom i segregacja wtrąceń krzemu i fosforu, lecz nie zachodzi proces jej sensybilizacji jak to np. występuje w przypadku korozji międzykrystalicznej. Odporność stali na ten rodzaj pęknięcia podwyższa się przez wprowadzenie molibdenu. Na przykład gdy krytyczna wartość fluensu progowego dla stali 304 równa jest $5 \cdot 10^{20}$ n/cm², to dla stali 316 zawierającej nie niższej niż 2% Mo ona osiąga

⁶⁾ Skład chemiczny i własności mechaniczne tych stali zostały podane w artykule pierwszym umieszczonym w danej pracy zbiorowej

$1 \cdot 10^{21}$ n/cm² [8]. Po osiągnięciu krytycznego stopnia napromieniowania stali typu 304 uważa się, że zachodzi jej sensybilizacja, jak w przypadku przebiegu tego procesu na skutek oddziaływania temperatury krytycznej [7, 8]. Z tego wynika, że warunki pękania międzykrystalicznego w obu przypadkach są jednakowe, lecz różnica polega na źródłach doprowadzających do sensybilizacji stali. Mimo to podczas napromieniowania w dużym stopniu ujawnia się negatywne oddziaływanie domieszek, w pierwszej kolejności fosforu i siarki.

W tym zakresie bardzo interesujące są dane ustalone w pracy [9], a głównie to, że wysokotemperaturowa (288°C) woda napromieniowana γ przy fluensie $2,3 \cdot 10^3$ kulomb/kg·h ($\sim 1 \cdot 10^7$ R/h) wywołuje zwiększenie prędkości propagacji pęknięcia w stali typu 304 przy $K_I = 25 \text{ MPa} \sqrt{\text{m}}$ więcej niż dwukrotnie. Przyczyna tego kryje się w oddziaływaniu H_2O_2 podczas napromieniowania wody. W istotny sposób ten negatywny efekt można zmniejszyć przez wprowadzenie do wody od 300 do 500 ppb (tzn. 0,3-0,5 ml/l) wodoru – gazu.

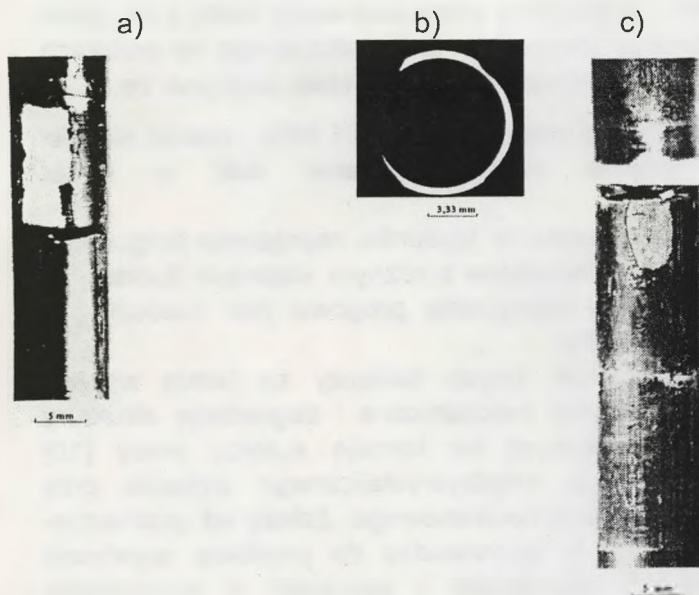
Natomiast badania [10] materiału (stal 304), wyciętego z pręta układu sterowania BWR, który przetrwał cztery cykle robocze i którego fluensy różnych stref wahały się w zakresie od $0,34 \cdot 10^{21}$ n/cm² do około $3 \cdot 10^{21}$ n/cm² wykazały, że w wodzie o temperaturze 288°C zawierającej 32 ppm tlenu (zwykle w warunkach pracy reaktora typu BWR ilość tlenu jest niższa niż 0,2 ppm) z prędkością przepływu wody około 4 l/h przez komory robocze specjalnego stanowiska doświadczalnego na próbkach płaskich, obciążonych stałym odkształceniem, zostało ustalone, że:

- naprężenie progowe osiąga wartość około 621 MPa i prawie nie jest uzależnione od stopnia napromieniowania stali w wyżej wymienionym zakresie,
- jednak gdy zastosować wyrażenie stosunku naprężenia progowego do granicy plastyczności materiałów z różnym stopniem fluensu, to wpływ promieniowania na naprężenia progowe jest widoczny, a różnica ta może osiągać 15%,
- z uwzględnieniem wniosków innych badaczy na temat wpływu promieniowania na własności mechaniczne i degradację struktury stali austenitycznych odpornych na korozję autorzy pracy [10] wnioskują, że w procesie międzykrystalicznego pękania przy oddziaływaniu promieniowania neutronowego. Zależy od uruchamiania i ruchu dyslokacji, a to doprowadza do przebicia warstewki ochronnej, koncentracji odkształceń i naprężeń w wierzchołku pęknięć podczas ich propagacji, tzn. inicjuje procesy towarzyszące pękaniu.

Na ogół w rozpatrywanych przypadkach degradacja materiałów metalicznych ma wiele wspólnych charakterystycznych oznak z mechanizmem pełzania. A tzw. pełzanie radiacyjne dominuje w temperaturach niższych niż 550°C , ponieważ w temperaturach wyższych może zachodzić wzajemne pokrywanie się procesu pełzania radiacyjnego i temperaturowego.

Zostało ujawnione, że niekiedy, zwłaszcza w temperaturach niskich, tzn. około 300°C , w stalach 316 i stalach ferrytycznych odkształcenie przypadające na jednostkę dawki promieniowania zmniejsza się przy zwiększeniu wielkości tej dawki.

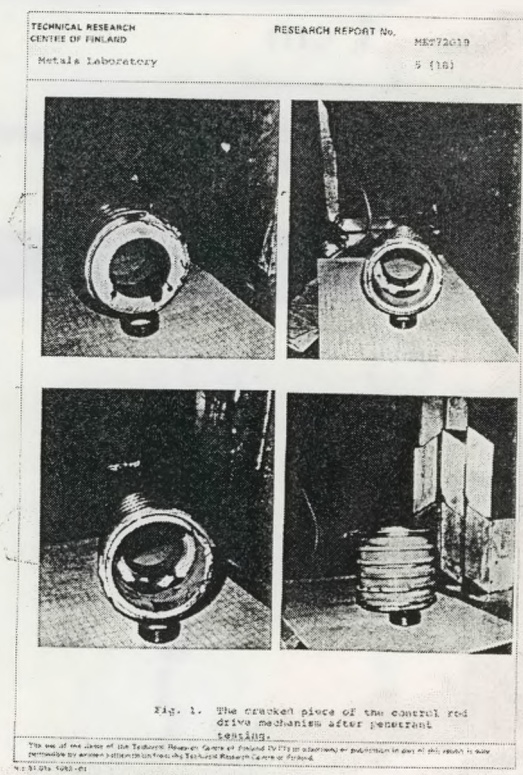
W wyniku oddziaływania procesu ścierania zostały ujawnione uszkodzenia lokalne prętów regulacyjnych o przekroju rurowym (rys. 5). Przy czym w większym stopniu zachodzą uszkodzenia prętów awaryjnego bezpieczeństwa ponieważ doznają one obciążeń uderzeniowych od strony przewodnic na skutek zakłóceń hydraulicznych [5]. Niszczenie materiału może doprowadzić do całkowitego zużycia w lokalnych strefach tych elementów (rys. 5). Wada ta często wywołuje przecieki wody z obiegu pierwotnego i zaślepienie kanałów pomiarowych. Zwiększenie okresu niezawodnej pracy rozpatrywanych elementów osiąga się drogą ulepszania powierzchni współpracujących i zwiększenia grubości ścianek rur.



Rys.5. Widok zużycia (a, b) i rozerwanie (c) prętów regulacyjnych w strefie ich prowadzenia w reaktorze PWR [5]

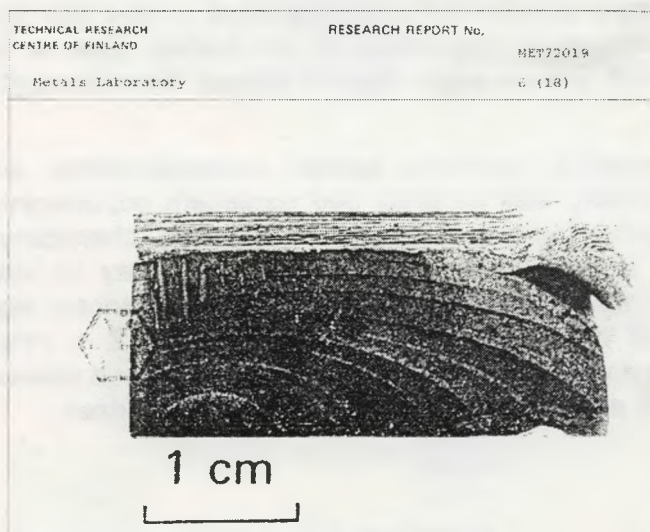
Ponadto rdzenie mogą ulegać pękaniu na skutek zmęczenia lub zmęczenia korozyjno-mechanicznego jak to ujawniono w mechanizmach układu sterowania nr 40 energobloku WWER-440 fińskiej elektrowni jądrowej Loviisa NPP (Nuclear Power Plant) [11]. Naszym zdaniem, pożytecznym wydaje się podanie niektórych specjalnych materiałów oraz zakresów przeprowadzonej ekspertyzy w celu ujawnienia przyczyn uszkodzenia prętów regulacyjnych, co zostało ujęte w sprawozdaniu Laboratorium Badawczego Metali Centrum Technicznego w Finlandii (rys. 6-9).

W pierwszej kolejności została przeprowadzona analiza prawidłowości doboru stali na pręty pod względem odpowiednich wymagań technicznych. Żadnych odchyłek w składzie chemicznym odnośnie wymagań standardowych nie ujawniono. Dotyczy to również składu fazowego (wyników badań nie podajemy) i własności mechanicznych ($R_{0,2} = 238 \text{ MPa}$, $R_m = 555 \text{ MPa}$, $A = 57\%$, $Z = 77\%$). Próby na odporność na korozję międzykrystaliczną wg ogólnie stosowanych norm nie ujawniły skłonności stali do tego rodzaju uszkodzeń.

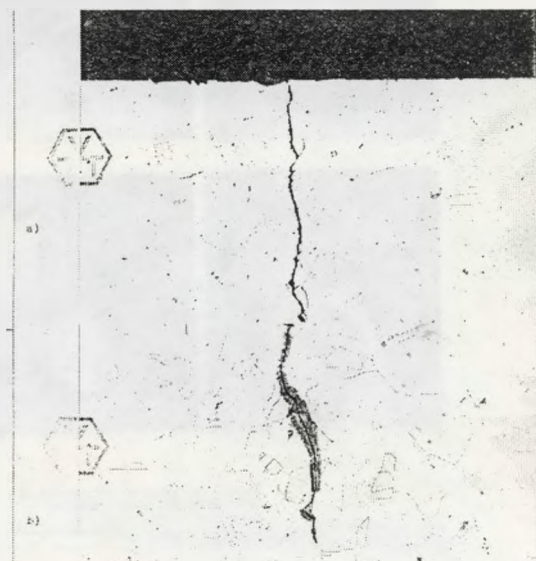


Rys.6. Przykład widoku uszkodzonego pręta mechanizmu układu bezpieczeństwa

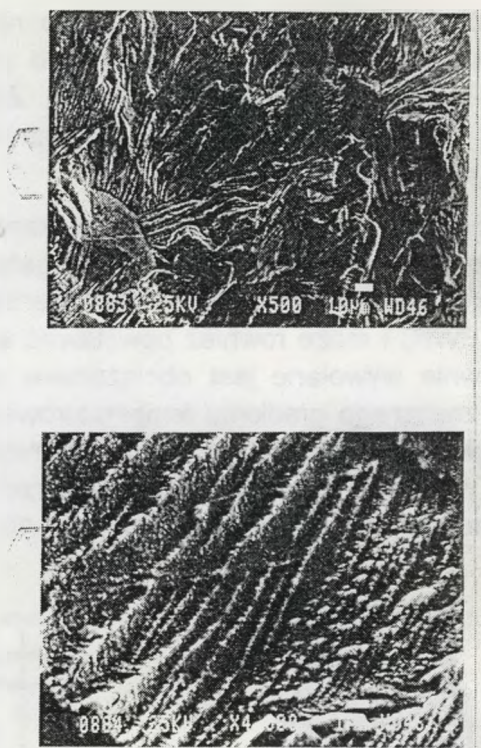
Na podstawie wyglądu złomu (rys. 6 i 7), charakteru pęknięcia (rys. 8) i charakteru fraktogramu złomu (rys. 9) można wnioskować ze stuprocentowym prawdopodobieństwem, że zniszczenie rdzenia powstało jedynie na skutek zmiennych obciążeń. Świadczą o tym między innymi schodkowe strefy przebiegu propagacji pęknięcia (rys. 7 i 9).



Rys.7. Przykład widoku powierzchni złomu pęknięcia powstałego w kierunku osi wzdłużnej rdzenia



Rys.8. Przykład pęknięcia powstałego w kierunku osi wzdłużnej rury; pow. 200x



Rys.9. Przykład fraktogramu powierzchni złomu pęknięcia poprzecznego w pewnej odległości od miejsca jego zapoczątkowania

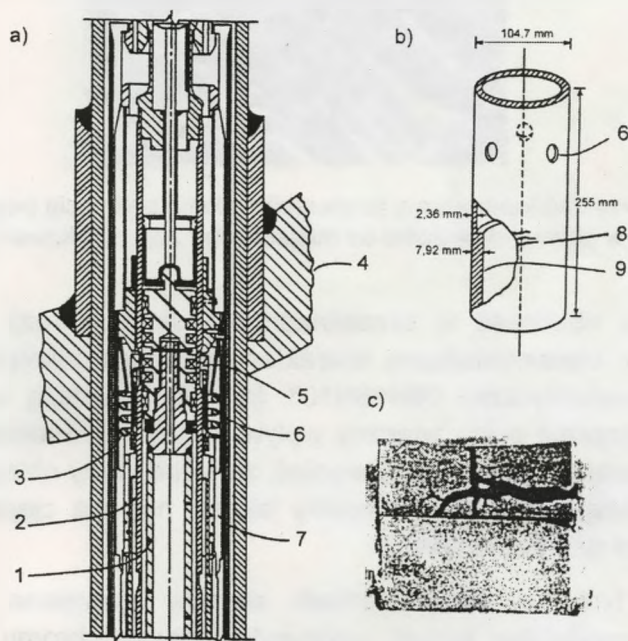
Jednak obecność w szczelinach produktów korozji, jak również specyficzny, transkrystaliczny charakter propagacji pęknięcia w strukturze stali austenitycznej 08H18N10T (rys. 8) świadczą o tym, że na proces niszczenia pręta znaczny wpływ wywierało środowisko robocze tzn. para wodna. Należy przypomnieć, że skład wody obiegu pierwotnego odpowiadał wymaganiom normy jakości nośnika ciepła dla obiegu pierwotnego reaktorów WWER.

Poza tym na powierzchniach złomów ujawniono dość grube warstewki produktów korozji magnetytu i tlenku chromu, szczególnie trudno usuwalne tradycyjnymi metodami stosowanymi w celu oczyszczenia powierzchni złomów przed dokonywaniem badań za pomocą mikroskopu elektronowego.

Na podstawie przeprowadzonych badań można sformułować wniosek, że zniszczenie pręta regulacyjnego wykonanego ze stali 08H18N10T zostało spowodowane zmęczeniem korozyjno-mechani-

cznym, przy czym obciążenie zmienne powstawało na skutek zmian temperatury, tzn. określając precyzyjnie rodzaj tego procesu, można powiedzieć, że było to zmęczenie korozyjno-ciepłne. Zapoczątkowanie pęknięć zachodziło od miejsc występowania wżerów lub bruzd powstałych podczas obróbki mechanicznej.

Powstawanie pęknięć tylko na skutek pękania korozyjnego w podobnej stali chromowo-niklowej austenitycznej (gatunek 304) może spowodować niszczenie różnych elementów układu sterowania reaktorów innego rodzaju (np. BWR) i może również powstawać w wyniku innych czynników, lecz głównie wywołane jest obciążeniem cieplnym, tj. na skutek powstawania znacznego gradientu temperaturowego. Na przykład transkryystaliczne pękanie korozyjne zostało ujawnione w tulejach zaciskowych 7 z wewnętrzną azotowaną powierzchnią przewodu rurowego pręta układu sterowania reaktora BWR (rys. 10) [12].



Rys.10. Schemat przewodu rurowo-prętowego układu sterowania reaktora BWR (a), rura ustalenia tulei zaciskowej (b), miejsca pęknięć transkryystalicznych w rurze ustalającej tuleję zaciskową wykryte podczas próby wodnej (c): 1 – rura tłokowa, 2 – rura wskaźnika położenia, 3 – sprężyna zwrotna tulei zaciskowej, 4 – korpus reaktora, 5 – robocza część tulei zaciskowej, 6 – otwór przecieku, 7 – rura ustalająca tulejkę zaciskową, 8 – pęknięcia, 9 – powierzchnia azotowana rury mocowania tulei zaciskowej [12]

Element ten odgrywa ważną rolę w zespole przewodu rurowego prętów układu sterowania reaktora BWR z napędem hydraulicznym. Rura ustalenia tulei zaciskowej 7 została wykonana metodą obróbki plastycznej ze stali typu 304. W celu zwiększenia trwałości wewnętrzną roboczą powierzchnię rury poddano azotowaniu (strefa 9 na rys. 10b). W warunkach niezakłóconej pracy, naprężenia w materiale rury są bardzo niskie. Natomiast podczas bardzo szybkich uruchomień tego zespołu sterowania, trwających zwykle do 2,5 s, rura ta doznaje oddziaływania dużych naprężeń termicznych na skutek intensywnego i gwałtownego ochłodzenia jej powierzchni zewnętrznej wodą. Powoduje to powstawanie znacznego skoku temperatury do około 288°C, podczas gdy w stabilnych warunkach eksploatacji temperatura rury zmienia się w zakresie 65 – 150°C [12]. Na skutek dokładnej obserwacji ustalono, że pęknięcie materiału tych rur powstają po około 300 cyklach gwałtownej zmiany temperatury.

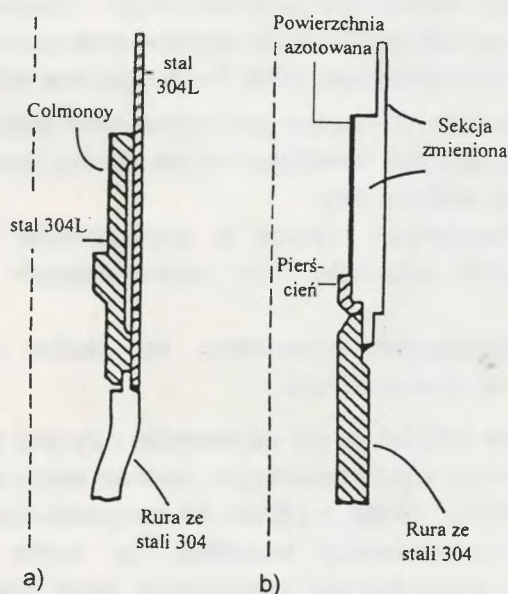
Drogą analizy wypadków przemysłowych i badań laboratoryjnych stwierdzono, że istnieją cztery źródła powstawania pęknięć 8 w miejscach rozpatrywanego elementu (rys. 10b): Pochodzą one od:

- naprężeń wywołanych nagłym podwyższeniem temperatury,
- naprężeń zginających powstających na skutek wysokiego gradientu temperatury w ścianie rury,
- naprężeń wywołanych różnicą w prędkościach nagrzewania się poszczególnych odcinków rury posiadających różne grubości ścianek,
- naprężeń zginających powstałych na skutek zmian gradientu temperatury na obwodzie rury.

Środowiskiem oddziałującym na materiał rury jest typowy kondensat płynący ze zbiornika wyrównawczego. Jednak woda chłodząca często posiada przewodność około 1 $\mu\text{S}/\text{cm}$ (w temperaturze 25°C) i zawiera do 5 mg/l tlenu. Ponieważ wiadomo, że woda z podwyższoną przewodnością i podwyższoną zawartością tlenu intensyfikuje proces transkystalicznego pęknięcia korozyjnego. Ponadto przeprowadzony proces azotowania powierzchni rury spowodował sensybilizację stali, a to również ułatwiło zapoczątkowanie pęknięć międzykryształicznych.

W celu podwyższenia niezawodności pracy układu sterowania reaktora BWR zostały podjęte następujące zabiegi konstrukcyjne. Dla wyeliminowania dużych naprężeń cieplnych przyjęto nowe rozwiązania konstrukcyjne spawanego zespołu „rura ustalająca tuleję zaciskową –

rura zewnętrzna" (rys. 11). W celu zmniejszenia gradientu naprężeń występujących między odcinkami rury z różną grubością ścianek zastosowano pośredniczący pierścień wykonany ze stali ze zmniejszoną zawartością węgla (max 0,03%) gatunku 304L, która została sprawdzona jako materiał o małej skłonności do korozji międzykrystalicznej i pękania korozyjnego w roboczych warunkach reaktorów BWR (0,03%C_{max}, 1%Si_{max}, 2%Mn_{max}, 18-20%Cr, 9-13%Ni). Półwyrób został odlany metodą odśrodkową, a ponadto prowadzono jego „kontrolę ferrytyczną”. Poza tym zamiast azotowania wewnętrznej powierzchni rury została ona utwardzona drogą natryskiwania płomieniowego stopem wysokoniklowym Colmonoy 6 (stop Ni-Cr-B-Fe-Si-C). Poza tym zalecono jako środek chłodzący rurę stosowanie odpowietrzanej wody o przewodności $\leq 0,1 \mu\text{s/cm}$ (w temperaturze 25°C) i zawierającej $< 5 \text{ mg/l}$ tlenu. Po tym ostatnim zabiegu tzw. współczynnik czasu do zapoczątkowania pęknięć korozyjnych może zostać zmniejszony nawet o 100 razy.

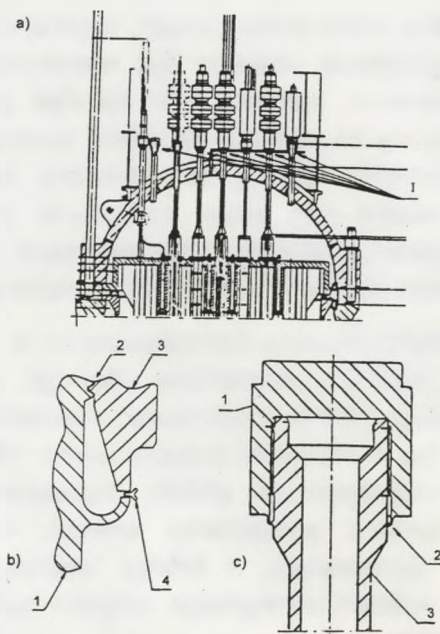


Rys.11. Schemat zmodernizowanego zespołu rura ustalająca tuleję zaciskową – rura zewnętrzna (a) i poprzednie rozwiązanie konstrukcyjne tego zespołu (b) [12]

Głównie pękanie korozyjne jest charakterystycznym rodzajem degradacji i uszkodzeń obciążonych elementów ruchomych i połączone z nimi elementów (rurek) przewodnicowych układów sterowania niezależnie od konstrukcji reaktora. Decydującym czynnikiem powodującym powstawanie tego zjawiska, jak również występowanie

zmęczenia korozyjnego jest okresowa zmiana temperatury, tzn. gradient temperaturowy zarówno w przekroju, jak na długości tych elementów, oraz występujące znaczne obciążenia rozciągające, robocze.

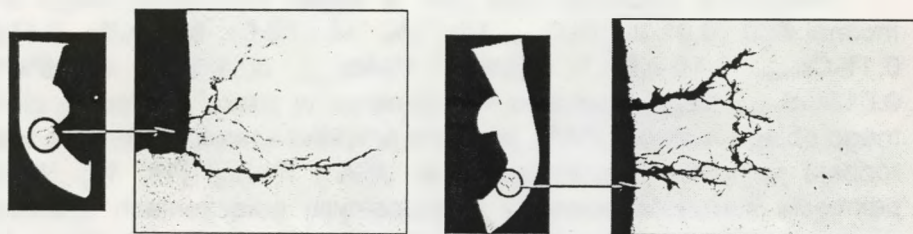
Połączenia spawane stali 304, a nawet wysokoniklowego stopu Inconel 600 ($0,01-0,05\%C_{\max}$, $Ni>72\%$, $14-17\%Cr$, $6-10\%Fe$, $0,5\%Cu$, $0,1\%Co_{\max}$, $0,15-0,6\%Ti$, $0,5\%Al$, $1\%Mn_{\max}$, $0,5\%Si_{\max}$, $0,025\%P_{\max}$, $0,015\%S_{\max}$) ulegają pękaniu korozyjnemu w parze nasyconej pierwotnego obiegu reaktora PWR, jak to na przykład zostało ujawnione w tego rodzaju jednostkach pracujących w USA i Francji [14, 15]. W USA pęknięcia korozyjne powstały w szczelnych połączeniach spawanych górnej części wprowadzających rurek wykonanych ze stali 304 z dolną częścią wykonaną ze stopu Inconel 600 mechanizmu napędu przemieszczania się prętów układu sterowania (rys. 12).



Rys.12. Umieszczenie spoin stal 304 – stop Inconel 600 uszczelniających (I) w zespołach mechanizmu napędu przemieszczania się prętów układu sterowania (a), schemat wykonania połączenia (b):

1 – główka przejściowa, 2 – połączenie gwintowe, 3 – nasadka, 4 – wkładka łatwo topliwa, (c) schemat (w powiększeniu) umiejscowienia spoiny uszczelniającej: 1 – wtyczka redukcyjna, 2 – strefa spoiny uszczelniającej, 3 – główka elementu (przewodu) do wprowadzania rdzeni do wnętrza reaktora

Pęknięcia korozyjne o charakterze transkryystalicznym powstały na skutek oddziaływania naprężeń szczątkowych – spawalniczych w stali 304, poddanej obróbce cieplnej, niewywołującej sensybilizacji (rys. 13).



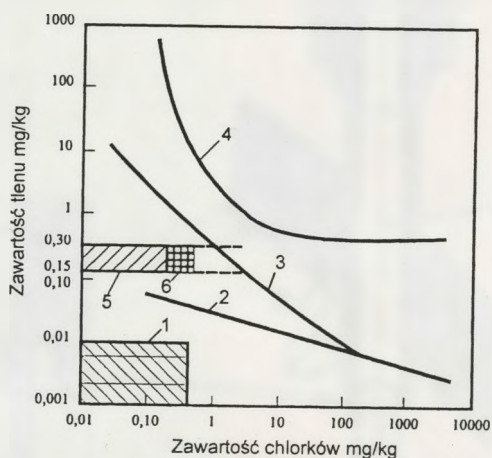
Rys.13. Umiejscowienie transkryystalicznych pęknięć korozyjnych w materiale podstawowym (stal 304) w okolicy spoiny uszczelniającej

Ponieważ według norm technicznych, a głównie „ASME Section III Code” połączenia gwintowe powinny być wykonywane wyłącznie jako hermetycznie zaspawane, kołnierz rurki ze stali gatunku 304, został z przyłączem połączony za pomocą szczelnej spoiną (rys. 12). Kute lub lane kołnierze i elementy redukcyjne wykonane zostały ze stali 304. Obciążenie przenoszony jest przez połączenie gwintowe, natomiast hermetyczność zapewnia spoina uszczelniająca wykonana metodą spawania TIG z zastosowaniem wkładki łatwo topliwej ze stali 308 L.

Że problem zabezpieczenia hermetyczności w zespołach wprowadzania wewnątrz reaktora elementów różnego przeznaczenia jest bardzo skomplikowany można wnioskować chociażby z tego, że np. w górnej części reaktora WWER-440 zainstalowano 109 rurek– koszulek z napędem elektromagnetycznym układu zabezpieczeń, 31 króćców wejścia układu pomiaru wydzielania energii, 6 króćców wejścia czujników kontroli temperatury, 3 króćce wejścia układu kontroli w zakresie źródła, 1 króciec awaryjnego wtrysku roztworu borowego, 1 króciec odpowietrznika.

Podobny rodzaj uszkodzeń stali austenitycznej typu 18-10, jak to ustalono w trakcie badań laboratoryjnych i analizy doświadczeń przemysłowych, zachodzi w wodzie obiegu pierwotnego przy odpowiednim poziomie naprężeń, jak również przy odpowiednim krytycznym stężeniu jonów chloru i tlenu, co może wystąpić we wnękach (tzw. „ślepej strefie”). Natomiast woda obiegu pierwotnego z zawartością wymienionych substancji nie może wywoływać pęknięcia

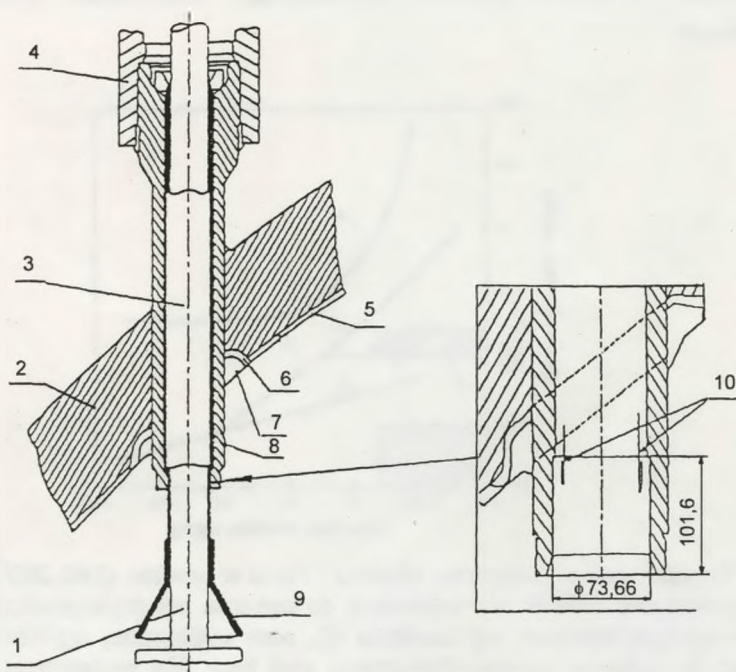
korozyjnego nawet sensybilizowanej stali typu 18-10, jak to wynika z danych przedstawionych na rys. 14. Jednak w tzw. „strefach zastoju” na skutek odparowywania wody koncentracja tlenu i chlorku może osiągać krytyczne bardzo wysokie wartości, tzn. powyżej krzywej 4 na rys. 14. Dla zwalczania wymienionych uszkodzeń zaleca się zmianę konstrukcji zespołu, jak również stosowania jakości materiałów konstrukcyjnych stopów wysokoniklowych Inconel 625 (0,01-0,02% $C_{\max}$, Ni>60%, ~ 22%Cr, 2,5-5%Fe, 9%Mo, 0,4%Ti, ~4%(Nb+Ta), 0,4%Al, 0,25%Mn $_{\max}$, 0,2%Si $_{\max}$, 0,006%P $_{\max}$, 0,009%S $_{\max}$) lub Inconel 690 (0,008-0,025% $C_{\max}$, 59-62%Ni, 28-31%Cr, 8-10%Fe, 0,2-0,5%Cu, 0,02%Co $_{\max}$, 0,5%Ti, 0,5%Al, 0,5%Mn $_{\max}$, 0,5%Si $_{\max}$, 0,015%P $_{\max}$, 0,01%S $_{\max}$).



Rys.14. Dopuszczalna zawartość chlorku i tlenu w wodzie (240-260°C) obiegu wtórnego reaktorów PWR (1), skłonność do pęknięcia międzykrystalicznego stali typu 304 sensybilizowanej wg Gordona (2), stali wyżarzanej wg Rosberga (3), skłonność do pęknięcia transkrystalicznego stali typu 304 wyżarzanej w warunkach zmiennego zawilgocenia i osuszania wg Williamsa (4), dopuszczalna zawartość tlenu i chlorku w wodzie reaktorów BWR (5), stwierdzone odchyłki zawartości chlorku w wodzie reaktorów BWR podczas eksploatacji (6) [13, 14]

Natomiast we francuskim reaktorze jednostki Bugey 3 o mocy elektrycznej 1300 MW zostało ujawnione międzykrystaliczne pęknięcia wzdłużne (11 pęknięć) w strefie 10 spawania elementu przewodnicowego w kształcie rury 8 wykonanej ze stopu Inconel 600 z warstwą 7 napawaną stopem Inconel 182 (59%Ni, 0,1%C, 5-9,5%Mn, 10%Fe, 1%Si, 0,5%Cu, 13-17%Cr, 1%Ti, 1-2,5%Nb, 0,015%S, 0,03%P, $R_m=552\text{MPa}$, $A=30\%$) na wewnętrzną powierzchnię pokrywy 2 (rys. 15)

[15]. W strefie pęknięć szczątkowe naprężenia rozciągające sięgały poziomu krytycznego, a głównie występowały one na obrzeżu rury i dochodziły do 400–500 MPa natomiast w części centralnej rury osiągały one 200–300 MPa (rys. 15). Pęknięcia zapoczątkowane w elemencie 8 przenikały przez metal spoiny 7, na skutek czego występował przeciek wody od obiegu pierwotnego na zewnątrz. Temperatura robocza w miejscu powstawania pęknięć osiągała wartość około 315°C, a oprócz naprężeń szczątkowych powstałych po spawaniu, rura zespołu nr 54 jednostki Bugey w miejscu uszkodzenia uległa zniekształceniu, ponieważ występowała owalność i wyraźne wygięcie.

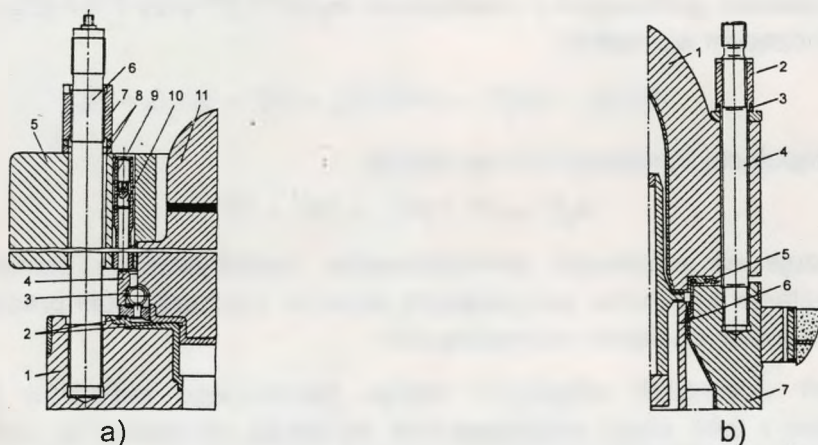


Rys.15. Schemat zespołu wprowadzenia prętów układu sterowania do wnętrza korpusu przez kopułę reaktora:

1 – pręt łączący, 2 – kopuła wykonana ze stali węglowej, 3 – tulejka (rurka) kompensacji termicznej, 4 – mechanizm górny przemieszczania się prętów układu sterowania, 5 – warstwa platerowana ze stali odpornej na korozję, 6 – warstwa napawana, przejściowa ze stopu Inconel 182, 7 – spoina ze stopu Inconel 182, 8 – element przewodnicowy wspawany w kopułę wykonany ze stopu Inconel 600, 9 – przewodnica stożkowa, 10 – miejsce występowania pęknięć wzdłużnych od powierzchni wewnętrznej w strefie połączenia elementu spawanego (8) ze spoiną (7)

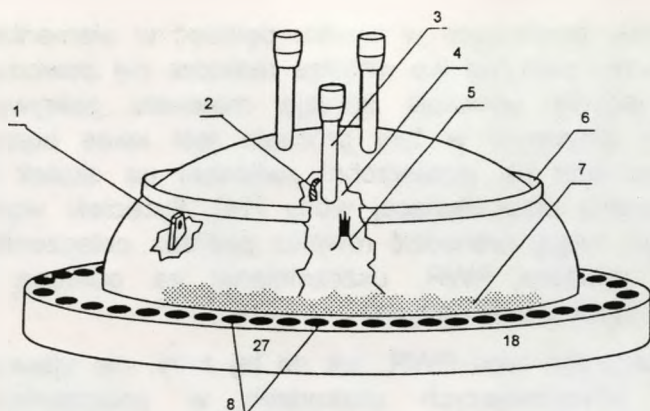
Przecieki powstające w wyniku pęknięć w elementach wprowadzanych przez pokrywę we wnętrze reaktora nie powodują groźnych skutków, jedynie wywołują korozję materiału pokrywy. Głównym czynnikiem aktywnym w tym procesie jest kwas borowy, którego stężenie wzrasta na powierzchni zwilżanej na skutek okresowego wyparowywania przeciekającej wody [14]. Przecieki wody z obiegu pierwotnego mogą zachodzić również poprzez połączenie pokrywy z korpusem reaktora PWR, uszczelnianej za pomocą specjalnych elementów i śrub dwustronnych.

W reaktorach typu PWR, jak do tej pory, nie ujawnione zostały przypadki poważniejszych uszkodzeń w połączeniach pokrywy z korpusem reaktora. Jedynie problem stwarza korozja śrub dwustronnych, którymi mocuje się pokrywę do kołnierza korpusu (rys. 16). Na skutek nieznacznych przecieków przez nieszczelności powstające głównie przy unieruchamianiu reaktora podczas wymiany elementów paliwowych, gdy obniża się ciśnienie w reaktorze, zwiększa się stężenie kwasu borowego w wilgotnej błoncie w lokalnych strefach powierzchni pokrywy (rys. 17) i śrub. I to właśnie wywołuje powierzchniową korozję tych elementów. W przypadku pokrywy nie stwarza to sytuacji zbyt groźnej [16, 17], natomiast przebieg uszkodzeń śrub jest kontrolowany w sposób ciągły, chociaż jak dotychczas nie ujawniono przypadków ich pęknięcia korozyjnego.



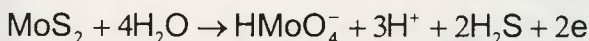
Rys.16. Schemat połączenia pokrywy z korpusem reaktora typu:

a) WWER-440 (1 – korpus, 2 – pierścienie uszczelniające, 3 – kompensator toroidalny, 4 – pierścień zaciskowy, 5 – pierścień dociskający, 6 – śruba dwustronna, 7 – nakrętka, 8 – podkładki, 9 – tulejka, 10 – śruba dociskająca, 11 – pokrywa); b) WWER-1000 (1 – pokrywa, 2 – nakrętka, 3 – podkładki, 4 – śruba dwustronna, 5 – element uszczelniający, 6 – szyb reaktora, 7 – korpus

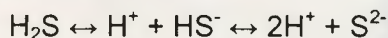


Rys.17. Strefy uszkodzenia korozyjnego pokrywę górnej reaktora Turkey Point 4: 1 – uchwyty transportowe, 2 – strefa zwilżania, 3 – kolumna termopary, 4 – szczelina w połączeniu kolumny z pokrywą, przez którą zaobserwowano przeciekanie, 5 – strefa „zmywania” materiału w podstawie uchwyty transportowego, 6 – pierścień wzmacniający, 7 – strefa nagromadzenia się kwasu borowego na powierzchni pokryw, 8 – strefy uszkodzeń korozyjnych [17]

Przeprowadzona analiza warunków termodynamicznych występujących podczas zachodzenia korozji stali niskostopowej w powstającym roztworze kwasu borowego z uwzględnieniem rozpadu smaru MoS_2 w połączeniach gwintowych z utworzeniem $\text{H}_2\text{S}|\text{HS}^-|\text{S}^{2-}$ przy $7,3 > \text{pH}_T > 4,5$ zachodzącym wg reakcji:



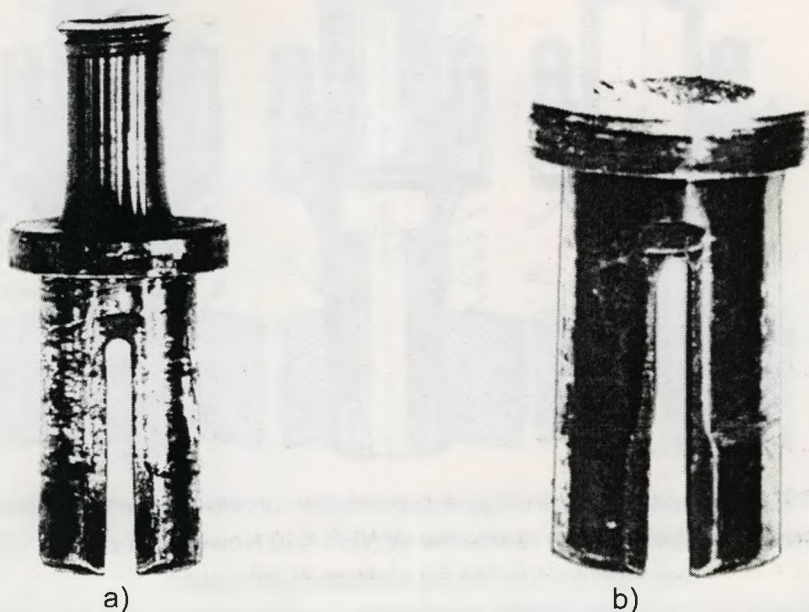
i następującej dysocjacji H_2S wg reakcji:



wskazuje na możliwość nawodorowania rozpatrywanych elementów i powstania warunków sprzyjających pękaniu kruchemu stali pracującej w warunkach obciążeń rozciągających.

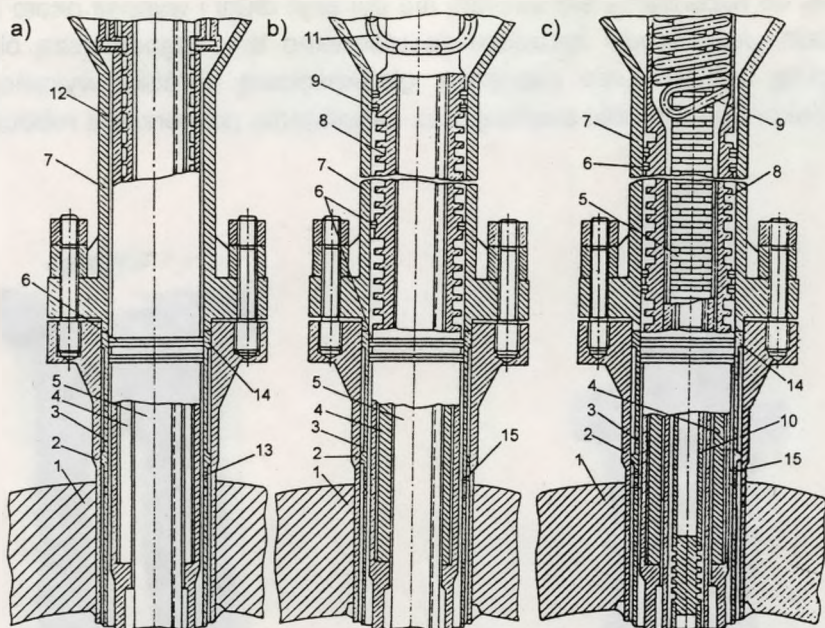
W warunkach roboczych obiegu pierwotnego reaktorów PWR również i inne stopy wysokoniklowe wykazują skłonność do pękania korozyjnego, gdy koncentracja naprężeń rozciągających w elementach osiąga wartości krytyczne. Na przykład we Francji w mechanizmach wykonawczych reaktorów występowały liczne przypadki pękania korozyjnego sworzni wykonanych ze stopu Inconel X-750, prowadzących rury zespołu sterowania. Pęknięcia powstawały od wierzchołków bruzd gwintu lub od przejścia promieniowego (rys. 18).

Czas do rozerwania się sworzni nie był zbyt długi i wynosił około 20 tys. godzin. Jako środki zaradcze zastosowano tzw. łagodniejszą obróbkę cieplną, zmniejszenie naprężeń, gładkościową obróbkę wykańczającą po dokonaniu obróbki cieplnej oraz nagniatanie powierzchni roboczych.



Rys.18. Zniszczony sworzень prowadzący rurę:
a) w strefie gwintu, b) w strefie przejścia promieniowego

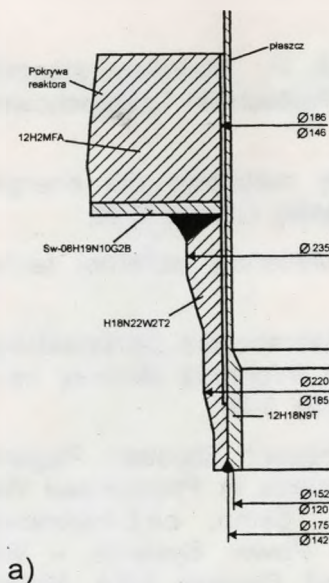
W rozpatrywanych zespołach układów sterowania i zabezpieczeń reaktorów PWR warunki pracy elementów wykonawczych podlegają oddziaływaniu znacznych gradientów temperatury, spowodowanych pulsacją temperatury nośnika ciepła. Dlatego zespoły te są sukcesywnie modernizowane w trakcie nagromadzania doświadczeń eksploatacyjnych, danych eksperymentalnych, jak również opracowań teoretycznych. Wymienione czynniki temperaturowe w dużym stopniu są uzależnione od konstrukcyjnego rozwiązania całego zespołu i stosowanego układu chłodzenia [18-20]. Poza pękaniem korozyjnym w przypadku pulsacji temperatur o znacznej amplitudzie w materiałach elementów sterowania oraz zabezpieczeń może zachodzić również proces zmęczenia cieplnego. Dlatego w zmodernizowanych układach energobloków WWER zostały przewidziane elementy kompensacyjne, zainstalowano chłodnice, a przez zmiany konstrukcyjne uzyskano bardziej równomierny rozkład temperatury w elementach obciążonych (rys. 19) [18-20].



Rys.19. Rozwiązania konstrukcyjne przewodów rurowo-prętowego układu sterowania i zabezpieczeń reaktorów WWER-440 Nowoworoneżskiej (a), Kolskiej (b) i Loviisa (c) elektrowni jądrowych:

1 – pokrywa, 2 – króciec układu sterowania i zabezpieczeń, 3 – tzw. ciągnio ciepłe, 4 – trzymacz hydrauliczny, 5 – zębatka, 6 – pierścienie uszczelniające, 7 – pochwa szczelna, 8 – zawór cieplny (labiryntowy), 9,11 – tzw. chłodnice aktywne, 10 – drąg zębata, 12 – chłodnica, 13 – otwór 10 mm, 14 – kołnierz ciągnia ciepłego, 15 – otwór $\varnothing 3$ mm [18]

Jako kolejny przykład niszczenia elementów wewnętrznej instalacji reaktorów na skutek zmęczenia cieplnego tzn. cyklicznej zmiany naprężeń cieplnych, można przytoczyć przypadek pęknięcia „dzwonków”, które spełniają rolę elementów przejściowych kompensujących naprężenia cieplne (rys. 20). Od dolnej strony są one przyspawane do płaszczy wykonanych ze stali o strukturze austenitycznej, które chronią od korozji pokrywę reaktora WK-50, a od górnej – do napawanej wkładki z materiału Sw – 08H19N10G2B. Pęknięcie zachodziło w warunkach zmęczenia cieplnego na skutek różnicy współczynników rozszerzalności liniowej materiałów tego zespołu i gradientu temperaturowego występującego pomiędzy wodą zasilającą, a nośnikiem ciepła. O sposobach zwalczania tego rodzaju pęknięcia elementów autorzy pracy [13] nie podają żadnych informacji.



Rys.20. Konstrukcyjne rozwiązanie „dzwonków” reaktora WK-50
(a) i charakter pęknięć ujawnionych podczas kontroli (b)

W chwili obecnej zebrano sporo doświadczeń odnośnie sposobów ujawniania przyczyn powstawania i zwalczania pęknięcia korozyjnego elementów sterowania obiegu pierwotnego w reaktorach dwubiegowych, jak dotychczas nie ma całkowitej gwarancji, że nie będą powstawać w przyszłości. Jedną z przyczyn polega na braku doskonałych metod ujawniania zapoczątkowania pęknięć korozyjnych, kontroli ich rozchodzenia się i brak dostatecznie pewnych metod usuwania pęknięć i renowacji uszkodzonych elementów. Ponadto w szeregu przypadków renowacja jest zabiegiem bardzo skomplikowanym, a czasem niemożliwym do realizacji chociażby z powodu napromieniowania materiałów.

LITERATURA

1. Melechow R., Tubielewicz K., Dudek P.: Materiały stosowane w energetyce jądrowej. Wydawnictwo Politechniki Częstochowskiej, Częstochowa 2002.
2. Adamczyk J., Szkardek K.: Materiały metalowe dla energetyki jądrowej. Wydawnictwo Politechniki Śląskiej, Gliwice 1992.
3. Gerasimow W.N., Monachow A.S.: Materiały jądrowej techniki. Energoizdat, Moskwa 1982.
4. Solonin M.I., Bibiłaszwilli J.K. i inni.: Razrabotkka pierspiektiwnych konstrukcyjnych materiałów dla AES. Woprosy atomnoj nauki i tiechniki. Ser. FRP i RM 1999, Wyp. 3 (75), 3-26.
5. Berge Ph., de Keroulas F.: The Present Situation Regarding Environmental Degradation of Components in Pressurized Water Reactors. Proc. of the Fourth Int. Symp. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors (6-10 Aug. 1989, Jekyll Island, Georgia, USA, Houston) 1989
6. Björkqvist L.: Oxidation and Hydriding of Fuel Assembly Guide Tubes. Mater. of the 1 st Meet. of the PWR Working Sub-group of the Europ. Feder. of Corros. (10-11 Sept. 1992, Vatterfall AB, Ringhals. Sweden), 1992.
7. Korroziionnostojkije stali i spławy dla oborudowanija i truboprowodow AES. Pod red. R.K. Melechowa. Naukowa dumka, Kijew 1983.
8. Hide K., Oncki T., Mauzumi M. et al.: Intergranular Cracking of Irradiated Thermally Sensitized Type 304 Stainless Steel in High – Temperature Water and Inert Gas. MP, 1993, December.
9. Nakata K., Shimanuki S., Anzai H. et al.: Effect of γ -ray Irradiation on Crack Growth of Sensitized Type 304 Stainless Steel in 288°C Water. Corrosion 1993, 11, 903-909.
10. Jacobs A.J., Wozadlo G.P., Gordon G.N.: Use of a Constant Deflection Test to Evaluate Susceptibility to Irradiation– Assisted Stress Corrosion Cracking. Corrosion 1993, No. 8, 650-655.
11. Research Report No. MET 72019. Technical Research Centre of Finland. Metal Laboratory, 1983, 18, 1 Appendix.
12. Danko J.C.: Corrosion in the Nuclear Power Industry. ASM Handbook, Vol. 13. Corrosion. ASM International Material Park 1987, 927-959.

13. Azbukin W.G., Gorynin W.I., Pawłow W.N.: Pierspiektivnyje korrozionno-stojkije materiały dla oborudowanija i truboprowodow AES. CNII KM Prometej, Sankt-Peterburg 1998.
14. Pezze C.M., Wilson I.L.W.: Transgranular Stress Corrosion Cracking of 304 Stainless Steel Canopy Seal Welds in PWR Systems. Proc. of the 4 th Int. Symp. on Environmental Degradation of Mat. in Nucl. Power System - Water Reactors (6-10 Aug. 1989, Jekyll Island, Georgia, USA), 1990, 4-164÷4-179.
15. Pichon C.: Vessel Head Penetration Cracking in French PWR's. Mater. of the 1 st Meet. of the PWR Working Sub-group of the Working Party Nuclear Corrosion Europ. Federation of Corrosion, 10-11 Sept. 1992, Paris, 1992, 23.
16. Roth A.: Corrosion of Low Alloy Steels for RPV – and Bolting Applications by Primary Water. Ibid., 21.
17. O'Neill A.S., Hall J.F.: Boric Acid Corrosion of Carbon and Low-Alloy Steel Pressure-Boundary Component in PWRs. Topical Report, Research Project 2006-18, Electric Power Research Institute, Palo Alto, CA, EPRI NP-5985, 1988.
18. Maslenok B.A., Fedorowicz E.D., Kalinienok B.I. i inni: Wlijanije konstruktivnych osobiennostiej na tiempieraturnyj režim i dołgowiecznost priwoda i patrubka SUZ rieaktorow WWER-440. Energomaszinstrojenije 1977, 7, 24-28.
19. Trofimow A.S., Sudakow A.W., Fedorowicz E.D. i inni: Pulsacii tiempieratur i tiempieraturnych napriazienij w elementach energo-oborudowanija AES i ocenka ich wlijanija na dołgowiecznost' konstrukcji. Energomaszinstrojenije 1977, 10, 21-25.
20. Kalinienok B.I., Maslenok B.A., Sudakow A.W., Fedorowicz E.D.: Pulsacii tiempieratur w priwodach SUZ rieaktorow tipa WWER i ich wlijanije na dołgowiecznost uzłow. Energomaszinstrojenije 1982, 8, 25-30.
21. Tubielewicz K., Błaszczuk W., Melechow R., Technologiczne właściwości cyrkonu. Wyd. Politechniki Częstochowskiej. Seria monografie nr 84. Częstochowa 2001, s. 83.
22. Tubielewicz K., Melechow R., Korozyjne pękanie spawanych stali konstrukcyjnych. Mechanics 98. Proceeding of the International Scientific Conference, Volume II. Rzeszów 1998 s. 413-417.
23. Tubielewicz K., Melechow R., Zużycie korozyjno-mechaniczne połączeń śrubowych kolektora wytwornicy pary. Problemy eksploatacji nr 3/2000, s. 277-287.

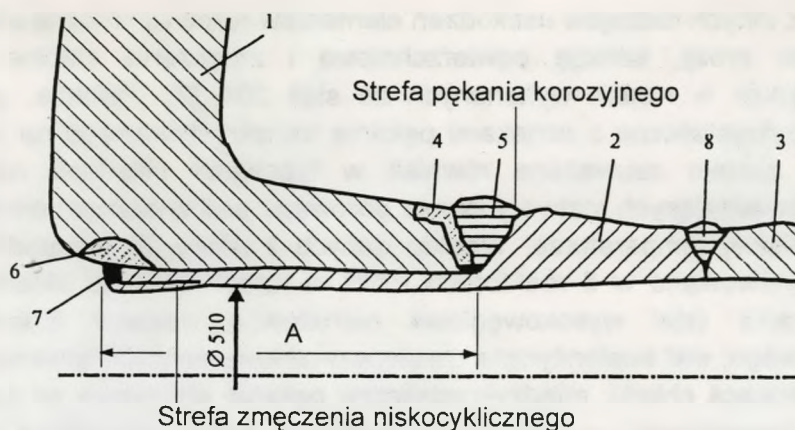
4. DEGRADACJA I KOROZYJNO-MECHANICZNE USZKODZENIA MATERIAŁÓW KORPUSÓW I PRZEWODÓW RUROWYCH REAKTORÓW TYPU WODNO-CIŚNIENIOWEGO

Krzysztof Tubielewicz, Rościsław Melechow

Zapewnienie niezawodności korpusów reaktorów elektrowni jądrowych, jak również przewodów rurowych o dużych średnicach jest problemem niezwykle istotnym, gdyż korpusy reaktorów są jedynymi elementami, które nie podlegają wymianie podczas całego okresu eksploatacji bloku energetycznego elektrowni. Ponadto ich uszkodzenie stwarza zagrożenie dla środowiska, jak również życia ludzkiego. Dlatego doświadczenia przemysłowe, a także sprawdzone metody zwalczania podobnych uszkodzeń powstałych na skutek degradacji materiałów, z których zostały one wykonane, jak również doświadczenia nt. technologii remontowej uszkodzonych elementów wymienionych obiektów są bezcenne.

Na tej podstawie podjęto próbę, częściowego przedstawienia zdobytych doświadczeń dotyczących reaktorów opartych głównie na przykładach z zakresu eksploatacji reaktorów.

W szeregu przypadkach mogą występować uszkodzenia złączy spawanych na skutek jednoczesnego oddziaływania różnych rodzajów korozyjno-mechanicznego niszczenia, jak to np. zostało ujawnione po analizie przyczyn powstawania przecieków w połączeniu przewodu rurowego, a korpusem reaktora WWER-440 w Nowoworoneskiej Elektrowni Jądrowej (rys. 1) [1]. Korpus reaktora wykonany ze stali 15H2MFA został połączony z rurą o średnicy 500 mm pętli obiegu pierwotnego wykonanej ze stali 08H18N10T (poz. 3 na rys. 1) przez spawanie za pośrednictwem wstawki przejściowej 2 wykonanej ze stali 0H18N22W2T2 z pocienioną częścią, która to odgrywa tu również rolę koszulki ochronnej odcinka króćca korpusu przed korozją. Po 50 tys. godzin eksploatacji reaktora zaobserwowano przecieki wody z obiegu pierwotnego w miejscu spoiny 5, która mocuje króciec reaktora do wkładki przejściowej. Połączenie to zostało uszkodzone pęknięciem powstałym na skutek zmęczenia niskocyklicznego. Ponadto podwyższenie agresywności korozyjnej nośnika ciepła w powstałej szczelinie doprowadziło do pęknięcia korozyjnego złącza spawanego przeznaczonego do przenoszenia obciążenia (tzn. spoiny nośnej 5 na rys. 1).



Rys.1. Wariant rozwiązania konstrukcyjnego przyspawanej rury układu cyrkulacyjnego i koszulki ochronnej do korpusu reaktora WWR-440:

1 – korpus reaktora, 2 – wstawka przejściowa ze stali 0H18N22W2T2, 3 – rura o średnicy 500 mm, 4, 6 – nadtopienia technologiczne, 5, 7, 8 – spoiny przyspawania wstawki przejściowej do króćca reaktora koszulki do nadtopienia technologicznego i wstawki przejściowej do przewodu rurowego

W celu zapobiegania w przyszłości uszkodzeń korozyjno-mechanicznych złącza spawanego przeprowadzono zabiegi remontowe polegające na (rys. 1):

- usunięciu uszkodzonego materiału korpusu i koszulki,
- wykonaniu spoiny nośnej tzn. połączenia stali 15H2MFA ze stalą 0H18N22W2T2,
- przyspawaniu nowej koszulki ze stali 08H18N10T do metalu napawanego 6 i do stali 0H18H22W2T2.

Ponadto w celu kontroli podczas eksploatacji stanu połączenia po zabiegu remontowym od strony zewnętrznej została przyspawana osłona w postaci korytka, w którym przez zwiększenie ciśnienia można kontrolować stratę hermetyczności tego połączenia. Podobne uszkodzenia zostały również ujawnione w innych reaktorach bez względu na konstrukcyjne rozwiązania połączenia rury przewodu i korpusu reaktora [1].

Natomiast jak na razie nie uzyskano informacji o powstawaniu pęknięć bezpośrednio w przewodach rurowych obiegu pierwotnego reaktorów PWR. Jedynie rury o małych średnicach (20–50 mm) w kieliszkowych połączeniach spawanych rury z króćcem układów drenowania powietrza mogą ulegać pękaniu. Głównym czynnikiem w powstawaniu wymienionych uszkodzeń są obciążenia wibracyjne wywoływane pracą pomp.

Z innych rodzajów uszkodzeń elementów rurowych można wyróżnić proces erozji, korozję powierzchniową i zmęczenie cieplne, które występuje w rurach wykonanych ze stali 304 [2]. Pękanie, głównie międzykrystaliczne z oznakami pękania transkrystalicznego rur ze stali 304, zostało zauważone również w typowych układach rurowych doprowadzających roztwory kwasu borowego pod znacznym ciśnieniem i w niskiej temperaturze. Według danych z pracy [2] przypadki takie zaobserwowano w 8 reaktorach PWR w rurach szeregu układów np. zraszania (stal wysokowęglowa nierdzewna, roztwór tiosiarczanu sodowego; stal austenityczna chromowo-niklowa sensybilizowana, woda zawierająca chlorki; międzykrystaliczne pękanie chlorkowe od powierzchni zewnętrznej), w rurach odprowadzania ciepła, chłodzenia zbiorników paliwa wypalonego, układach rozbrzgiwania wody zawierającego bor, doprowadzania kwasu borowego, pompach zasysania wody w układzie uzupełniania paliwa.

W przypadku uszkodzenia reaktora typu WWER na skutek udaru cieplnego tzn. przy gwałtownym jego chłodzeniu^{*)} wodą w wyjątkowej awaryjnej sytuacji, obowiązuje dokładna kontrola całego reaktora w celu oszacowania stopnia uszkodzenia korpusu jak również poszczególnych elementów, a moc reaktora może zostać obniżona nawet o 30%. Ponieważ korpusy reaktorów nie nadają się do wymiany, powoduje to konieczność szczególnie starannego doboru materiału na korpusy, technologii ich produkcji, ich kontroli podczas eksploatacji, a także opracowania technologii remontu.

Oprócz oddziaływania środowiska korozyjno-aktywnego tzn. wody zawierającej kwas borowy i inne składniki w zależności od metody uzdatniania wody, materiał korpusu reaktora podlega działaniu temperatury (np. 310–320°C w reaktorach PWR przy ciśnieniu wody do 16 MPa), wysokich naprężeń i promieniowania, co przyczynia się do powstawania degradacji materiału lub jego uszkodzenia na skutek następujących procesów:

- korozji powierzchniowej i lokalnej, w tym korozji międzykrystalicznej,
- erozyjno-korozyjnego zużycia, erozji,

^{*)} W reaktorach WWER-440 zalewanie rdzenia dokonuje się przez układ awaryjny, który składa się z części biernej do wprowadzenia roztworu kwasu borowego (przez około 30 s) i z części czynnej, która obejmuje trzy niezależne grupy urządzeń podających wodę ze studzienek obudowy bezpieczeństwa do obiegu pierwotnego.

- pękania korozyjnego,
- zmęczenia naprężeniowo-temperaturowego i zmęczenia korozyjnego,
- pęłzania radiacyjnego, kruchości radiacyjnej,
- pęcznienia radiacyjnego,
- oddziaływania wodoru,
- starzenia cieplnego.

Należy podkreślić, że warunki naprężeniowo-temperaturowe materiału korpusów są bardzo niekorzystne, a to powoduje podwyższenie wymagań odnośnie tych materiałów. W pierwszej kolejności, ponieważ ścianki korpusów mają dużą grubość (np. w reaktorach WWER-440 $s=148\text{mm}$, a w WWER-1000 $s=220\text{mm}$), powstaje znaczny gradient temperatury w przekroju materiału. Jak już zostało zaznaczone wcześniej, stanowi to znaczne niebezpieczeństwo podczas awaryjnego wyłączenia reaktora z pracy, a szczególnie gdy wypełnia się on gwałtownie wodą o niskiej temperaturze.

W celu zwalczania korozji wewnętrznej powierzchni korpusów reaktorów zwykle stosuje się ochronę poprzez napawanie warstwy materiału odpornego na oddziaływanie korozyjne nośnika ciepła, a przewody rurowe obiegu pierwotnego i inne elementy instalacji wewnątrzreaktorowej i obiegu pierwotnego wykonuje się ze stali stopowych lub stopów o dużej odporności na korozję, erozję i promieniowanie posiadające wysoką plastyczność i niską skłonność do uszkodzeń strukturalnych w określonych warunkach roboczych. Najważniejszym jednak technologicznym sposobem ochrony wymienionych elementów przed korozją jest utrzymywanie odpowiedniej jakości wody w obiegu pierwotnym urządzeń jądrowych [1].

Wysokie wymagania, odnośnie wytrzymałości, duże gabaryty reaktorów, znaczne koszty wykonania decydują o tym, że na korpusy reaktorów nie mogą zostać zastosowane materiały austenityczne odporne na korozję. Najczęściej do tego celu są stosowane stale perlityczne, głównie chromowo-molibdenowo-wanadowe stale o wysokiej wytrzymałości pokrywane warstwą stali lub stopów austenitycznych odpornych na korozję [1]. Spawalne stale i stopy odporne na korozję muszą spełniać określone wymagania. Są nimi: duża odporność na korozję, gwarancja niewystępowania defektów w strefie spawania z materiałem podstawowym korpusu reaktora, brak pęknięć w materiale nadtopionym, dostateczna plastyczność końcowa. To znaczy, że po zastosowaniu niezbędnych wszystkich technologicznych zabiegów musi zostać wyeliminowana możliwość ujemnego wpływu napawanej warstwy na materiał podstawowy i osiągnięta wysoka odporność na długotrwałe promieniowanie, na zmęczenie korozyjne, pękanie korozyjne, korozję

międzykrystaliczną, zmęczenie naprężeniowo-temperaturowe, a poza tym materiały te muszą zachować niezmienną strukturę w okresie wieloletniej eksploatacji. Ponadto materiały te powinny być „wysokotechnologiczne”, a głównie odznaczać się dobrą spawalnością jak również dobrą podatnością na obróbkę cieplną.

W chwili obecnej w praktyce światowej dla napawania warstwy ochronnej korpusów reaktorów stosowane są głównie stale chromowo-niklowe odporne na korozję, chociaż można spotkać przykłady zastosowania do tego celu stopów Incoloy 800 i Inconel 600. Np. w Stanach Zjednoczonych, Włoszech i Francji do platerowania stosowana jest chromowo-niklowa austenityczna stal serii 300AISI, a głównie stal o znaku 304, która we Francji ma znak iCL473, a w Japonii SUS304 jak również wszystkie inne stale serii 300AISI, a w Japonii oznacza się SUS (304L, 316, 316L, 321 i 347). Poza tym stosowane są stale z dodatkiem molibdenu znaku 316 i 316L wg AISI, we Francji stal 316 ma znak iCL167, a w Wielkiej Brytanii – znak M 316 (tabela 1). Natomiast w Niemczech stosowane są austenityczne stale gatunków 304, 304 L, 321, 347 oznakowane w ten sam sposób jak w Polskiej Normie PN-EN 10087-1:1998. Skład chemiczny, jak również własności mechaniczne wymienionych stali są podane w poprzednim artykule danej pracy zbiorowej.

Podczas napawania warstw ochronnych zachodzi tworzenie kruchych stref przejściowych posiadających strukturę martenzytyczną głównie w strefie wtopienia ze stalą perlityczną korpusu. I tak w materiale podstawowym pod napawaną warstwą austenityczną tworzą się pęknięcia międzykrystaliczne o głębokości dochodzącej do 2,5÷3 mm.

Uważa się, że proces powstawania pęknięć pod warstwą austenityczną może zostać zniwelowany przez stosowanie napawania dwuwarstwowego, (co praktykowane jest w Rosji), przez obniżenie energii procesu napawania, jak również w wyniku stosowania do napawania materiału ze zbliżonymi współczynnikami rozszerzalności liniowej w stosunku do materiału podstawowego.

W praktyce przemysłowej w Rosji stosowane jest dwuwarstwowe napawanie ochronne materiału na korpusy reaktorów wykonanych ze stali perlitycznej np. 15H2MFA, 15H2MFAA, 15H2NMFAA. Charakterystykę tych stali podano w poprzednim artykule. Warstwa pierwsza o grubości około 4 mm napawana jest głównie taśmą ze stali Sw07H25N13, a druga taśmą ze stali Sw-08H19N10G2B (rys. 2). Sumaryczna grubość obu warstw osiąga około 8 mm. Na skutek stosowania dla napawania warstwy pierwszej tzw. głębokoaustenitycznej stali 07H25N13 usuwa się możliwość tworzenia kruchych międzywarstw martenzytycznych, które

mogą powstawać w przypadku stosowania innych stali w rezultacie przemieszania struktury materiału podstawowego i napawanego.

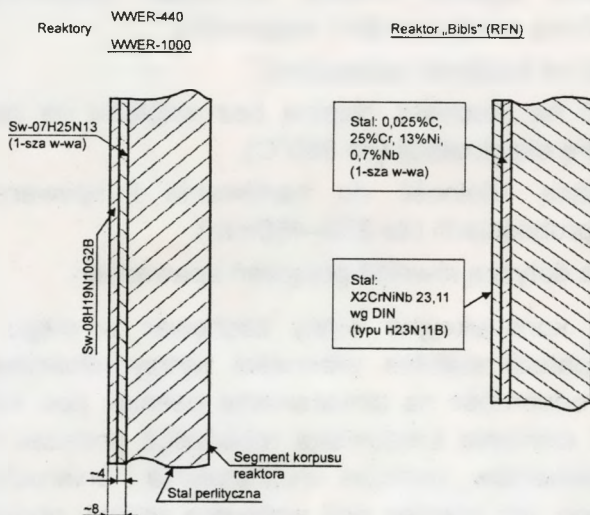
Jak na razie istnieją nieliczne przypadki wykonania korpusów reaktorów, głównie o małych gabarytach w całości ze stali austenitycznych. Są to reaktory pracujące przy niskich ciśnieniach.

Tabela 1

Skład chemiczny stali austenitycznych stosowanych do budowy korpusów reaktorów w Wielkiej Brytanii

Gatunek stali	Zawartość składników, [%]								
	C	Mn	Si	Cr	Ni	Mo	Ti	Nb	B
20-25-Nb	0,02	0,5- -0,85	0,45- -0,75	19-21	24-26	-	-	≥8.% (C+N)	≤0,001
M316	0,03- -0,06	1,5-2	<0,6	16,5- -17,5	13-14	2-2,75	<0,05	<0,05	<0,003
FV548	0,06- -0,09	0,75- -1,25	<0,6	16-17	11-12	1-1,75	<0,05	<1,05	0,001- -0,003
12R72HV*	0,10	1,8	0,4	15	15	1,2	0,4	-	0,006

* - typowy skład chemiczny



Rys.2. Schematy napawania warstwek ochronnych na wewnętrzną powierzchnię korpusów reaktorów jądrowych

W Stanach Zjednoczonych ze stali austenitycznej 316 wykonane zostały pojedyncze reaktory tzw. przewoźne o niezbyt dużej mocy MN-1A. Ze stali austenitycznej 347 zostały wykonane małogabarytowe reaktory

RM-1 i RM-3A do eksploatacji na Antarktydzie, a tzw. „pływający” reaktor o masie 40 ton zainstalowany na okrętach (pracujący przy ciśnieniu 11,5MPa i temperaturze 315°C), został wykonany ze stali zawierającej 17%Cr, 12%Ni i 2,5%Mo, co praktycznie odpowiada stali o znaku 316L.

Segmenty pierścieniowe korpusów reaktorów o dużych gabarytach wykonywane są kuciem ze stali niskowęglowych niskostopowych. Przykładowo w Stanach Zjednoczonych są to stale ferrytyczne A508-2 i A533, w Rosji – 48TS-3, IC-2, 15H2NMF i inne stale perlityczne. Charakteryzują się one dobrą wytrzymałością, ciągliwością i spawalnością. Warunki techniczne ASTM dla tych stali wymagają niskich zawartości zanieczyszczeń (mniej niż 0.012%P i 0.015%S), a szczególnie miedzi (mniej niż 0.1%).

Obecnie, mimo że okres eksploatacji reaktorów przedłuża się do ponad 40 lat opracowuje się nowoczesne reaktory o podwyższonym bezpieczeństwie i trwałości obliczeniowej nie niższej, niż 60 lat [3, 4]. Dlatego bardzo ważne jest rozstrzygnięcie szeregu technologicznych zagadnień podczas opracowywania stali na korpusy reaktorów ze specyficznymi właściwościami, które to będą zachowywać w ciągu długotrwałego czasu eksploatacji takie właściwości jak:

- dostatecznie wysoką według wymagań technicznych wartość wytrzymałości, plastyczności i ciągliwości,
- odporność na kruchość radiacyjną^{*)},
- odporność na kruchość cieplną bez względu na niezbyt wysoką temperaturę eksploatacji (do 350°C),
- zadawalającą zdolność do hartowania i spawania elementów o dużych grubościach (do 270–450mm).

Wymagania te dotyczą również połączeń spawanych.

Materiały konstrukcyjne winny zachować w ciągu długoletniego okresu eksploatacji stabilne własności wytrzymałościowe, zwłaszcza zachowywać odporność na powstawanie pęknięć pod wpływem zmian temperatury i ciśnienia środowiska roboczego podczas nagrzewania i chłodzenia elementów, podczas uruchamiania i unieruchamiania bloku energetycznego, jak również pod wpływem zmiany obciążeń mechanicznych i cieplnych w procesie pracy. Szczególne niebezpieczeństwo, jak

^{*)} Na przykład w procesie eksploatacji reaktora typu WWER materiał korpusu w strefie aktywnej doznaje promieniowania neutronowego strumieniami sumarycznymi do 10^{24} n/m² przy $E > 0,5\text{MeV}$. Mimo to temperatura ścianki korpusu może osiągać 350°C [3].

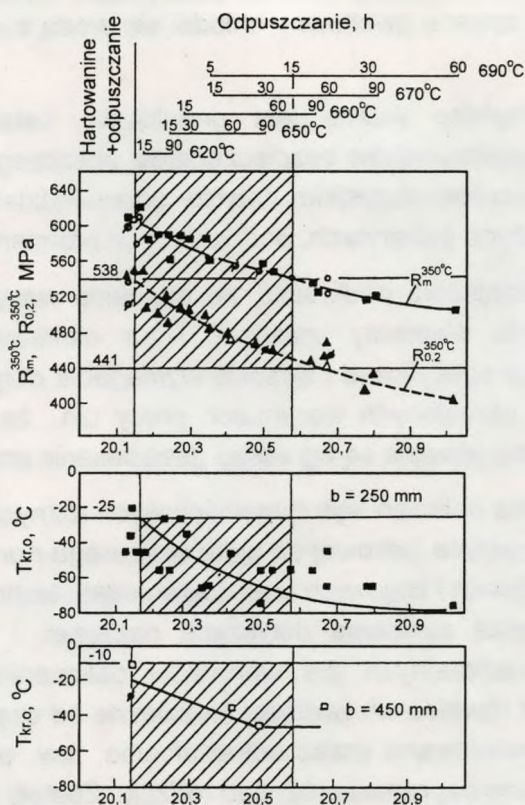
już wspomniano stwarzają procesy awaryjnego wyłączenia, zwłaszcza gdy reaktor w sposób gwałtowny chłodzi się wodą z układu awaryjnego chłodzenia.

Dlatego bardzo ważne jest prawidłowe ustalenie (obliczenie) zalecanych współczynników bezpieczeństwa poszczególnych elementów urządzeń, co przede wszystkim dotyczy odpowiedzialnych elementów i zespołów o dużych gabarytach, poddawanych promieniowaniu.

Należy dodatkowo podkreślić, że odnośnie wszystkich materiałów stosowanych na elementy urządzeń i rur elektrowni jądrowych są stawiane bardzo specyficzne i wysokie wymagania dotyczące odporności na pękanie w określonych warunkach pracy tzn., że elementy obiegu pierwotnego produkowane są wg zasad „przeciekanie przed rozerwaniem”.

Zagadnienia obliczeń wytrzymałościowych różnych urządzeń stosowanych w energetyce jądrowej są ujęte w szeregu normach międzynarodowych, europejskich i krajowych oraz dokumentacji technicznej. Omówiono w nich zwłaszcza zalecenia dotyczące naprężeń i odkształceń, tzn. naprężeń dopuszczalnych dla warunków obliczeniowych, warunków eksploatacji jak również ich wartości niezależne od czasu, dopuszczalne naprężenia kontrolowane przez odkształcenie, tzw. ogólne naprężenia pierwotne i wtórne naprężenia różnego rodzaju. Zostały ujęte uszkodzenia zachodzące w wyniku pełzania materiału pod wpływem różnych naprężeń i różnych rodzajów obciążeń oraz opisano inne specjalne kryteria.

Jako przykład wykonanych opracowań z tego zakresu można przytoczyć pracę nad udoskonalaniem stali Cr-Mo-V gatunku 15H2MFA, która to stal, jak również jej ulepszona wersja 15H2MFAA, charakteryzuje się jednak niedostatecznym stopniem hartowności elementów o dużych grubościach oraz również niedostateczną wytrzymałością ($R_{0,2}^{350^{\circ}\text{C}} \geq 396 \text{ MPa}$). Dlatego została opracowana Cr-Ni-Mo-V stal 15H2NMFA i jej zmodyfikowana wersja 15H2NMFA-A o podwyższonej wytrzymałości ($R_m^{350^{\circ}\text{C}} \geq 539 \text{ MPa}$, $R_{0,2}^{350^{\circ}\text{C}} \geq 441 \text{ MPa}$) z wysoką zdolnością do hartowania przy grubościach do 650 mm, charakteryzująca się wysoką ciągliwością i gwarantująca w pełnym okresie eksploatacji radiacyjną trwałość przy sumarycznym strumieniu około $6 \cdot 10^{23} \text{ n/m}^2$ ($E > 0,5 \text{ MeV}$) w temperaturze promieniowania 290°C , z dostatecznie niską krytyczną temperaturą kruchości (rys. 3) [4].



Rys.3. Właściwości mechaniczne stali 15H2NMFA przeznaczonej na korpusy reaktorów WWER w zależności od parametru odpuszczania

$$(P=T(20 + \lg \tau) \cdot 10^{-3}): \bullet, \circ - R_m^{350^\circ\text{C}}, \blacktriangle, \triangle - R_{0,2}^{350^\circ\text{C}}, \blacksquare, \square - T_{kr.0} [5]$$

Właściwości te zostały osiągnięte na drodze ograniczenia zawartości niklu do wielkości 0,9%, podwyższenia zawartości pierwiastków tworzących węgliki tzn. chromu i wanadu, a także zmniejszenia ilości szkodliwych domieszek. Również przez osiągnięcie wysokiej czystości drutu spawalniczego, a także przez wprowadzenie właściwej ilości krzemu i manganu uzyskano wysoką jakość połączeń spawanych. Wytrzymałość ich jak również temperatura krytyczna kruchości są prawie na poziomie materiału podstawowego ($R_{0,2}^{350^\circ\text{C}} \geq 373 \text{ MPa}$, $T_{kr.} = 0^\circ\text{C}$ dla materiału spoiny po odpuszczaniu w temperaturze 650–660°C). Dla napawania granic spoiny zaleca stosować się drut Sw-08AA-WI (próżniowo-indukcyjnego wytopu), a dla wypełniania spoiny – drut Sw-10HMFTU [4].

Należy podkreślić, że technologia spawania wielkogabarytowych korpusów reaktorów jądrowych z dużymi grubościami ścianek^{*)} jest dość skomplikowana ponieważ nieznaczne odchylenia parametrów procesu doprowadzają do samoczynnego kruchego pęknięcia połączeń spawanych już w czasie od zakończenia spawania do podjęcia obróbki cieplnej, którą przeprowadza się w celu wyeliminowania naprężeń szczątkowych [5]. Dlatego eksperymentalnie i teoretycznie ustala się zakres temperatur, w którym następuje inicjacja kruchych pęknięć (temperatury międzyoperacyjnej zespołów spawanych i parametrów obróbki cieplnej poszczególnych elementów oraz całego korpusu o określonej konstrukcji i wykonanego z określonej stali.)

W warunkach roboczych materiał korpusu reaktora narażony jest na bardzo intensywne napromieniowanie i znajduje się pod działaniem wysokich temperatur. Na przykład ścianki korpusów reaktorów typu WWER podlegają oddziaływaniu temperatury dochodzącej do 350°C, a w strefie aktywnej napromieniowaniu dawkami neutronów do 10^{24} n/m² o energii $E > 0,5$ MeV [3]. Jak zostało wspomniane korpus reaktora stanowi jedyny element w urządzeniu jądrowym, który nie podlega wymianie przez cały okres jego eksploatacji, problem degradacji materiału tego elementu możliwości utraty określonych własności eksploatacyjnych dlatego są bardzo poważnie traktowane we wszystkich krajach dysponujących elektrowniami jądrowymi, jak również innymi urządzeniami jądrowymi stosowanymi do produkcji energii (np. w okrętach nawodnych i podwodnych). Każdy z korpusów reaktorów znajduje się pod stałą kontrolą, tzn. przeprowadza się okresową kontrolę własności mechanicznych jego materiału za pośrednictwem próbek porównawczych (tzw. próbek – świadków). Według pomiarów zmiany temperatury przejścia od stanu ciągliwego do stanu kruchego podejmowana jest decyzja o dokonaniu niezbędnych środków zaradczych w celu zapewnienia bezpiecznej eksploatacji korpusu przez pozostały okres (zgodnie z ustaloną trwałością przez projekt) lub decyzja o przedłużeniu okresu jego eksploatacji na okres dłuższy od obliczeniowego [6-10].

Według standardów okresu bezpiecznej eksploatacji elektrowni jądrowych opracowanych przez Komisję NRC (Stany Zjednoczone), jako kryterium bezpieczeństwa stosowania stali na korpusy reaktorów ustalona jest temperatura przejścia jej w stan kruchy. Ponieważ połączenia spawane uważa się za miejsca najbardziej niebezpieczne z punktu

^{*)} Masa korpusów przekracza 700 t, a grubość ścianek wynosi ponad 200 mm

powstawania pęknięć, właśnie dlatego została ustalona temperatura krytyczna dla spoin wzdłużnych i obwodowych korpusów reaktorów, która nie może przekraczać 110°C i odpowiednio 124°C . Według podanego wyżej standardu prawdopodobieństwo zniszczenia korpusu reaktora w jakichkolwiek warunkach pracy nie powinno przekroczyć 10^{-7} .

Poza tym w reaktorach WWER-1000 została zmniejszona dawka neutronów około 5 razy w porównaniu z reaktorami WWER-440. Dzięki temu strumień sumaryczny szybkich neutronów nie przekracza $6 \cdot 10^{23} \text{ n/m}^2$ w okresie 40 lat eksploatacji reaktora. A jednak nie zostały uwzględnione inne efekty radiacyjne takie jak:

- tzw. efekt „flaksa” tzn., że powstawanie kruchości radiacyjnej stali stosowanej na korpusy w dużym stopniu uzależnione jest od dawki neutronów, a przy niższych dawkach osiągany jest większy stopień kruchości stali, niż przy dużych „gęstościach” tego strumienia. Dlatego niewłaściwe jest przyjmowanie danych uzyskanych podczas prób prowadzonych w kanałach reaktorów badawczych z napromieniowaniem materiałów dużymi dawkami neutronów w celu określenia sposobu zachowania materiałów korpusów reaktora przemysłowego w warunkach długoletniej eksploatacji,
- tzw. efekt „zatrzymanego” lub wtórnego procesu powstawania kruchości, tzn. dotyczy to wpływu niklu, a właściwie spostrzeżenia, że gdy przy małych fluensach (F) zależność intensywności powstawania kruchości od F stanowi wartość $F^{1/3}$, to przy dużych fluensach zależność ta narasta liniowo. Na razie efekt ten nie został szczegółowo zbadany w przypadku doboru stali na korpusy reaktorów WWER-1000, a to znaczy, że nie jest wiadomo, po jakim czasie eksploatacji występuje gwałtowny wpływ niklu na powstawanie kruchości w dużej skali. Dlatego np. w przypadku energobloków z reaktorami WWER-1000, eksploatowanych na Ukrainie, w spoinach korpusów, których zawartość niklu osiąga 1,5%, ten problem traktowany jest jako jeden z decydujących o dalszej niezawodnej eksploatacji korpusów reaktorów.

Zmianę temperatury przejścia stali w stan kruchy (D/B – przejście) w zależności od stopnia napromieniowania określa się na podstawie wzoru:

$$\Delta T_F = A F^{1/3}$$

gdzie:

A – współczynnik stopnia kruchości stali, gdy fluens F podany jest w 10^{18} n/cm^2 (przy $E > 0,5 \text{ MeV}$).

Według innych źródeł zależność ta może ulegać niewielkiej korekcji, a jako typową uważa się następującą [7]:

$$\Delta T \approx A F^n$$

gdzie:

F - jest to flux w 10^{19} n/cm² (przy E < 1,0 lub 0,5 MeV),

n - znajduje się w zakresie 0,3 – 0,5.

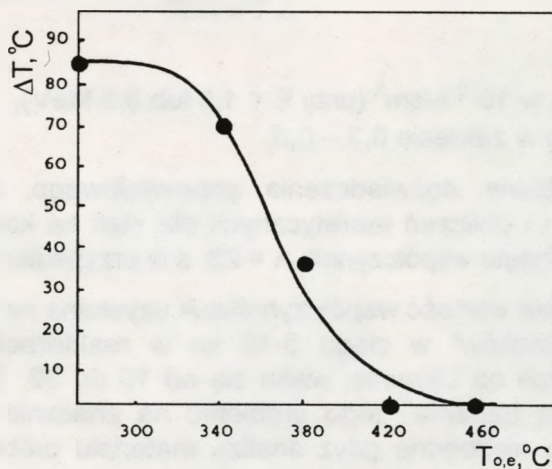
Na podstawie doświadczenia przemysłowego, eksperymentów laboratoryjnych i obliczeń teoretycznych dla stali na korpusy reaktorów WWER-440 przyjęto współczynnik A = 23, a w przypadku spoin A_{sp.} = 20.

Rzeczywista wartość współczynnika A uzyskana na drodze badania „próbek – świadków” w ciągu 3-10 lat w reaktorach WWER-1000, eksploatowanych na Ukrainie, waha się od 10 do 30. Dlatego obecnie prowadzone są badania^{*)} tego problemu na znacznie większą skalę. Okazało się to niezbędne gdyż analiza materiału próbek pobranych z kilku korpusów reaktorów eksploatowanych przez dłuższy czas (1, 2, 3, 4 blok Nowoworonieżskiej Elektrowni Jądrowej w Rosji, 2 blok Elektrowni Jądrowej „Kozloduj” w Bułgarii) wykazała, że stopień kruchości materiału korpusów jest znacznie wyższy niż był wstępnie prognozowany na podstawie badań „próbek – świadków” w reaktorach tych bloków [6]. Ponadto na skutek napromieniowania temperatura D/B - przejścia stali w warunkach eksploatacji korpusów reaktorów WWER-400, a głównie ich połączeń spawanych w kilku przypadkach osiągnęła 200°C, co jest niedopuszczalne (tabela 2). Dlatego została opracowana i wdrożona w praktyce metoda poprawiania własności plastycznych materiału spoin korpusów reaktorów WWER-440 tzw. „suchym” wyżarzaniem, tzn. z wyładowaniem strefy aktywnej. Parametry stosowanej obróbki cieplnej są określane dla materiału poszczególnych korpusów i znajdują się one w zakresach 450 ÷ 460°C i 100 ÷ 150 h wygrzewania.

O skuteczności wpływu temperatury wygrzewania na stopień obniżenia temperatury D/B – przejścia napromieniowanego materiału spoiny korpusu (0,023% P, 0,12% Cu) ze stali 15H2MFA (F = $1 \cdot 10^{20}$ cm⁻² przy E > 0,5 MeV) można wnioskować z wykresu przedstawionego na rys. 4 wg danych autorów [9]. Aktualnie 12 korpusów po tym zabiegu skutecznie jest eksploatowanych.

^{*)} Badania „próbek-świadków” prowadzi się w strefie aktywnej reaktorów po ich umieszczeniu w hermetycznie zaspawanej komorze wykonanej ze stali austenitycznej, co odzwierciedla warstwę platerowaną na korpusach reaktorów.

Rozpatruje się również możliwość zmniejszenia temperatury wyżarzania spoin korpusów nawet o 50 – 70°C przez równocześnie prowadzoną obróbkę naddźwiękową [7-10].



Rys.4. Wpływ temperatury obróbki cieplnej na stopień obniżenia temperatury D/B – przejścia napromieniowanego ($1 \cdot 10^{20} \text{ cm}^{-2}$ przy $E > 0,5 \text{ MeV}$) w temperaturze 270°C materiału spoiny (0,023% P, 0,12% Cu) korpusu reaktora ze stali 15H2MFA

Tabela 2

Redukcja temperatury krytycznej T_k (D/B - przejścia) materiału spoin korpusów reaktorów WWR-440 drogą wyżarzania w temperaturze do 460°C w okresie 100 – 150 h i ocena trwałości resztkowej po tym zabiegu

Nr bloku elektrowni jądrowej	Rok oddania do eksploatacji	Rok przeprowadzenia obróbki cieplnej	T_k do obróbki cieplnej [°C]	T_k po przeprowadzeniu obróbki cieplnej [°C]	Ocena trwałości resztkowej po obróbce cieplnej [w latach]
Nowoworoneska – 3	1971	1991	120	70	9
Nowoworoneska - 4	1972	1991	210	30	43
Kolska - 1	1973	1989	168	50	44,5
Kolska - 2	1974	1989	211	80	16
Ormiańska - 1	1976	1988	149	40	70
Kozłoduj - 1	1974	1989	195	72	10
Kozłoduj - 2	1975	1992	212	70	18
Kozłoduj - 3	1981	1989	170	70	19
Greiswald - 1	1973	1988	192	66	38
Greiswald - 2	1974	1990	159	30	45
Greiswald - 3	1977	1990	162	43	51

W chwili obecnej niektóre z wymienionych elektrowni wyłączone zostały z eksploatacji

Ze wszystkich cząstek powstałych na skutek procesu rozszczepiania jądrowego uranu w strefie aktywnej reaktora w postaci neutronów, elektronów (promieniowanie β), cząstek α (jądra He), fotonów (promieniowanie γ) i innych największy wpływ na powstawanie kruchości stali i stopów posiadają cząstki o dużej masie [7, 11, 12]. Ponadto, zachodząca równolegle reakcja radiolizy wody powoduje powstawanie protonów i wywołuje nawodorowanie materiałów konstrukcyjnych, a to przyczynia się do zwiększenia stopnia ich kruchości [8, 11-13]. Podwyższenie temperatury krytycznej (D/B – przejścia) na skutek promieniowania jest rezultatem utworzenia (w skali nanometrów) wytrąceń i defektów strukturalnych, a ze zwiększeniem stopnia fluensu neutronów ich ilość zwiększa się, lecz ich pojedyncze rozmiary prawie nie ulegają powiększaniu.

Na skutek napromieniowania radiacyjnego korpusów reaktorów PWR w stalach o strukturze perlitycznej, które to po obróbce cieplnej uzyskują głównie strukturę bainistyczną, powstają tzw. radiacyjnie wywołane defekty, a właściwie mikrodefekty, w postaci bardzo drobnych wytrąceń węglików wanadu, w obrazie małych pętli dyslokacyjnych, atmosfer Cottrella i ciemnych punktów. Właśnie te ostatnie obserwuje się w próbkach – świadkach podczas badań cienkich folii za pomocą mikroskopu elektronowego (rys. 5). Ponadto napromieniowanie powoduje występowanie procesu pełzania radiacyjnego i kruchości wysokotemperaturowej (helowej) oraz pęcznienia radiacyjnego materiału [11, 12]. Obserwowane punkty ciemne najprawdopodobniej odpowiadają klastrom i „embrionom”, tzn. zapoczątkowanym wakansom i bardzo małym skupiskom atomów w roztworze stałym (głównie jest to wanad, miedź, fosfor), jak również skupiskom węgla związanego z wanadem [9]. Powstałe w warunkach pracy reaktorów badawczych te ciemne punkty okazują się bardzo trudne do wykrycia w przypadku mniejszych fluensów. Wg autorów pracy [9], tzw. radiacyjnie inicjowane wady w stali 15H2MFA stosowanej na korpusy reaktorów WWER-440 osiągają wymiar około 10 μm . Oczywiście jest, że ich wymiary, jak również charakter wad są uzależnione od stopnia fluensu. Jak stwierdzili autorzy pracy [9] w próbkach ze stali 15H2MFA (0,13-0,18%C, 0,3-0,6%Mn, 0,17-0,37%Si, 2,5-3%Cr, 0,6-0,8%Mo, 0,25-0,35%V, Ni<0,40%, S<0,25%, P<0,025%) napromieniowanych przez 1-5 lat w reaktorze przemysłowym przy gęstości strumienia neutronów około $2 \cdot 10^{22} \text{ m}^{-2}$ (oraz dawce neutronów około $5 \cdot 10^{22} \text{ n/m}^2$ o energii $E > 1 \text{ MeV}$) bardzo drobne wady zaczynają się ujawniać już przy dawce neutronów około

$8 \cdot 10^{22}$ n/m², a niektóre z nich obserwuje się wyraźnie w strukturze bainitycznej (rys. 5a). Natomiast w materiale spoiny (0,04-0,12%C, 0,60-1,3%Mn, 0,2-0,6%Si, 1,2-1,8%Cr, 0,35-0,7%Mn, 0,1-0,35%V, Ni<0,3%, S<0,035%, P<0,042%) widoczna jest znaczna ilość wad w strukturze ferrytycznej (rys. 5b).

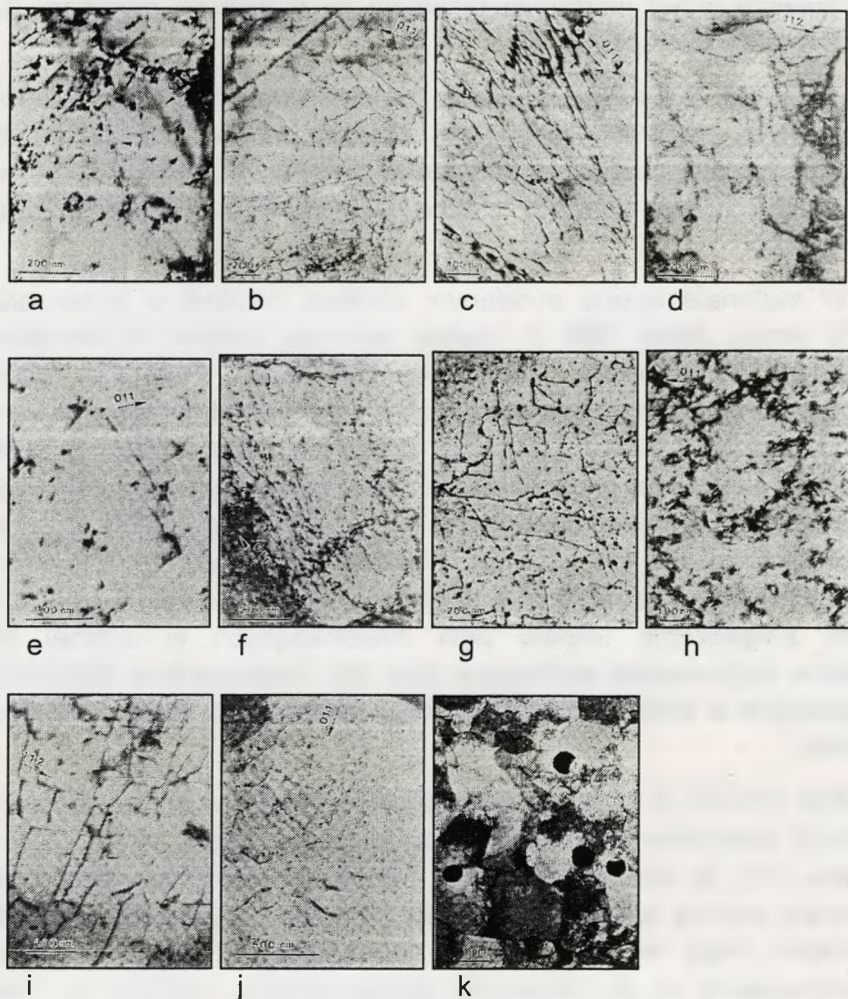
Autorzy [9] sugerują, że zaobserwowany stan degradacji struktury materiału podstawowego, jak również materiału spoin można uważać za w znacznym stopniu przybliżony i traktować jako połowę okresu degradacji tych struktur materiału, a trwałość elementu pozwala go eksploatować do końca okresu określonego dla reaktora WWER-440. Duża dawka neutronów oddziałująca przez krótszy czas powoduje powstawanie znacznych defektów, którym może nie podlegać materiał nawet przy dalszym napromieniowaniu fluensami o niższych wielkościach. Na rys. 5c przykładowo przedstawiono mikrostrukturę stali poddanej napromieniowaniu w ciągu roku przy wartości fluensu około $4,3 \cdot 10^{23}$ n/m².

Większość tzw. radiacyjnie inicjowanych defektów widocznych na zdjęciach traktuje się jako „punkty ciemne” o wymiarach < 8 nm. Są to klastry. Nie można było zaobserwować z powodu niedostatecznej zdolności rozdzielczej zastosowanego w pracy [9] mikroskopu elektronowego, jak również nie zostały ujawniane na skutek małej rozdzielczości aparatury pętle dyslokacyjne o małych wymiarach i inne bardzo drobne wytrącenia. Natomiast przy napromieniowaniu stali większymi dawkami neutronów, gdy defekty osiągają wymiary >10 nm, są one wykrywane już jako pętle dyslokacyjne lub niezbyt duże wytrącenia, a ilość wad zwiększa się w miarę zwiększenia dawki neutronów (rys. 5a-f).

Należy zauważyć, że w warunkach napromieniowania klastry i pętle dyslokacyjne mogą występować w formie jądra zapoczątkowania wytrącanych cząsteczek. Przez autorów wymienionych badań przy stosowanych parametrach fluensów i gęstości strumieni neutronów nie zostały wykryte w strukturze próbek napromieniowanych żadne mikropory. Natomiast metodą spektroskopii pozytronowej - anihilacyjnej w strukturze stali napromieniowanej zostały wykryte fragmenty strukturys wzbogacone w wakansy.

Wady koncentrowały się głównie wokół dyslokacji, a częściowo w strefach poligonizacji już istniejących w strukturze materiału wytrąceń. Dość często, lecz nie zawsze, jądra defektów powstają w miejscach jednego z końców dyslokacji liniowej (rys. 5c, d). Ponadto wąskokątne

granice ziarn są gęsto nasycone przez radiacyjnie inicjowane. Natomiast w szerokokątnych granicach ziarn, występujących głównie w strukturze austenitu lub w pakietach bainitu, nie obserwowane są tego rodzaju wady.



Rys.5. Mikrostruktura materiału podstawowego (a, c, d, e, f) i materiału spoiny (b, g – k) przebadanego w warunkach pracy reaktora przemysłowego WWER-440 (a-h) i reaktora badawczego LVR-15 (Řež, Czechy) przy gęstości strumienia w czasie neutronów ($n/m^2 \cdot s$ /dawce neutronów n/m^2) około: a) $6 \cdot 10^{14}/8 \cdot 10^{22}$; b) $6 \cdot 10^{16}/8 \cdot 10^{22}$; c) $1,3 \cdot 10^{16}/4 \cdot 10^{23}$; d) $1,5 \cdot 10^{16}/1 \cdot 10^{24}$; e) $1,7 \cdot 10^{16}/1,3 \cdot 10^{24}$; f) $1,9 \cdot 10^{16}/2,5 \cdot 10^{24}$; h) $1,9 \cdot 10^{16}/2,5 \cdot 10^{24}$; i) $1,8 \cdot 10^{17}/2,1 \cdot 10^{23}$, wygrzewanie po obróbce w temperaturze 475°C przez 168 h; j) trzy cykle napromieniowania przy $1,8 \cdot 10^{17}/2,1 \cdot 10^{23}$, wygrzewanie po próbie jak w „i”; k) jak „j” $1,8 \cdot 10^{17}/2,1 \cdot 10^{23}$, wygrzewanie po próbie jak w „i” [9]

Znaczna gęstość skupisk defektów w postaci klastrow o wymiarach około 100 nm występuje w strukturze próbek napromieniowanych fluensami o wartościach wyższych niż $1 \cdot 10^{24}$ n/m² (rys. 5e). Wady również ujawniają się w strefach bez wyraźnych wytrąceń, występujących jeszcze przed napromieniowaniem na niektórych granicach ziarn ferrytu w materiale spoiny.

Poza tym, ponieważ struktura dyslokacyjna podgranic w ziarnach ferrytycznych materiału jest mniej złożona niż w bainitycznej fazie materiału podstawowego, w przypadku pierwszym „rozdzielczość” wad radiacyjnie inicjowanych jest istotnie większa niż w przypadku drugim (rys. 5b, g, h).

W materiale spoiny poddanym obróbce cieplnej w temperaturze 475°C przez okres 168 h zostały wykryte defekty o charakterze podobnym do defektów radiacyjnie-inicjowanych (rys. 5i), chociaż prawdopodobnie mogą one powstawać na drodze koalescencji bardzo drobnych, prawie „niewykrywalnych” przez mikroskop defektów, których rozkład w strukturze przed obróbką cieplną był bardziej jednorodny. Również stan ten jest charakterystyczny i dla materiałów powtórnie napromieniowanych po obróbce cieplnej. Natomiast po trzykrotnym napromieniowaniu, a następnie trzykrotnej obróbce cieplnej zauważono istotne zwiększenie udziału pętli dyslokacyjnych w ogólnej ilości defektów inicjowanych radiacyjnie (rys. 5j). Jednocześnie substruktura dyslokacyjna w przeważającym stopniu powraca do stanu normalnego (rys. 5k).

Stal 15H2MFA różni się od stali stosowanych w innych krajach do produkcji reaktorów PWR głównie zawartością węgla, niklu, chromu i wanadu [14]. W stali tej występuje mniejsza zawartość węgla i niklu, natomiast wyższa zawartość wanadu i chromu, a wiadomo, że te dwa pierwiastki mają wysoką zdolność do tworzenia węglików. Dlatego zaobserwowane w jej strukturze bardzo drobne wytrącenia zostały potraktowane przez autorów pracy [9] jako węgliki wanadu. Wanad podobnie jak miedź i fosfor występują w strukturze w postaci wytrąceń typu „ciemnych punktów”.

Uwzględniając wnioski autorów pracy [6] odnośnie wpływu niklu na proces powstawania kruchości stali i materiału spoin korpusów reaktorów WWER powstaje otwarta kwestia tego problemu odnośnie stali stosowanych na korpusy w niektórych firmach na terenie Stanów

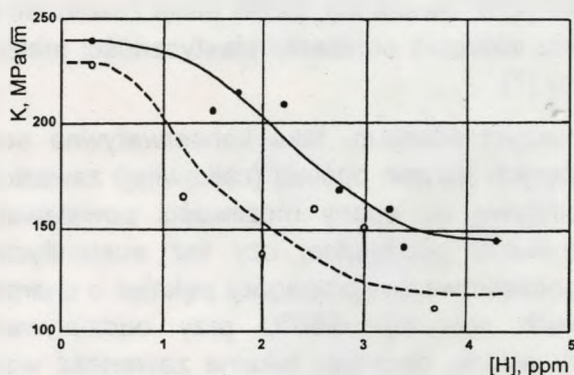
Zjednoczonych, np. stali gatunku 508/2 lub A533B-1 z dość wysoką zawartością niklu w materiale podstawowym.

Skutkiem napromieniowania materiału korpusu reaktora jest również zwiększenie wpływu absorbowanego wodoru na zmianę plastyczności (ciągliwości) stali perlitycznej, tzn. że na skutek napromieniowania występuje wcześniejsze przejście jej w stan kruchy (D/B – przejście) w porównaniu ze stalą nawodorowaną do tego samego poziomu, lecz bez jednoczesnego napromieniowania [2, 7, 8, 11, 13, 15]. Do kruchości wodorowej skłonny jest również materiał o strukturze austenitycznej, którą posiada warstwa ochronna na wewnętrznej powierzchni korpusu. Źródłami nawodorowania materiału jest wodór utworzony na skutek radiolizy wody oraz reakcji elektrochemicznych zachodzących pomiędzy wodą, a materiałem korpusu i innych elementów zainstalowanych wewnątrz układu reaktorowego. Poza tym w materiałach użytych do konstrukcji znajduje się zawsze wodór szczątkowy pochodzenia tzw. metalurgicznego, jak również pozostały po procesie spawania segmentów pierścieniowych i napawania warstwy ochronnej. Wg różnych autorów, zawartość wodoru szczątkowego w stalach ścianek korpusów typowych reaktorów PWR szacowana jest w zakresie 1-2 ppm. Na przykład wg danych eksperymentalnych K. Splichala i współpracowników z Instytutu Badań Jądrowych (UJV - Ústav jaderného výzkumu) w Czechach (Řež) w próbkach materiału pobranego ze stali 15H2MFA i warstwy ochronnej korpusu reaktora WWER-440 energobloku nr 2 elektrowni Rheinsberg, eksploatowanego przez 10 lat, zawartość wodoru w strukturze perlitycznej wynosiła 1-2,9 ppm, natomiast w strukturze austenitycznej materiału warstwy platerowanej osiągała 3,8-5,9 ppm. Uważa się, że tak niska zawartość wodoru nie jest groźna z punktu widzenia obniżenia plastyczności materiałów zastosowanych korpusy [7].

Jednak naszym zdaniem, taka konserwatywna ocena tego typu danych dotyczących jedynie ogólnej (całkowitej) zawartości wodoru nie może być podstawą do oceny możliwości powstawania pęknięć w stalach o strukturze perlitycznej czy też austenitycznej, ponieważ o procesie zapoczątkowania i propagacji pęknięć o charakterze kruchym w temperaturach powyżej $\sim 250^{\circ}\text{C}$ przy oddziaływaniu wody lub mieszanki pary wodnej decyduje lokalna zawartość wodoru, występująca głównie na granicach ziaren, granicach wad oraz we wszelkiego rodzaju mikroobszarach występowania zakłóceń mikrostruktury. To zjawisko zostało wielokrotnie stwierdzone i uzasadnione w wyniku

analizy uszkodzonych przez pęknięcie międzykrystaliczne elementów wykonanych ze stali perlitycznych i austenitycznych, w tym również typu 12H1MF, 12H18N10T i 12H18N12T w warunkach pracy elektrowni ciepłych oraz w rezultacie obliczeń termodynamicznych i badań laboratoryjnych [16]. Ustalono, że kiedy całkowita zawartość wodoru w stalach perlitycznych uszkodzonych przez pękanie kruche jest rzędu jednostek ppm, to na granicach ziaren osiąga ona 100, a nawet 200 ppm. Właśnie przy takiej krytycznej zawartości wodoru w stalach perlitycznych i ferrytyczno-perlitycznych ulegają one pękaniu już w ciągu kilkunastu godzin w środowisku wodnym wysokotemperaturowym, parowym lub parowo-wodnym przy odpowiednich wartościach E i pH_T [14, 16-19]. Podobne dane dotyczące lokalnej zawartości wodoru właściwego zostały uzyskane podczas analizy stali 08H18N10T, pobranej z kołnierzy kolektorów wytwornic pary energobloków WWER-440 nr 1 Riwneńskiej Elektrowni Jądrowej uszkodzonych pęknięciami o charakterze transkrystalicznym [18, 19].

Poza tym w przypadku jednoczesnego oddziaływania procesu napromieniowania i nawodorowania zachodzi obniżenie ciągliwości stali perlitycznych stosowanych na korpusy reaktorów w porównaniu z oddzielnym wpływem tych dwóch czynników, jak to przykładowo przedstawiono wg danych K. Splichala i in. na rys. 6. Warunki dla zapoczątkowania pęknięć przy jednoczesnym oddziaływaniu tych dwóch wymienionych czynników najprawdopodobniej mogą powstawać w szczelinach, mikropęknięciach powierzchniowych lub w rozwarstwieniach występujących pomiędzy warstwą napawaną, a materiałem podstawowym korpusu lub też w makrodefektach innej postaci.



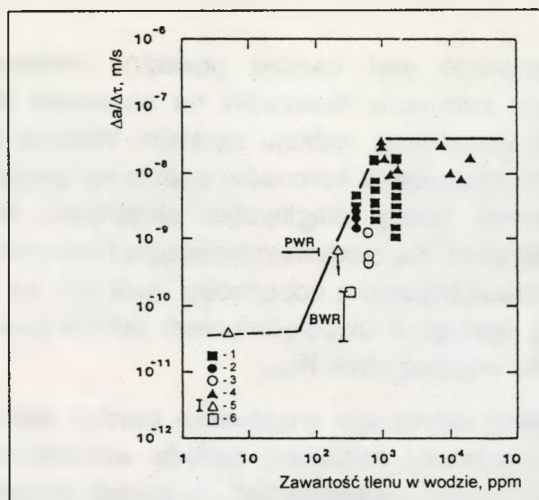
Rys.6. Zależność współczynnika intensywności naprężeń stali stosowanej na korpusy reaktorów WWER-440 od zawartości absorbowanego wodoru

Dlatego oczywiste jest bardzo poważne traktowanie procesu kontroli okresowej korpusów reaktorów na obecność w ich materiale mikropęknięć lub wszelkiego rodzaju szczelin. Właśnie dlatego prowadzone są badania materiałów korpusów oparte na zasadach mechaniki pękania, a głównie oceny ciągliwości określanej współczynnikiem intensywności naprężeń K_{Ic} z odzwierciedleniem rzeczywistych warunków roboczych. Natomiast kryterium odporności materiału na zapoczątkowanie i propagację pęknięć z uwzględnianiem oddziaływania środowiska roboczego określa współczynnik K_{Isc} .

Poza wpływem aktywnego środowiska bardzo ważne jest również uwzględnienie charakteru obciążeń, przede wszystkim ich cyklicznej zmiany, w tym też zmian zachodzących na skutek temperatury. Właśnie to gradient temperatury powstający w grubych ściankach korpusu może powodować pojawienie się pęknięć cieplnych. Jako kryterium w przypadku cyklicznej zmiany obciążeń przyjmowany jest współczynnik K_{th} (threshold – progowy), lecz z punktu widzenia eksploatacyjnego również niezbędne jest określenie prędkości propagacji pęknięcia da/dN dla określonych zakresów amplitud zmian współczynnika intensywności naprężeń ΔK lub maksymalnej wielkości tego współczynnika K_{max} [11, 17-20]. Określa się zależność $da/dN - \Delta K$ w ustalonych warunkach parametrycznych środowiska dla określonych stali, a nawet bimetalu (tzn. stali platerowanej), w zależności od poszczególnych czynników decydujących o skłonności materiału do rozrostu pęknięć jak to przykładowo przedstawiono na rys. 6 wg danych autorów [20] podczas badań wykonanych w środowisku wody z określoną zawartością tlenu, która to może występować w reaktorach PWR i BWR.

Ustalono, że zarówno w warunkach obciążeń zmiennych, jak również obciążeń stałych decydujący wpływ na zapoczątkowanie i propagację pęknięć ma lokalna zawartość wodoru i tlenu w wodzie oddziałującej na metal w pobliżu wierzchołka pęknięcia [8, 14, 19-21].

Warto podkreślić, że uzyskiwane różnorodne dane o prędkości propagacji pęknięcia da/dN , jak również o wartości krytycznych (progowych) współczynników intensywności naprężeń K_{Ic}, K_{Isc}, K_{th} ustalone w różnych warunkach przeprowadzania prób nie mogą stanowić jednoczesnych wytycznych, umożliwiających ich praktyczne zastosowanie, a mają one zwykle charakter orientacyjny.

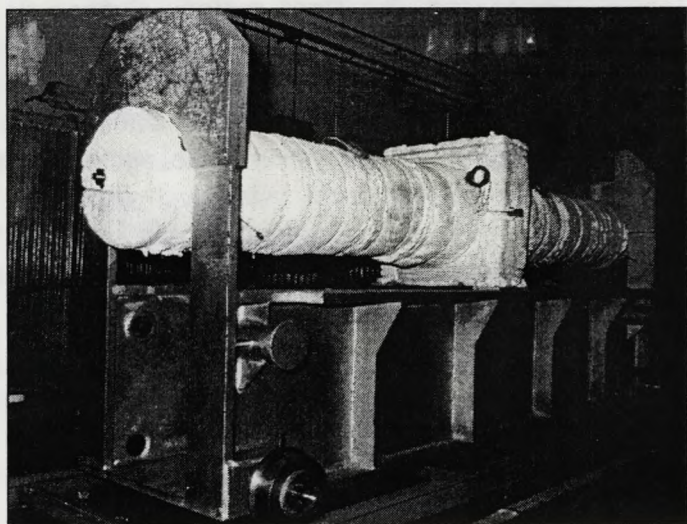


Rys.7. Zależność prędkości propagacji pęknięcia w stali gatunku A553B (20Mn MoNi55) w środowisku wodnym w temperaturze 288°C w zależności od zawartości w niej tlenu: 1,2,3 – woda korygowana, przewodność 1 $\mu\text{S}/\text{cm}$; 0,5 $\mu\text{S}/\text{cm}$; 0,5 $\mu\text{S}/\text{cm}$ (Na_2SO_4); 4 – woda stojąca, 0,3-3,0 $\mu\text{S}/\text{cm}$; 5 – dane literaturowe, maksymalnie 0,5 $\mu\text{S}/\text{cm}$; 6 - woda korygowana, 0,5 $\mu\text{S}/\text{cm}$

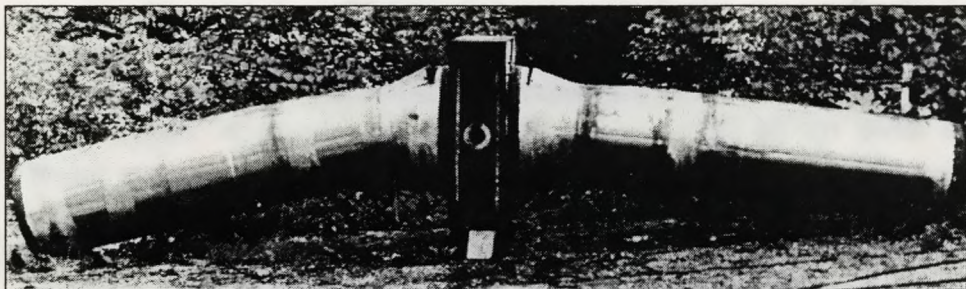
Dlatego szczególną uwagę zwraca się na kontrolę materiałów w warunkach eksploatacyjnych, a w przypadku stwierdzenia występowania mikro-defektów obowiązuje stała kontrola zachowania się i rozwoju mikro-pęknięć przez cały okres eksploatacji. Wymienione wyżej problemy dotyczą nie tylko grubościennych korpusów reaktorów, lecz również innych elementów wchodzących w skład obiegu pierwotnego jak i wtórnego, w tym odlewanych elementów turbin, wirników turbin, kołpaków na połączeniach czołowych uzwojenia wirników turbogeneratorów itp.

Jako przykład prowadzonych w tym kierunku opracowań można przytoczyć prace naukowców przeprowadzane w ramach projektu Leak Before Break Project (LBB), tzn. „przeciekanie przed rozerwaniem”[21]. Według tej zasady, jak to wcześniej wyjaśniono, dobierane są materiały konstrukcyjne pracujące w elementach urządzeń jądrowych w warunkach znacznego ciśnienia, a zwłaszcza dotyczy to elementów obiegu pierwotnego. Jak też już zostało wspomniane, dane o zależności wymiarów uszkodzeń od intensywności przecieków, jak również zwiększenia ich intensywności w zależności od prędkości propagacji pęknięcia w określonych warunkach mają nieocenione znaczenie dla opracowania technicznych i organizacyjnych metod zaradczych związanych z warunkami bezpieczeństwa pracy urządzeń jądrowych.

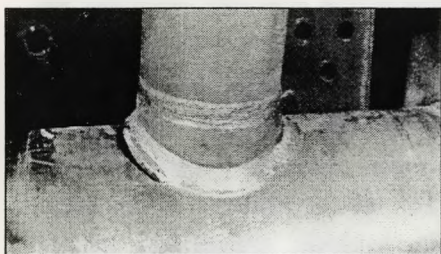
Według metodologii stosowanej przez LBB, w każdym elemencie, który będzie poddawany badaniom, długość pęknięcia powinna odpowiadać przeciekowi w stanie temperatury normalnej, wynoszącemu nie mniej niż 38 l/min w danych warunkach roboczych. Zwykle takie specyficzne badania elementów o dużych gabarytach, a czasem nawet występujące w skali naturalnej dokonuje się dwuetapowo. Na początku element badany jest w warunkach obciążeń odpowiadających warunkom eksploatacyjnym (oczywiście pod wysokim ciśnieniem). Gdy podczas tego stadium badań nie zostanie zapoczątkowane pęknięcie w tym elemencie, poddawany on jest badaniom w tych samych warunkach z dodatkowym nakładaniem obciążeń, które mogą powstać podczas np. wstrząsów tektonicznych. Na rys. 8 przedstawiono stanowisko stosowanego w UJV do badań połączeń spawanych przewodów rurowych obiegu pierwotnego reaktora WWER-440 (w danym przypadku połączenia z króćcem korpusu – jest to tzw. „koniec o bezpiecznym wykonaniu” (safe – end) – rysunki 9 i 10. Na podstawie uzyskanych danych eksperymentalnych prowadzi się korektę przyjętych modeli obliczeniowych, co okazuje się bardzo przydatne z punktu widzenia eksploatacyjnego. Podobne badania prowadzone są również i dla innych elementów o różnych gabarytach, a nawet rurek o małych średnicach.



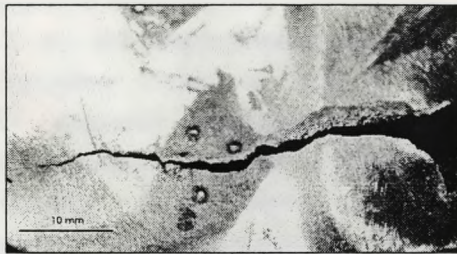
Rys.8. Stanowisko dla prowadzenia badań elementów połączeń spawanych przewodów rurowych [21]



Rys.9. Próbką – model połączenia spawanego przewodu rurowego z króćcem korpusu reaktora WWER-440 po przeprowadzeniu badań [21]



a



b

Rys. 10. Pęknięcie powstałe w strefie połączenia spawanego badanej próbki – modelu (a) i przy powiększeniu (b) [21]

W Stanach Zjednoczonych i Rosji metody służące do określenia prędkości propagacji pęknięć, w tym zmęczeniowych, jak również ustalania wartości krytycznych współczynników intensywności naprężeń są ujęte w dokumentacji technicznej, normach państwowych i specjalnych kodach lub opisane ze wszystkimi szczegółami, gdy badania przeprowadzane są nie według ściśle ustalonych przepisów. Jednak w miarę nagromadzenia danych z eksploatacji, jak i uzyskanych drogą eksperymentów laboratoryjnych metody te, a zatem i modele obliczeniowe wciąż koryguje się i udoskonala.

Dla wykonania elementów i zespołów głównych urządzeń przewodów rurowych, jak również elementów i zespołów pomocniczych elektrowni jądrowych z reaktorami PWR stosowane są stale o strukturze ferrytycznej i ferrytyczno-bainitycznej, bainitycznej, martenzytycznej i martenzytyczno-ferrytycznej, a także w bardzo dużej ilości (porównując je z wyrobami w energetyce ciepłej i wodnej) stale austenityczne i stopy wykonane na osnowie niklu.

Literatura

1. Azbukin W.G., Gorynin W.I., Pawłow W.N.: Pierspiektiwnyje korrozionno-stojkije materiały dla oborudowanija i truboprowodow AES. CNII KM Prometej, Sankt-Peterburg 1998.
2. Danko J.C.: Stress Corrosion Cracking and Corrosion Fatigue in Reactor Coolant Piping. ASM Handbook, Vol. 13. Corrosion. ASM International Material Park 1997.
3. Gorynin I.W., Rybin W.W., Karzow G.P. i inni: Sozdaniye i sowierszenstwowanije stalej dla korpusow rieaktorow atomnych energetycznych ustanowok s wodjoj pod dawlienijem. Woprosy materiałowiedienija 1999, 3 (20).
4. Gorynin I.W., Karzow G.P., Filimonow G.N. i inni: Razrabotka i sowierszenstwowanije konstrukcionnych materiałow dla oborudowanija nowogo pokolienija AES powyszennoj bezopasnosti i resursa. Suczasne materiałoznawstwo XXI storiczia. Naukowa dumka, Kyjw 1998.
5. Beczka J.: Stojkost' swarnych sojedinienij k chrupkomu razruszeniju w procesie izgotowlenija korpusnych jadernih rieaktorow WWER. Praci miżnarodnoji naukowo-technicznej konferencji „Progresywna technika i technologia maszynobudowania, pryłodobudowania i zwarzuwalnogo wyrobnictwa” (25-28 trawnia 1998, Kyjw), t. IV, 1998.
6. Płatonow P.A., Krasikow E.A.: Nowyje podchody k prognozu ochrupcziwania materiała korpusow rieaktorow WWER. Sbornik dokładow IV mieżotraslewoj konf. po rieaktornomu materiałowiedieniju. Dimitrowgrad, Rosja, 1996.
7. Boehmert J., Uhleman M.: Consideration of Environmental Degradation of Reactor Pressure Vessel Steels for the Safety Assessment. Proc. of the Int. Conf. on Engineering Materials Environmental Degradation (19-23 Sept. 1999, Gdańsk-Jurata, Poland), 1999.
8. Pachur D.: The Effect of Hydrogen and Oxygen on Irradiation Embrittlement Reactor Pressure Vessel Steels. ASTM STP 1325, 1997.
9. Kočík J., Keilová E.: Radiation Damage Structure in Irradiated and Annealed 440 WWER Reactor Pressure Vessel Steels. Mat. of the Joint IAEA/NEA Specialists' Meet. on Irradiation Embrittlement and Optimization of Anniling (20-23 Sept. 1993, Paris, France), 1993.
10. Petrequin P.: A Review of Formulas for Predicting Irradiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials. AMES Report 6, Paris, Nov. 1996, EUR 16455 EN.

11. Adamczyk J., Szklarek K.: Materiały metalowe dla energetyki jądrowej. Wyd. Politechniki Śląskiej, Gliwice 1992.
12. Gerasimow W.N., Monachow A.S.: Matieriały jądrienoj tiechniki. Energoizdat, Moskwa 1982.
13. Anzai H., Kuniya J., Masaoka I.: A Methodology for Quantitative Evaluation of Hydrogen Assistet Cracking in High Temperature Pure Water. Proc. of Int. Symp. on Plant Aging and Life Predictions of Corrodible Structures (15-18 May, Sapporo, Japan), 1995.
14. Melechow R., Tubielewicz K.: Materiały stosowane w energetyce jądrowej. Wydawnictwo Politechniki Częstochowskiej, Częstochowa 2002.
15. Kraus V. Novosad P., Vacek M.: Post-irradiation Annealing of Ligt Water Reactor Pressure Vessels of Chromium – Molybdenum – Vanadium Steels. Nucleon 1993, 1, 19-24.
16. Wainman A.B., Melechow R.K., Smian O.D.: Wodorodnoje ochrupczinanije elementow kotłow wysokiego dawlenija. Naukowa dumka. Kijew 1990.
17. Korrozionnostojkije stali i spławy dla oborudowanija i truboprowodow AES. Pod red. R. K. Melechowa. Naukowa dumka, Kijew 1983.
18. Melechow R., Tubielewicz K., Krucan A.: Failure of Equipment in Ukrainian Power Station. Proc. Int. Conf. "Environmental Degradation of Engineering Materials" (19-23 Sept. 1999, Gdańsk-Jurata).
19. Tubielevich K., Melekhov R., Krutsan A.: Stress Corrosion Cracking of Stainless Steel in the Steam Generator of a Nuclear Power Plant. Proc. "Eurocorr'99" Europ. Corros. Congr. (30 Aug. – 2 Sept. 1999, Aachen, Germany), 1999.
20. Magdowski R., Kraus A., Speidel O.: Environmental Degradation Assesment and Life Prediction of Nuclear Pressure Vessel and Piping Steels. Proc. of Int. Symp. on Plant Aging and Life Prediction of Corrodible Structures (15-18 May, 1995, Sapporo, Japan), 1995.
21. Lauerová D.: Assessment of Large Scale Experiments Performed within the LBB Project. Nucleon 1994, 3.
22. Tubielewicz K., Dudek P., Melechow R., Zastosowanie stali ferrytyczno-austenitycznych do produkcji wyrobów spawanych. Czyste Produkcje w Polsce nr 6/2002 s.20- 26.
23. Melechow R., Tubielewicz K., O pękaniu korozyjnym stopów aluminium. Czyste Produkcje w Polsce nr 6/2003 s.3- 6.

5. USZKODZENIA ELEMENTÓW WEWNĘTRZNEJ INSTALACJI I UKŁADU RUROWEGO REAKTORÓW TYPU WODNO-WRZĄCEGO

Krzysztof Tubielewicz, Rościsław Melechów,
Krzysztof Turczyński, Marek Kęsy

Charakter konstrukcji reaktorów jądrowych typu BWR, jak również warunki eksploatacyjne materiałów elementów zainstalowanych wewnątrz przewodów rurowych wywierają nieco odmienny wpływ na procesy degradacji i uszkodzeń korozyjno-mechanicznych materiałów, z których są one wykonane, w porównaniu z warunkami eksploatacyjnymi materiałów elementów PWR [1-4]. Do głównych różnic zalicza się brak wytornicy pary, co doprowadza do oddziaływania napromieniowanej w małym stopniu wody i pary na materiały elementów konstrukcyjnych nie tylko w strefie aktywnej, lecz całego układu parowo-wodnego.

Znaczną ilość występujących pęknięć obserwuje się w spawanych rurowych układach reaktorów BWR, przy czym większość z nich zlokalizowana jest głównie w strefie wpływu ciepła połączeń spawanych (SWC). Dlatego np. w reaktorach BWR typu RBMK zapewniona została odpowiednia jakość wody, a zawartość tlenu ograniczono do 0,02 mg/l. Rola tlenu w wodzie o wysokiej temperaturze polega na tym, że na skutek jego redukcji do jonów hydroksylu zachodzi utlenianie granic ziaren materiału zubożonego w chrom w obszarach struktury sensybilizowanej stali austenitycznej. Szereg innych przypadków degradacji materiałów i uszkodzeń elementów instalacji wewnętrznej reaktorów typu BWR stwierdzono w wielu krajach [4-6].

Wydaje się istotnym krótkie, poglądowe spojrzenie na dotychczasowy przebieg badań i nagromadzonej wiedzy z zakresu uszkodzeń korozyjno-mechanicznych dokonanych na przykładzie elementów i zespołów reaktora typu BWR. Odmienność tej konstrukcji w stosunku do reaktorów typu PWR została spowodowana zarówno specyfiką rozwiązań konstrukcyjnych, jak i warunkami pracy elementów roboczych, w tym jakością nośnika ciepła (tabela 1). Ze względu na to, że problem pęknięcia międzykrystalicznego rur i przewodów rurowych energobloku z reaktorem BWR nie stwarza poważniejszych problemów z punktu widzenia bezpieczeństwa, to jednak znaczne straty ekonomiczne powodują konieczność ustawicznego doskonalenia rozwiązań

konstrukcyjnych poszczególnych zespołów, stosowania lepszych materiałów na konstrukcje, nowych technologii ich spawania, obróbki cieplnej i powierzchniowej, jak również stosowania szeregu środków zaradczych.

Tabela 1

Normy jakości nośnika ciepła reaktorów RBMK

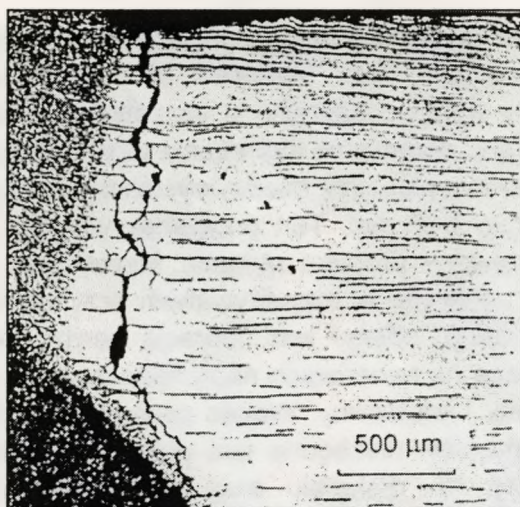
Wskaźnik, zawartość	Wartość
Obieg cyrkulacji wielokrotnej, przymusowej	
Wykładnik wodorowy pH	6,5-8,0
Przewodność elektryczna właściwa, $\mu\text{S}/\text{cm}$	0,5-1,0
Twardość, $\mu\text{g} - \text{ekw}/\text{kg}$	2,0-10,0
Kwas krzemowy, $\mu\text{g}/\text{kg}$	600-1000
Jony chlorków + jony fluorków, $\mu\text{g}/\text{kg}$	50-100
Produkty korozji żelaza, $\mu\text{g}/\text{kg}$	≥ 50
Produkty korozji miedzi, $\mu\text{g}/\text{kg}$	15-20
Tlen, mg/kg	0,05-0,1
Radioaktywność, Ci/l	$10^{-5}-10^{-2}$
Woda zasilająca	
Wykładnik wodorowy pH	7,0
Przewodność elektryczna właściwa, $\mu\text{S}/\text{cm}$	$\leq 0,1$
Produkty korozji żelaza, $\mu\text{g}/\text{kg}$	$\leq 1,0$
Tlen, mg/kg	do 2
Radioaktywność, Ci/l	do $4 \cdot 10^{-6}$

Pierwszy przypadek międzykrystalicznego pęknięcia korozyjnego w elementach reaktora typu BWR został ujawniony w Stanach Zjednoczonych w 1965 r. po 68 miesiącach eksploatacji jednej z pierwszych jednostek. Pęknięcia powstałe w SWC połączenia spawanego rury o średnicy 150 mm wykonanej ze stali typu 304 recyrkulacyjnej linii bajpasowej. Dlatego odcinek rury został wymieniony na rurę wykonaną ze stali typu 304 L. Poza tym podczas kontroli metodą ultradźwiękową w 1966 i 1967 r. zostały ujawnione pęknięcia w innych rurach usytuowanych na tej linii.

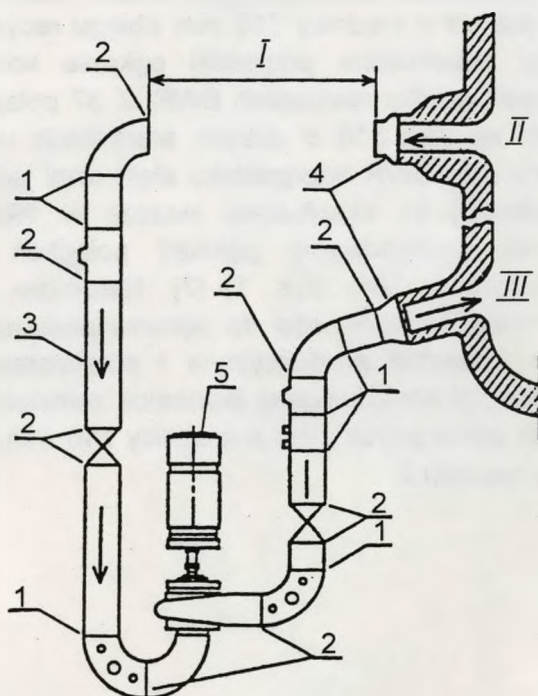
Jednak pierwszy poważny przypadek międzykrystalicznego pęknięcia korozyjnego złącza spawanego rury wystąpił w końcu 1974 r. i na początku 1975 r. W tym okresie zostały również wykryte 64 przypadki powstawania pęknięć korozyjnych w rurach o małych średnicach tzn. mniejszych niż 250 mm. Pękaniu ulegały połączenia spawane ze stali

304 w strefach sensybilizacji przy oddziaływaniu wody o wysokiej temperaturze zawierającej tlen. Wynikało to z tego, że w złączach spawanych działały wysokie naprężenia szczątkowe (spawalnicze), na które zostały nałożone dodatkowe naprężenia eksploatacyjne. W 1978 r. zaobserwowano po raz pierwszy międzykrystaliczne pękanie korozyjne rury o dużej średnicy 610 mm. Ten przypadek wykazał, jak poważnie powinien być traktowany problem pękania korozyjnego materiałów w układzie BWR. A ponieważ w rozpatrywanym przypadku wymiana rur obiegu recyrkulacyjnego obiegu jest operacją bardzo skomplikowaną, a ponadto poza pracą na materiałach napromieniowanych jest to proces bardzo pracochłonny i kosztowny. Wobec powyższego, przed wymianą uszkodzonych elementów niezbędne jest dokonanie dokładnej analizy przyczyn degradacji ich materiału oraz procesu jego pękania, jak również ustalenie miejsca występowania przecieków czynnika roboczego.

W 1982 r. w Stanach Zjednoczonych zostało ujawnione intensywne pękanie korozyjne rur o średnicy 710 mm obiegu recyrkulacyjnego, jak również zostały stwierdzone przypadki pękania korozyjnego rur o dużych średnicach w kilku reaktorach BWR. Z 37 połączeń spawanych rur wykonanych ze stali 316 o dużych średnicach układu recyrkulacyjnego reaktora typu BWR energobloku elektrowni jądrowej Nine Mile Point, wprowadzonej do eksploatacji jeszcze w 1969 r. ujawniono podczas kontroli występowanie pęknięć połączeń o charakterze międzykrystalicznym w 76% (rys. 1) [7]. Natomiast nie zauważono występowania różnic w skłonności do pękania pomiędzy połączeniami wykonanymi w zakładzie produkcyjnym i połączeniami wykonanymi podczas montażu. W kontrolowanej jednostce zainstalowano pięć pętli recyrkulacyjnych wykonanych z rur o średnicy 710 mm ze stali 316, jak to pokazano na rysunku 2.



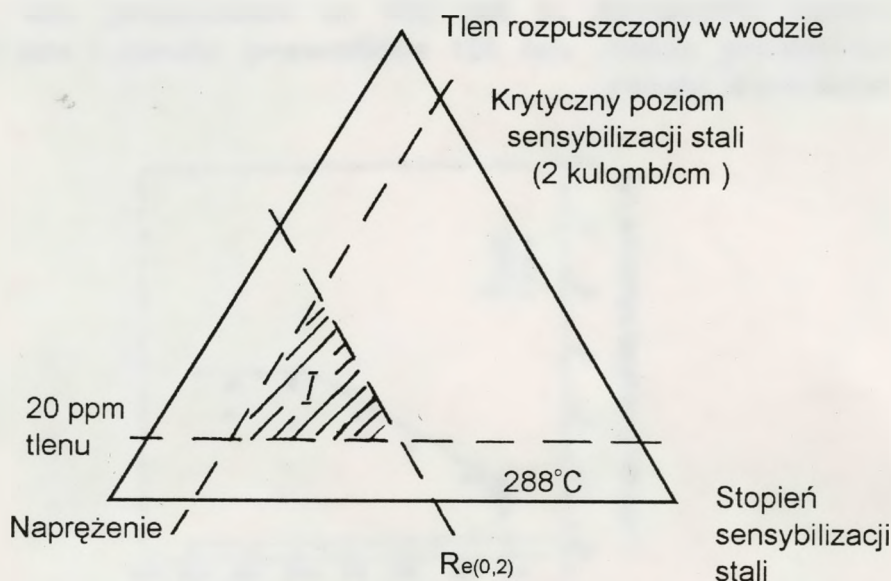
Rys.1. Transkryystaliczne pęknięcie występujące w SWC połączenia spawanego przewodu rurowego BWR wykonanego ze stali austenitycznej stabilizowanej gatunku 321 [5]



Rys.2. Schemat typowej pętli recyrkulacyjnej (Nine Mile Point Unit1):

1 – spoina wykonana w trakcie produkcji, 2 – spoina montażowa, 3 – rury o średnicy 710 mm wykonane ze stali 316, 4 – bezpiecznik rurowy, 5 – pompa recyrkulacyjna, I – dopasowywana linia, II – wylot wody, III – wlot wody

W wyniku przeprowadzonej serii badań laboratoryjnych, jak również po uwzględnieniu wyników analiz uszkodzeń wymienionych obiektów w warunkach eksploatacyjnych zostały ustalone czynniki, przy jednoczesnym oddziaływaniu których w rurach spawanych wykonanych ze stali 304 lub 316 zachodzi proces międzykrystalicznego pęknięcia korozyjnego (rys. 3) [7]. Stwierdzono również, że wartość naprężeń rozciągających występujących w SWC rur jest tym mniejsza, im większa jest ich średnica i grubość ścianki. Dlatego w warunkach eksploatacyjnych reaktorów typu BWR większa ilość pęknięć korozyjnych występuje zazwyczaj w połączeniach spawanych rur o mniejszych średnicach.



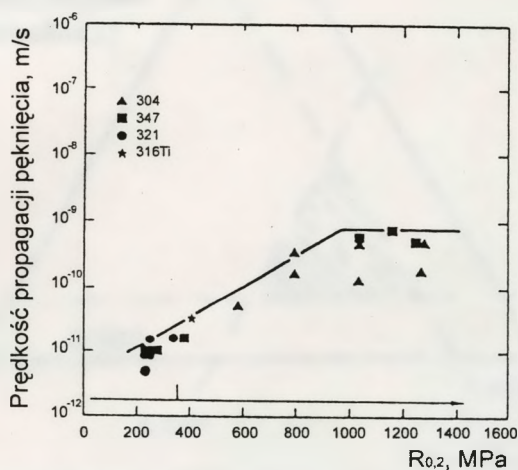
Rys.3. Schemat jednoczesnego oddziaływania głównych czynników, na skutek których zachodzi pęknięcie o charakterze międzykrystalicznym połączeń spawanych wykonanych ze stali 304 i 316
(I – strefa występowania pęknięcia międzykrystalicznego) [8]

Na podstawie uzyskanych danych odnośnie czynników powodujących pęknięcie korozyjne rozpatrywanych elementów reaktora typu BWR w szczególnych przypadkach stosowane są również różne środki zaradcze, jak to zostało wcześniej opisane.

Jednak według danych uzyskanych w ostatnich latach zaobserwowano pęknięcie o charakterze międzykrystalicznym w układach rurowych BWR stali austenitycznych niesensybilizowanych, takich jak np.

stale 321 i 347 [5]. Ten rodzaj pęknięcia może być znacznie zintensyfikowany na skutek napromieniowania radiacyjnego stali w okresie długoletniej eksploatacji.

Według danych eksperymentalnych prędkość propagacji pęknięć korozyjnych w stali pobranej z przewodu rurowego BWR, a będącej pod działaniem wody reaktorowej w temperaturze 288°C wynosi około 10^{-11} m/s, przy czym występuje wyraźna zależność prędkości pęknięcia od współczynnika intensywności naprężeń w zakresie od 20 do 70 MPa $\sqrt{m}$. Natomiast wpływ stopnia odkształcenia plastycznego okazuje się bardzo istotny, gdyż prędkość propagacji pęknięć może powiększać się nawet dwukrotnie (rys. 4) [5]. Autorzy wymienionego opracowania prowadzili eksperymenty na próbkach wykonanych ze stali 304 nie stabilizowanej, stali 347 stabilizowanej niobem, stali 321 stabilizowanej tytanem i stali 316Ti stabilizowanej tytanem.



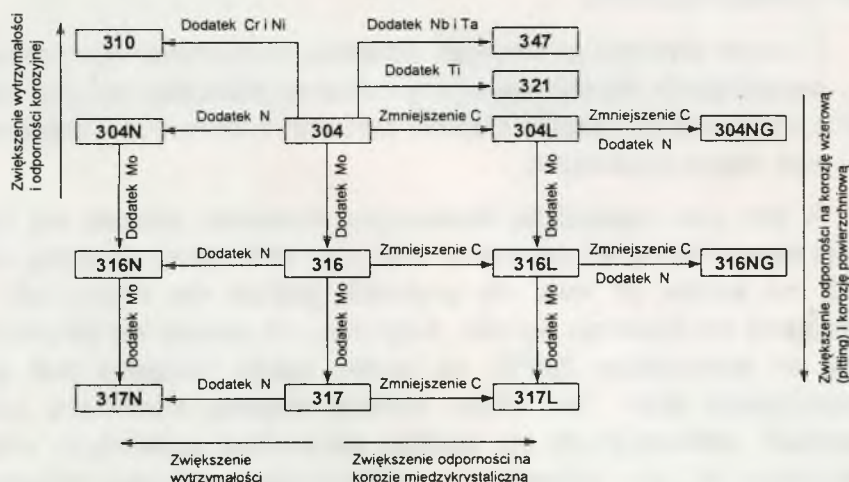
Rys.4. Zależność prędkości propagacji pęknięcia od stopnia odkształcenia stali austenitycznych niesensybilizowanych w wodzie obiegu reaktora typu BWR w temperaturze 288°C [5]

Transkrystaliczne pękanie korozyjne stali austenitycznych stabilizowanych w warunkach pracy reaktorach typu BWR zostało również zaobserwowane w elementach poddanych obróbce plastycznej na zimno, jak to np. wystąpiło w jednostkach Ringhals i Oskarshamn [6]. W tych przypadkach głównym czynnikiem przyspieszającym pękanie okazały się chlorki znajdujące się w wodzie reaktorowej. Należy jeszcze przypomnieć, że powstawanie pęknięć w przewodach rurowych i rurkach

o małych średnicach może zachodzić na skutek oddziaływania cyklicznej zmiany temperatury, chociaż ten rodzaj degradacji materiału występuje bardzo rzadko w elementach układów rurowych reaktora typu BWR. Pęknięcia na skutek oddziaływania cyklicznej zmiany naprężeń prawie zawsze mają charakter transkrystaliczny.

Oczywiste jest, że zasadniczym sposobem zwalczania procesu międzykrystalicznego pęknięcia korozyjnego jest wymiana elementów wykonanych ze stali 304 lub 316 skłonnych do pęknięcia przez zainstalowanie elementów wykonanych ze stali posiadających wyższą odporność na sensybilizację, jak to wykazują stale 316 i 304 Nuclear Grade, tzn. opracowane specjalnie dla techniki jądrowej (rys. 5). Z innych stosowanych materiałów dla wykonania wymienionych elementów skutecznie również eksploatowana jest stal 347 Nuclear Grade (rys. 5).

W stalach Nuclear Grade została obniżona maksymalna zawartość węgla do 0,02% wówczas, gdy w stalach zwykłej jakości wielkość ta wynosi 0,08%. Natomiast w stali „pośredniego” gatunku 304 L zawartość węgla jest nieco większa i wynosi 0,03%. Poza tym w stali 304 NG i 316 NG jako dodatek stopowy wprowadzono azot w ilości od 0,060 do 0,100% (rys. 5). Na skutek tego rodzaju modyfikacji uzyskano możliwość zmniejszenia w tych stalach zawartości węgla bez obniżenia ich wytrzymałości.



Rys.5. Schematyczne przedstawienie sposobów udoskonalania składu chemicznego stali chromowo-niklowej typu AISI 304 w celu zwiększenia jej odporności na korozję ogólną, korozję międzykrystaliczną oraz podwyższenie wytrzymałości

Inne podejście do zwalczania sensybilizacji stali chromowo-niklowych austenitycznych przyjęto w Niemczech i Japonii, które polega na stabilizowaniu ich drogą dodawania niobu. Przykładem takiego podejścia jest stal 347 o zawartości niobu $\geq 10\% \cdot C$. Według normy AISI stal ta zawiera niob i tantal w tym samym stosunku do zawartości węgla jak to podano dla tytanu.

Jak dotychczas ustalono, w warunkach pracy reaktora typu BWR elementów rurowych produkowanych ze stali gatunków NG ich okres niezawodnej eksploatacji jest o 50-100 razy dłuższy, niż stali 304 lub 316 zwykłej jakości. Warto również nadmienić, że dla trwałości obliczeniowej szeregu elementów rurowych w ciągu 40 lat w rozpatrywanych warunkach dostatecznym okazuje się osiągnięcie wartości tego wskaźnika około 20.

Jednak wszystkie austenityczne stale chromowo-niklowe i chromowo-niklowo-molibdowe są metastabilne i po procesie plastycznego odkształcenia na zimno ulegają zgniotowi, co z kolei powoduje ich skłonność do pękania korozyjnego o charakterze międzykrystalicznym. Ustalono, że decydującą rolę w procesie niszczenia elementów na skutek pękania wywierają domieszki znajdujące się w wodzie i parze, a dlatego nadzwyczaj ważne okazuje się utrzymywanie określonej jakości wody w układzie parowo-wodnym BWR z zachowaniem właściwych jej norm technologicznych.

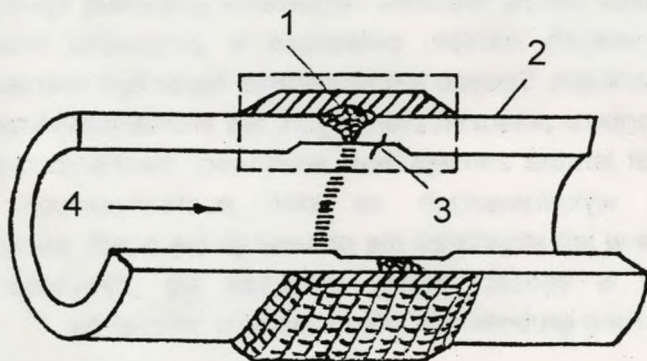
Z innych środków zaradczych odnośnie rozpatrywanego problemu, tzn. zapobiegania korozji międzykrystalicznej materiału rur, jest stosowanie odpowiedniej obróbki cieplnej zarówno materiału podstawowego, jak i jego złączy spawanych.

W tym celu najbardziej skutecznym procesem okazało się wyżarzanie elementów w temperaturze 1040 – 1150°C przez nie mniej niż 15 minut na każde 25 mm ich grubości, jednak nie dłużej niż 1 h niezależnie od przekroju wyrobu. Segmenty rur chłodzi się strumieniem wody do temperatury 205°C, na skutek czego osiągana jest dobra austenitizacja stali. Ten rodzaj obróbki cieplnej stosowany jest w zakładach produkcyjnych do obróbki elementów spawanych oraz w zależności od ich gabarytów i dokładności wymaga stosowania odpowiednich urządzeń i pomocy technologicznych.

Strefy połączeń spawanych rur, w których to podczas spawania zachodzi sensybilizacja struktury, mogą zostać chronione od skutków

tego procesu drogą napawania warstwy ochronnej tak od powierzchni zewnętrznej, jak również od czoła łączonych odcinków rur materiałem dwufazowym o austenityczno-ferrytycznej strukturze. Nawet przy zawartości w napawanym materiale około 8% ferrytu osiągany jest wysoki poziom odporności stali 308 i 308 L na pękanie międzykrystaliczne w środowisku imitującym wodę układu głównego reaktora typu BWR [4]. Dlatego jako materiał do napawania elementów rurowych ze stali chromowo-niklowych o strukturze austenitycznej zaleca się stosowanie stali 308 L.

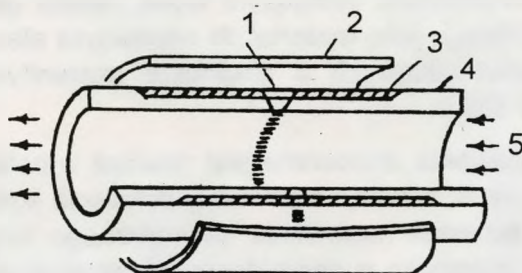
Metoda napawania stosowana jest również w celach remontowych elementów rurowych, w których powstały pęknięcia korozyjne. Na rys. 6 przedstawiono schemat napawania zewnętrznego rury z zapoczątkowaną szczeliną korozyjną o charakterze międzykrystalicznym. Do tego procesu również, jak i w przypadku platerowania, rur stosowany jest materiał spawalniczy, który posiada większą odporność na pękanie międzykrystaliczne. Na przykład gdy będzie napawany stop Inconel 182 (0,1% C, 59% Ni, 5,0-9,5% Mn, 10% Fe, 1% Si, 0,5% Cu, 13-17% Cr, 1% Ti, 1-2,5% Nb, 0,015% S, 0,030% P; $R_m=552$ MPa, $A=30\%$), zaleca się używanie jako drutu spawalniczego stop Inconel 82 (0,1% C, 67% Ni, 2,5-3,5% Mn, 3% Fe, 0,5% Si, 0,5% Cu, 18-22% Cr, 0,75% Ti, 2-3% Nb, 0,015% S, 0,030% P; $R_m=552$ MPa, $A=30\%$). Podczas przeprowadzania zabiegu napawania zespół rurowy chłodzony jest od powierzchni wewnętrznej w celu zapobiegania wystąpienia procesu sensybilizacji struktury w strefie przedłużonego przebywania materiału w temperaturach około 600 – 650°C.



Rys.6. Schemat napawania zewnętrznego (remontowego) w strefie złącza spawanego z pęknięciem:

1 – spoina montażowa, 2 – materiał podstawowy, 3 – pęknięcie, 4 – kierunek przepływu wody chłodzącej [4]

W celu uzyskania w warstwie wierzchniej położonej od wewnętrznej strony w strefie połączenia spawanego naprężeń ściskających, może być stosowane indukcyjne nagrzewanie tego miejsca od zewnątrz do około 400° przy jednoczesnym chłodzeniu go od strony wewnętrznej, jak to przedstawiono na rys. 7.

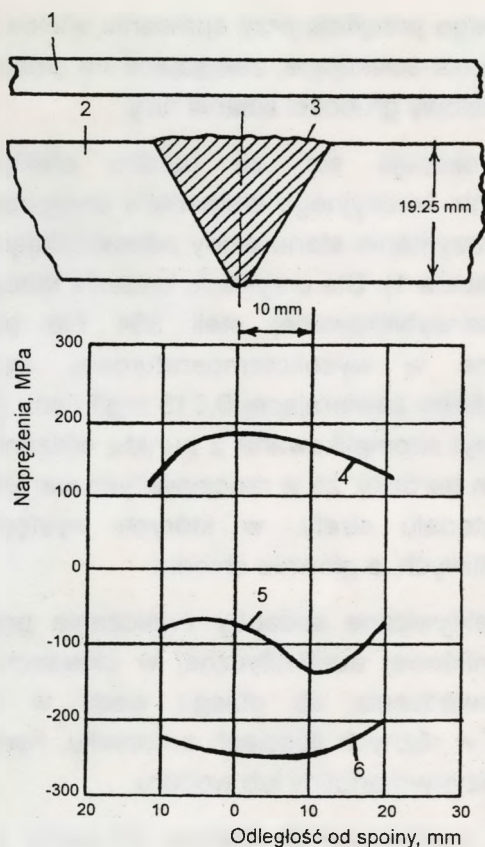


Rys.7. Schemat zastosowania nagrzewania indukcyjnego z chłodzeniem połączenia rurowego od strony wewnętrznej:

1 – spoina, 2 – induktor, 3 – SWC, 4 – rura, 5 – kierunek przepływu wody chłodzącej [4]

Na skutek różnicy w rozszerzalności materiału obu tych stref w warstwie wierzchniej od strony wewnętrznej połączenia spawanego powstają naprężenia ściskające lub też zostają one obniżone do poziomu bezpieczeństwa, w rezultacie czego niwelowana jest możliwość zapoczątkowania pęknięć korozyjnych podczas eksploatacji (rys. 8). Metoda ta skutecznie może być stosowana podczas montażu zespołów rurowych w elektrowniach lub zakładach produkcyjnych.

Chłodzenie przepływowe lub z natryskiem wody powinno przeprowadzać się po procesie napawania graniowej spoiny lub nawet dwóch pierwszych warstw, zwłaszcza w przypadku montażu rur o grubych ściankach. Sposób ten skutecznie może być również stosowany podczas montażu połączeń pionowych. Na skutek powyższego zabiegu nie zachodzi istotne zmniejszenie własności mechanicznych połączeń spawanych wykonywanych ze stali austenitycznych chromowo-niklowych, a w ich strukturze nie obserwuje się oznak sensybilizacji. Po tej obróbce w sposób istotny zwiększa się „żywoćność” połączeń spawanych rur o grubościach kilkudziesięciu milimetrów.



Rys.8. Rozkład naprężeń szczątkowych obwodowych w połączeniu spawanej rury wykonanej ze stali 304:

1 – induktor, 2 – ścianka rury spawanej, 3 – spoina, 4 – bez obróbki złącza spawanego, 5,6 – charakterystyczny rozkład naprężeń po nagrzewaniu indukcyjnym i chłodzeniu rury od wewnątrz [4]

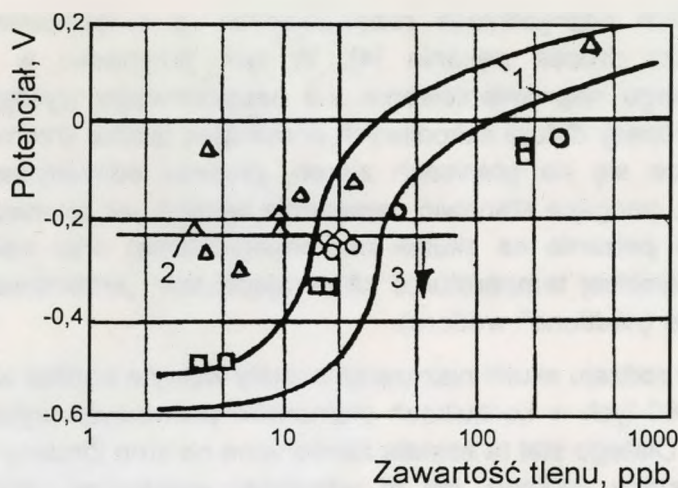
W wyniku badań laboratoryjnych stwierdzono, że próbki z pęknięciami o głębokości dochodzącej do 20% grubości ścianki mogą przetrwać 12 pełnych cykli nagrzewania ich do temperatury roboczej i chłodzenia. Oznacza to, że w rzeczywistych warunkach eksploatacji energobloku z reaktorem typu BWR połączenia te mogą przetrwać około 216 miesięcy [4]. Powyższy, lecz nieznacznie zmodyfikowany sposób obróbki cieplnej połączeń spawanych rur może zostać również skutecznie zastosowany do obróbki połączeń spawanych rur o niezbyt dużych grubościach ścianek. Można wnioskować z wyników badań, w których to zostało ustalone, że stosując intensywne chłodzenie od wewnętrznej powierzchni rury o niezbyt dużej grubości ścianki tylko

podczas końcowego przejścia przy spawaniu wielowarstwowym można osiągnąć naprężenia ściskające, zalegające na głębokości dochodzącej nawet do około połowy grubości ścianki rury.

Oczywiste okazuje się, że bardzo efektywnym sposobem zwalczania pękania korozyjnego elementów energobloków z reaktorami typu BWR jest utrzymanie stanu wody odpowiadającej normom jakości nośnika ciepła (tabela 1). Dla przykładu badania laboratoryjne wykazały, że nawet w sensybilizowanej stali 304 nie powstają pęknięcia międzykrystaliczne w wysokotemperaturowej wodzie o wysokiej czystości ($<0,3 \mu\text{S/cm}$) zawierającej $0,015 \text{ mg/l}$ tlenu [4]. Jednak metoda ta okazała się zbyt skomplikowana z punktu widzenia jej praktycznego zastosowania tym bardziej, że w rzeczywistych warunkach tworzą się na powierzchni materiału strefy, w których występuje zagęszczenie domieszek szkodliwych, a głównie chlorku.

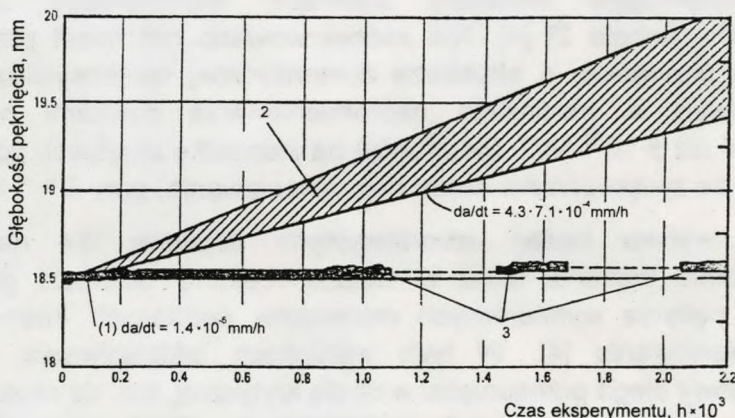
Jako perspektywiczne sposoby zwalczania pękania korozyjnego stali chromowo-niklowej austenitycznej w układach BWR uznaje się możliwość wprowadzenia do obiegu wody w celu zmniejszenia zawartości tlenu w różnych ilościach amoniaku, hydrazyny, amoniaku-hydrazyny, hydrazyny-morfoliny lub wodoru.

Na korzyść wprowadzenia wodoru do wody przemawiają także argumenty, że nie zachodzi prawie zmiana wartości pH_T wody, wodór nie jest toksyczny i korozyjno-aktywny i w minimalnym stopniu może zakłócić stabilność całego układu wodnego. Przeprowadzone w szerokim zakresie badania obejmujące próby na rurach o rzeczywistych wymiarach, badania na skłonność do pękania korozyjnego przy stałym obciążeniu w tym w warunkach polaryzacji, badania na wytrzymałość zmęczeniową, korozję i badania elektrochemiczne oraz wiele innych wykazuje, że na skutek wprowadzania do wody wodoru w postaci gazu można wyeliminować niektóre rodzaje uszkodzeń korozyjnych [4]. Jako przykład wyników przeprowadzonych badań w tym w warunkach eksploatacyjnych dla energobloku BWR, na rys. 9 i 10 przedstawiono niektóre zależności, które świadczą o korzyściach wymienionej metody zwalczania pękania korozyjnego stali typu 304.



Rys.9. Zależność wartości potencjału elektrodowego od zawartości tlenu w wodzie dla stali 304:

1 – krzywe otrzymane wg danych eksperymentalnych, 2 – wartość potencjału ochronnego, 3 – strefa nie występowania międzykrystalicznych pęknięć korozyjnych ($\square$, $\circ$, Δ – dane z trzech różnych elektrowni jądrowych)



Rys.10. Wyniki monitoringu propagacji pęknięć w stali 304 uzyskane dla energobloku Drezden-2 BWR (1, 3) i badań laboratoryjnych (2):

1 – z wprowadzeniem wodoru do wody, 2 – badania laboratoryjne z zawartością w wodzie 0,2 mg/l tlenu, 3 – stwierdzone dane, zarejestrowane za pośrednictwem aparatury kontrolnej

Dla elementów reaktorów typu BWR charakterystycznym jest występowanie procesu międzykrystalicznego pęknięcia korozyjnego elementów wewnętrznej instalacji, spotęgowane dodatkowym napromieniowaniem materiałów. Ten rodzaj pęknięcia może zachodzić nawet w materiałach o strukturze austenitycznej, niepoddanych sensybilizacji i

przy niskich naprężeniach rozciągających, a zwiększenie naprężeń przyspiesza proces pękania [4]. W tym przypadku w warunkach intensywnego napromieniowania γ i neutronowego występują jednocześnie procesy dyfuzji szkodliwych domieszek (siarki, krzemu i fosforu), objawiające się na granicach ziaren, procesy oddziaływania niskich naprężeń, (mogące stanowić naprężenia własne, jak również wywołane procesem pełzania na skutek napromieniowania) oraz oddziaływanie wody o wysokiej temperaturze zawierającej tzw. „krótkotrwałe” związki utleniające (nadtlenek wodoru).

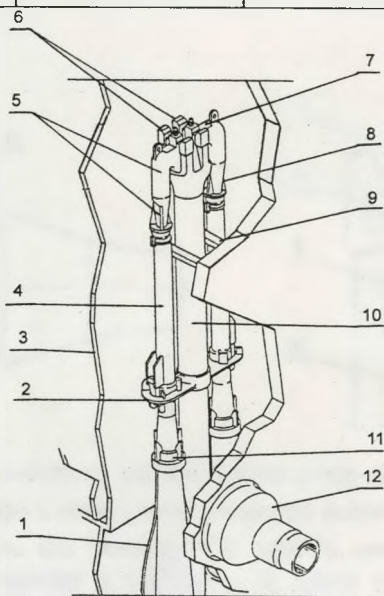
Tego rodzaju skutki niszczenia zostały wykryte bardzo wcześnie już w latach 60-tych w koszulkach elementów paliwowych wykonanych ze stali 304. Dlatego stal ta została zamieniona na stop Zircaloy-2 i w chwili obecnej stopy cyrkonu, jak to wcześniej wyjaśniono, skutecznie są stosowane na tego rodzaju elementy. Poza tym tzw. międzykryształicznemu pękaniu korozyjnemu ulegało szereg innych elementów BWR wykonanych ze stabilizowanej stali 304, a głównie były to: uchwyty elementów paliwowych, płytki (pręty) pochłaniające układu sterowania, rury utrzymujące detektory wewnątrz reaktorowego strumienia neutronów (tabela 2) [4]. Nie zaobserwowano natomiast przypadków pękania materiałów o strukturze austenitycznej niesensybilizowanych, pracujących w warunkach napromieniowania dawkami neutronów niższymi niż $5 \cdot 10^{20}$ NVT (neutronów na jednostkę objętości, powiększającą się ze zwiększeniem czasu napromieniowania) przy $E > 1$ MeV.

W wyniku badań laboratoryjnych ustalono, że na skutek zwiększenia stężenia tlenu w wodzie reaktora zachodzi gwałtowny proces pękania wymienionych materiałów poddanych intensywnemu napromieniowaniu [4]. W tych warunkach oddziaływania potencjał elektrodowy ulega przesunięciu w strefę krytyczną, tzn. do około 250 mV (rys. 9). Natomiast potencjał powierzchni rur układu recyrkulacyjnego reaktora typu BWR (rys. 11) odpowiada stanowi stabilnej pasywności (około 30 mV). W przypadku wprowadzania wodoru w postaci gazowej do wody obiegu reaktora typu BWR następuje zachowanie stanu stałej pasywności wszystkich powierzchni elementów zainstalowanych w jego wnętrzu i dlatego ten zabieg uważa się za bardzo skutecznie zwalczający powstawanie procesu pękania korozyjnego niesensybilizowanej stali o strukturze austenitycznej w warunkach intensywnego napromieniowania.

Tabela 2

Elementy wykonane ze stali o strukturze austenitycznej niesensybilizowanej, zainstalowane wewnątrz reaktora typu BWR, ulegające pękaniu korozyjnemu w warunkach napromieniowania

Rodzaj elementu	Dawka neutronów n/cm^2	Rodzaj źródła naprężeń
Koszulki elementów paliwowych	$5 \cdot 10^{20} \div 2 \cdot 10^{21}$	Technologiczne, na skutek oddziaływania wsadu paliwa
Uchwyty elementów paliwowych	$10^{21} \div 10^{22}$	Spawalnicze, na skutek pęcznienia berylu przy zapoczątkowywaniu szczelin
Płytki (pręty) pochłaniające układu sterowania	$5 \cdot 10^{20} \div 3 \cdot 10^{21}$	Pęcznienie B_4C
Rury utrzymujące detektory wewnątrz reaktorowego strumienia neutronów	$10^{21} \div 10^{22}$	Technologiczne



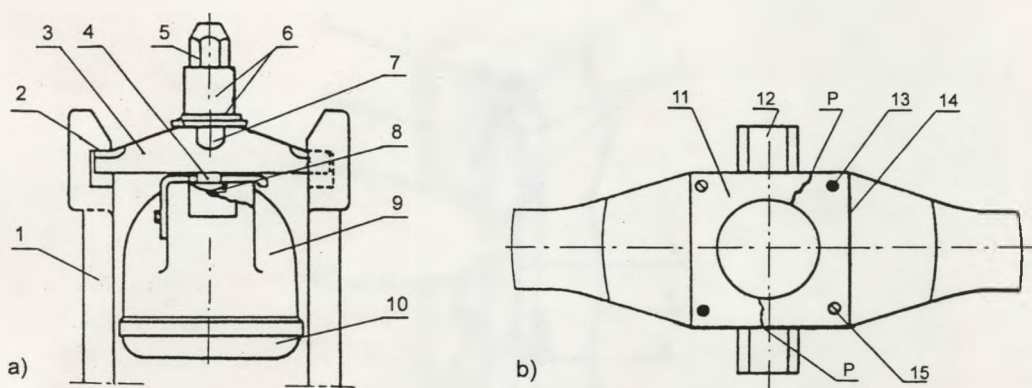
Rys.11. Zespół pompy strumieniowej:

1 – obieg pomiaru przepływu (połączenie strefy dolnego strumienia – połączenie przesuwne), 2 – wspornik ograniczający, 3 – ścianka ekranu, 4 – mieszalnik, 5 – kolanko dyszy wygięte o 180° , 6 – przejściowe łączniki, 7 – belka pompy strumieniowej, 8 – strumień zasilający, 9 – belka poprzeczna podtrzymująca, 10 – stojak, 11 – połączenie przesuwne dyfuzora, 12 – dysza wlotowa obiegu recyrkulacyjnego

Również skutecznym w tym zakresie środkiem zaradczym jest zastosowanie stali o strukturze austenitycznej zawierającej bardzo małe ilości domieszek siarki, fosforu i krzemu. Przykładowo w warunkach pracy koszulek elementów paliwowych reaktora typu BWR elektrowni La

Crosse stal 348 o wysokiej czystości wykazała się istotną przewagą w porównaniu ze stalą produkowaną wg wymagań normalizacyjnych przewidzianych dla tego materiału [4].

Należy jednak nadmienić, że w warunkach wysokich obciążeń mechanicznych nawet wysokojakościowe specjalne stopy austenityczne mogą ulegać pękaniu korozyjnemu w wodzie obiegu BWR. Przykładem może być międzykrystaliczne pęknięcie korozyjne belki wykonanej ze stopu Inconel X-750 ($0,08\%C_{\max}$, $Ni \geq 70\%$, $14-17\%Cr$, $5-9\%Fe$, $Cu \leq 0,5\%$, $Co \leq 0,2\%$, $4\%Mo$, $2,5\%Ti$, $1\%(Nb+Ta)$, $1\%Al$, $Mn \leq 1\%$, $Si \leq 0,5\%$, $0,007\%P_{\max}$, $S \leq 0,01\%$) zespołu pompy strumieniowej zainstalowanej w układzie recyrkulacyjnym reaktora typu BWR (rys. 11, 12) [4]. Stop Inconel X-750 został poddany następującym zabiegom obróbki cieplnej: wygrzewanie w temperaturze $885^{\circ}C$ przez okres 24 h i starzenie w temperaturze $705^{\circ}C$ przez 20 h.



Rys.12. Podstawowy, górny zespół pompy strumieniowej w układzie belka-śruba (a) i widok od górnej strony belki z pęknięciami (b):

1 – element przejściowy układu, 2 – gniazdo dla ustalenia belki, 3 – belka, 4 – śruba, 5 – główka śruby, 6 – ustalacz z zabezpieczającą płytą, 7 – czop zawieszający obrotowej belki, 8 – wkładka kulista, 9 – kolanko dyszy wygięte pod kątem 180° , 10 – powierzchnia wlotowa uszczelnienia miksera, 11 – gwintowany otwór, 12 – czop zawieszający obrotowej, 13 – kołek, 14 – płyta ustalająca, 15 – wkręt, P – pęknięcie

W przypadku poprzedniej konstrukcji pomp poziom naprężeń rozciągających w miejscach powstawania pęknięć (rys. 12) osiągał 593 MPa, tzn. nieznacznie był niższy od R_m stopu Inconel X-750 w temperaturze roboczej.

W celu zwalczania pęknięcia korozyjnego belki pompy strumieniowej dokonano modernizacji konstrukcji, na skutek czego maksymalne

naprężenia nie mogły przekraczać 496 MPa. Mimo tych zmian zaleca się stosowanie procesu wyżarzania belki ze stopu Inconel X-750 przez 1 h w temperaturze 1095°C z następnym wygrzewaniem w temperaturze 705°C przez 20 h, co w istotny sposób zwiększa odporność tego stopu na pękanie korozyjne w wodzie o wysokiej temperaturze, zawierającej podwyższoną domieszkę tlenu.

Mimo, że stopy austenityczne na podstawie niklu, w tym stop Inconel X-750, wykazują bardzo wysoką odporność na korozję powierzchniową w środowiskach energetyki jądrowej, to jednak w szczególnych warunkach są one skłonne do wszelkiego rodzaju lokalnych rodzajów korozyjnych uszkodzeń, np. do pękania korozyjnego, zmęczenia korozyjnego, pękania wodorowego, oraz do niszczenia z jednoczesnym występowaniem tego rodzaju procesów o różnej ich intensywności.

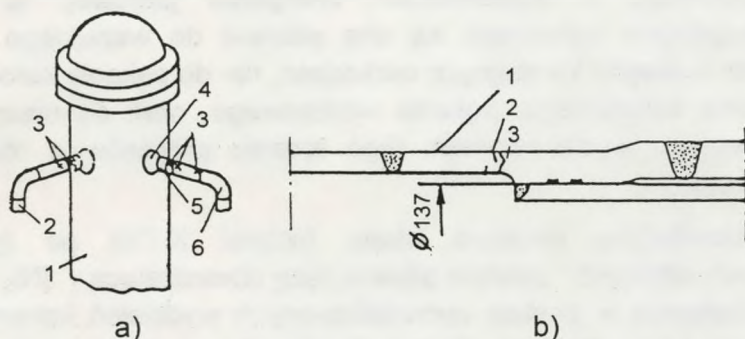
Austenityczna struktura stopu Inconel X-750 po typowych obróbkach cieplnych^{*)} zawiera głównie fazę utwardzającą γ' [$\text{Ni}_3(\text{Al}, \text{Ti})$], która występuje w postaci uporządkowanych wydzieliń koherencyjnie powiązanych ze strukturą główną. Do innych, występujących ważnych faz zalicza się węglikoazotki (Ti, Nb) (C, N), węgliki Cr_{23}C_6 i fazę η (Ni_3Ti).

Zwykle w procesach pękania korozyjnego, jak również zmęczenia korozyjnego w środowisku wodnym o temperaturze 25-288°C elementów wykonanych ze stopu Inconel X-750, występuje przeważnie kruchość wodorowa w temperaturach niższych niż 200°C, a w temperaturach wyższych przeważa proces lokalnego anodowego rozpuszczania aktywnych mikrostref (mikroobiętości stopu). Jednak w rozpatrywanych warunkach wódór w postaci protonów powstaje głównie na skutek lokalnych procesów elektrochemicznego rozpuszczania metalu, a po rozładowaniu (tzn. w tym procesie występuje jako depolaryzator) w postaci atomów jest absorbowany w stopie.

Poważne kłopoty technologiczne, a jeszcze większe eksploatacyjne, nastroją połączenia spawane króćców wlotowego i wylotowego korpusów reaktorów wykonanych ze stali perlitycznych i platerowanych z

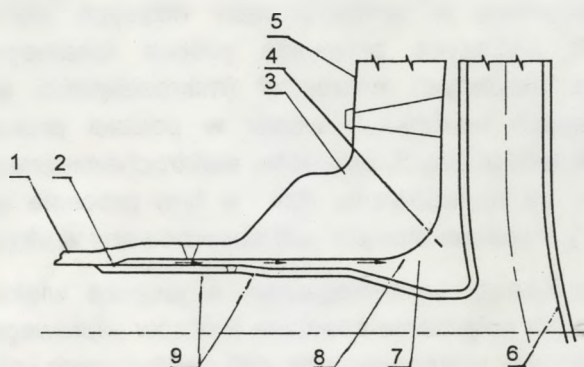
^{*)} Rodzaje obróbki cieplnej półfabrykatu walcowanego na gorąco:
1) 885°C, 24 h, chłodzenie w powietrzu + 704°C, 20 h, chłodzenie w powietrzu,
2) 1093°C, 1 h, chłodzenie w powietrzu + 704°C, 20 h, chłodzenie w powietrzu

przewodami rurowymi wykonanymi ze stali odpornej na korozję. Uszkodzenia tych elementów obserwowane są głównie w reaktorach typu BWR. Pęknięcia w miejscach tych połączeń, występujące głównie w strefach gdzie zachodzi sensybilizacja stali 304 rury ochronnej, zostały wykryte np. w reaktorach „Drezden” i „Fukushima-1” typu BWR (rys. 13) [3]. Natomiast w strefie występowania zmiennych naprężeń cieplnych w połączeniu spawanym króćców doprowadzających wodę zasilającą w reaktorach BWR stwierdzono pęknięcia zmęczeniowo-korozyjne (rys. 13 i 14) [3].



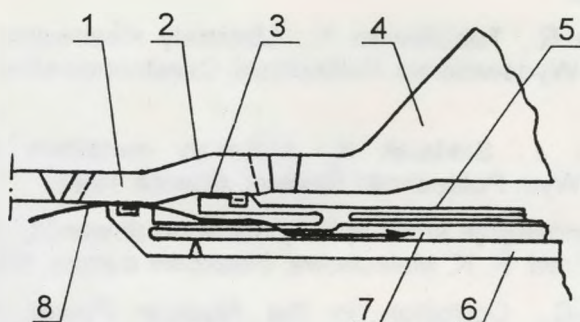
Rys.13. Miejsca powstawania pęknięć:

a) w reaktorze „Drezden” i „Fukushima-1” (1 – korpus reaktora, 2 – pętla A, 3 – miejsca powstawania pęknięć, 4 – króciec, 5 – rura ochronna, 6 – pętla B);
b) w rurze ochronnej (przekrój połączenia) (1 – rura ochronna wykonana ze stali 304, która doznaje tzw. nagrzewania prowokującego, 2 – pęknięcia, 3 – miejsce powstawania pęknięć)



Rys.14. Schemat zespołu doprowadzenia wody zasilającej:

1 – rura ochronna, 2 – połączenie przesuwne, 3 – króciec, 4 – opadowy przewód pierścieniowy reaktora, 5 – ścianka korpusu reaktora, 6 – urządzenie rozpylania, 7 – strefa wysokocyklicznej zmiany temperatury i powstawania pęknięć, 8 – strefa przecieków, 9 – tzw. tuleja termokompensacyjna



Rys.15. Schemat zespołu doprowadzenia wody zasilającej zmodernizowany w celu wyeliminowania procesu zmęczenia korozyjnego:

1 – połączenie ruchome, 2 – rura ochronna, 3 – króciec wody zasilającej pasowany na wcisk, 4 – króciec reaktora, 5 – zewnętrzna tulejka termokompensacyjna, 6 – wewnętrzna tulejka kompensacyjna, 7 – środkowa tulejka kompensacyjna

Chociaż w większości przypadków uszkodzenia na skutek międzykrystalicznego pęknięcia i zmęczenia korozyjnego obserwowane są w reaktorach typu BWR, prawidłowemu i niezawodnemu łączeniu wymienionych elementów poświęca się szczególną uwagę również w reaktorach typu PWR.

LITERATURA

1. Melechow R., Tubielewicz K.: Materiały stosowane w energetyce jądrowej. Wydawnictwo Politechniki Częstochowskiej, Częstochowa 2002.
2. Adamczyk J., Szklarek K.: Materiały metalowe dla energetyki jądrowej. Wyd. Politechniki Śląskiej, Gliwice 1992.
3. Korroзионностойкие стали и сплавы для оборудования и трубопроводов AES. Pod red. R. K. Melechowa. Naukowa dumka, Kijew 1983.
4. Danko J.C.: Corrosion in the Nuclear Power Industry. ASM Handbook, Vol. 13. Corrosion ASM International Material Park 1987, 927-959.
5. Speidel O., Magdowski R.: Environmental Degradation Assessment and Life Prediction of Nuclear Piping Made of Stabilized Austenite Stainless Steels. Proc. of Int. Symp. on Plant Aging and Life Predictions of Corrodible Structures (15-18 May 1995, Sapporo, Japan), 1995, 951-955.
6. Tähtinen S., Hänninen H., and Trolle M.: Stress Corrosion Cracking of Cold Worked Austenitic Stainless Steel Pipes in BWR Reactor Water. Proc. of Sixth Intern. Symp. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors (Aug. 1993, San Diego, USA), TMS 1993, 265-275.
7. Danko J.C.: Stress Corrosion Cracking and Corrosion Fatigue in Reactor Coolant Piping. ASM Handbook, Vol. 13 Corrosion. ASM International Material Park 1997, 223-265.
8. O'Neill A.S., Hall J.F.: Boric Acid Corrosion of Carbon and Low-Alloy Steel Pressure-Boundary Components in PWRs. Topical Report, Research Project 2006-18, Electric Power Research Institute, Palo Alto, CA, EPRI NP-5985, 1988.
9. Tubielewicz K., Melechow R., Degradacje stali Cr- Mo- V i Cr-Ni rur przegrzewaczy pary kotłów wysokoprężnych. II Sympozjum "Wybrane problem projektowania procesów technologicznych" Wyd. Politechniki Gdańskiej 2004. s. 137-146.
10. Melechow R., Tubielewicz K., Stodolnik B., Degradacja materiałów, zespołów i przewodów rurowych pierwotnego obiegu bloków elektrowni jądrowych. IV Konferencja ENERGY IN SCIENCE AND INDUSTRY. Suwałki 2003, Wyd. Politechniki białostockiej 2005, s. 219- 229.

6. PODSUMOWANIE

Realizacja zadań związanych z rozwojem energetyki jądrowej w Polsce w tym z budową i uruchomieniem pierwszej elektrowni jądrowej wymaga podjęcia szeregu zadań polegających na realizacji specjalnych programów informacyjnych, edukacyjnych, szkoleniowych, skierowanych do społeczności lokalnych i środowisk opiniotwórczych.

Polska energetyka ma niewiele czasu na zmiany i wprowadzenie programów dostosowawczych do Unii Europejskiej. W pierwszej części dokonano analizy kosztów i zapotrzebowania na energię w naszym kraju.

Przedstawiono zasady typy i konstrukcje elektrowni jądrowych – urządzeń, przewodów rurowych i innych elementów konstrukcyjnych. Możliwości podwyższenia niezawodności stosowanych dla ich wykonania materiałów przy jednoczesnym zwiększaniu obciążeń jednostkowych, co stawia wysokie wymagania produkcji materiałów i półprefabrykatów.

Pokazano układy technologiczne oraz zasady pracy reaktorów. Wskazano przyczyny powstawania i zwalczania pękania korozyjnego elementów sterowania. Przedstawiono rodzaje degradacji elementów i uszkodzeń obciążonych elementów ruchomych połączonych ze sterowaniem.

Osobnym problemem jest prawidłowe ustalenie (obliczenie) zalecanych współczynników bezpieczeństwa poszczególnych urządzeń, zwłaszcza tych poddawanych promieniowaniu – ustalenie kryteriów bezpieczeństwa.

WŁAŚCIWOŚCI I WYTRZYMAŁOŚĆ EKSPLOATACYJNA MATERIAŁÓW I URZĄDZEŃ DLA ENERGETYKI JĄDROWEJ

Streszczenie

W pierwszej części monografii omówiono zasady konstrukcji, warunki pracy stosowanych urządzeń przewodów rurowych energobloków, elektrowni jądrowych z reaktorami wodno-ciśnieniowego i wodno wrzącego, jak również zasady doboru materiałów konstrukcyjnych do wykonania elementów i zespołów ulegających degradacji i uszkodzeniom wskutek czynników mechanicznych, zmęczeniowych, korozyjnych, ciepłych oraz napromieniowania neutronowego.

Określono przyczyny degradacji materiałów i charakterystyczne uszkodzenia elementów konstrukcyjnych występujących w warunkach pracy reaktorów, przewodów rurowych, wytwornic pary, turbin parowych, turbo generatorów, jak również urządzeń pomocniczych i kontrolnych. Przedstawiono również dane uzyskane z doświadczeń przemysłowych dotyczące degradacji materiałów i szczególnych przypadków uszkodzeń szeregu elementów i zespołów urządzeń elektrowni jądrowych.

OPERATIONAL PROPERTIES AND LIFE OF MATERIALS AND EQUIPMENT FOR NUCLEAR POWER INDUSTRY

Abstract

In the first part of the monograph design principles, operational condition of used equipment, pipes, power blocks in nuclear power stations with pressurized water and boiling water reactors as well as principles of selection of materials for the components and assemblies that can be worn out or damaged in a result of action of mechanical, fatigue, thermal, corrosive factors and in a result of neutron radiation were given.

Reasons of material degradation and typical failures of design components that can be found during operation of reactors, pipes, steam generators, steam turbines or turbo generators as well as auxiliary and control equipment were specified. Also data collected from industrial operational experience as regards degradation of material and special cases of failures and damages of nuclear power plant assemblies and components were presented.

ISBN: 978-83-60708-40-8