



USZKODZENIA RADIACYJNE MATERIAŁÓW KONSTRUKCYJNYCH STOSOWANYCH NA ZBIORNIKI REAKTORÓW ENERGETYCZNYCH LEKKOWODNYCH TYPU WWER PO 40-LETNIEJ EKSPLOATACJI

ANDRZEJ HOFMAN, TADEUSZ WAGNER

LBM IEA, Świerk

W referacie przedstawiono w skrócie wpływ uszkodzeń radiacyjnych materiałów na ich własności. Opisano skrótowo rodzaje możliwych uszkodzeń. Na przykładzie danych eksploatacyjnych ciśnieniowych reaktorów lekkowodnych typu WWER opisano wpływ uszkodzeń na własności materiałów zbiornikowych, występowanie tzw. kruchości radiacyjnej oraz sposób regeneracji własności eksploatacyjnych metodą wyżarzania.

1. WSTĘP

Szeroki i intensywny rozwój energetyki jądrowej w wielu krajach postawił na pierwszym planie zagadnienia bezpieczeństwa i niezawodności jądrowych urządzeń energetycznych oraz ich ekonomiczność i czystość ekologiczną. Jednym z podstawowych warunków rozwiązania tych zagadnień jest zastosowanie odpowiednich materiałów (paliwowych, konstrukcyjnych, pochłaniających i innych) odpowiadających niezbędnym wymaganiom. Od momentu powstania energetyki jądrowej, tj. od rozpoczęcia eksploatacji elektrowni jądrowych na skalę przemysłową (połowa lat 60-tych) prowadzone są w wielu krajach liczne badania materiałów stosowanych w energetyce jądrowej. Celem tych badań jest udoskonalenie istniejących i poszukiwanie nowych materiałów dla energetycznych urządzeń jądrowych i zakładów jądrowego cyklu paliwowego.

Doświadczenia z eksploatacji pokazują, że mimo zwiększania zakresu prac eksperymentalnych, przyjęty dotychczas zakres badań w stopniu niedostatecznym ocenia odporność elementów konstrukcyjnych urządzeń (wyrobów) na zniszczenie w toku ich pracy. Znane są liczne przypadki wcześniejszych uszkodzeń mimo, że zastosowane materiały odpowiadały wszystkim zakładanym wymaganiom [1]. W szeregu przypadków przyczyną uszkodzeń były odstępstwa od technologicznych procesów metalurgicznych przy wyrobie półfabrykatów. Inną bardzo ważną przyczyną uszkodzeń mogą być odstępstwa od wymaganych warunków eksploatacji. Np. w wyniku przecieków woda spada na powierzchnię rur z austenitycznych stali chromowo-niklowych i paruje w miejscu kontaktu. Nawet w przypadku chemicznie czystej wody na powierzchni rur gromadzą się chlorki, co może spowodować intensyfikację procesu korozyjnego pęknięcia rur.

Przy przeładunkach strefy aktywnej i w czasie przerw w pracy reaktora zmienia się i obniża wskaźnik pH wody (średnio do $\text{pH}=7$) z powodu podwyższenia koncentracji kwasu borowego; co przyspiesza korozję urządzeń wykonanych ze stali perlitycznych [2]. Produkty korozji przenoszone przez strumień ośrodka chłodzącego powodują kolejne przykre następstwa: pogarszają stan radiacyjny całego obiegu, co utrudnia obsługę i remont urządzeń oraz pogarszają warunki oddawania ciepła przez elementy paliwowe spowodowane odkładaniem się na ich powierzchni osadów z produktów korozji. Może to wywołać wrzenie przy ściankach koszulek elementów paliwowych i w efekcie korozyjne pęknięcie koszulek i

utratę hermetyczności elementów paliwowych. Możliwość gromadzenia się chlorków pod warstwą osadów jeszcze bardziej zwiększa prawdopodobieństwo pęknięcia korozyjnego.

Wyniki badań eksperymentalnych i doświadczenia z eksploatacji reaktorów wykazały, że najbardziej szkodliwy wpływ na materiały strefy aktywnej reaktora ma promieniowanie neutronowe. Napromienienie neutronami zmienia własności jądrowe, fizyczne, cieplne i mechaniczne materiałów. Szczególnie istotny jest wpływ promieniowania neutronowego na mechaniczne własności materiałów (własności wytrzymałościowe, plastyczność, twardość, wytrzymałość na pęczanie, wytrzymałość zmęczeniową, kruchość i inne), dotyczą one bowiem najważniejszych z punktu widzenia bezpieczeństwa elementów reaktora, a mianowicie elementów paliwowych i materiałów zbiornika reaktora. W przypadku materiałów zbiornika bardzo ważną jest kruchość radiacyjna określana temperaturą przejścia w stan kruchy, określana na podstawie prób uderzeniowych – napromienienie przesuwa tą temperaturę w stronę temperatur wyższych.

W referacie przedstawiono informacje o wpływie promieniowania neutronowego na stale, z których wykonane są zbiorniki ciśnieniowe reaktorów wodno-ciśnieniowych typu PWR (radzieckie reaktory WWER), zebrane w ciągu 40 lat badań i eksploatacji.

2. USZKODZENIA RADIACYJNE STALI STOSOWANYCH NA CIŚNIENIOWE ZBIORNIKI JĄDROWYCH REAKTORÓW WODNYCH

Robocze środowisko w strefie aktywnej reaktora jądrowego charakteryzuje intensywny strumień promieniowania jądrowego w wysokiej temperaturze. Promieniowanie jądrowe w reaktorze składa się z promieniowania α , β i γ , strumienia neutronów i produktów rozpadu. Promieniowania β i γ wykazują mały wpływ na własności materiałów. Natomiast ciężkie cząstki - neutrony, cząstki α i produkty rozpadu padając na ciało stałe oddziałują na jego atomy, w wyniku czego następują: wzbudzenia elektronów i jonizacja atomów, sprężyste i niesprężyste zderzenia oraz wzbudzenia elektronowych i atomowych podsystemów.

Zmiana własności jądrowych, fizycznych, cieplnych, chemicznych i mechanicznych materiałów reaktorowych pod wpływem intensywnego promieniowania nazywa się uszkodzeniem radiacyjnym.

Z punktu widzenia uszkodzeń radiacyjnych najbardziej istotne są procesy sprężystego oddziaływania, powodujące: po pierwsze - przemieszczenia atomów sieci krystalicznej, i po drugie - reakcje jądrowe, w wyniku których w napromieniowanych materiałach powstają nowe domieszki, różniące się właściwościami i liczbami masowymi od atomów podstawowego materiału. Atomy wybite ze swojego położenia w sieci krystalicznej (pierwotnie wybite atomy - PWA), które w wyniku zderzenia z szybką cząstką otrzymały wystarczającą energię E , znacznie przewyższającą energię progową przemieszczenia E_d , będą poruszały się przez sieć krystaliczną powodując wybicia kolejnych atomów. W wyniku tego typu zderzeń powstają kaskady przemieszczonych atomów. Liczba przemieszczeń n_d zapoczątkowana przez PW A jest w przybliżeniu proporcjonalna do ich energii i dla typowej kaskady ma wartość około 100. Nie jest więc niespodzianką, że promieniowanie jądrowe powoduje znaczne zmiany we własnościach materiałów podczas planowanego okresu eksploatacji [3].

Przy sprężystych zderzeniach neutronów prędkich z atomami sieci krystalicznej powstaje całe spektrum defektów radiacyjnych. W przypadku materiałów stosowanych na zbiorniki ciśnieniowe będą to: proste pary Frenkla (wakans plus atom międzywęzłowy), skupiska wakansów, pętle dyslokacji, mikropory, segregacja atomów zanieczyszczeń (P, Pb.

Sn, As) na nieprawidłowościach sieci krystalicznej takich jak dyslokacje, granice ziarn itp., oraz oddziaływania defektów z atomami zanieczyszczeń (P, C, N) i gromadzenie się nowych atomów powstałych w wyniku reakcji jądrowych.

Praktycznie we wszystkich krajach, gdzie eksploatuje się elektrownie jądrowe z reaktorami lekkowodnymi, prowadzi się badania oddziaływania promieniowania neutronowego na zmiany własności stali ferrytyczno-perlitycznych, z których wykonane są zbiorniki ciśnieniowe reaktorów. Jest to w pełni zrozumiałe, ponieważ uszkodzenie zbiornika reaktora może doprowadzić do katastrofy ekologicznej.

Tradycyjne parametry określające warunki napromieniania (strumień neutronów, fluencja, ilość przemieszczeń na atom - dpa, temperatura, oddziaływanie ośrodka chłodzącego) okazały się niewystarczające, ponieważ przy przedłużanym okresie eksploatacji zbiorników reaktorów występuje nieuwzględniane zjawisko starzenia materiałów. Tak więc przy analizie nagromadzonych informacji na temat radiacyjnego uszkodzenia stali należy uwzględniać czynnik czasu.

Problem ten najwyraźniej zaczął być obserwowany na początku lat 1980-tych, kiedy zauważono że złącza spawane w zbiornikach reaktorów wodnych stawały się kruche o wiele wcześniej niż zakładano. W wyniku przeprowadzonych badań otrzymano podstawowe zależności kruchości radiacyjnej od fluencji neutronów, temperatury i zawartości zanieczyszczeń. Opracowano dokumenty normatywne uwzględniające wpływ promieniowania jądrowego na wytrzymałość materiałów [4]. Zbadano również możliwość przywrócenia własności początkowych materiałów zbiornika metodą wyżarzania. Na tej podstawie w drugiej połowie lat osiemdziesiątych ub.w. na przykład przeprowadzono, z dużym powodzeniem, wyżarzanie praktycznie wszystkich zbiorników reaktorów WWER-440/230, w rezultacie czego wydłużono znacznie czas ich eksploatacji. Również w tym samym okresie rozpoczęto realizację bardzo ważnych programów badawczych materiałów zbiornikowych.

Po raz pierwszy stwierdzono, badając materiały ze zbiornika I. Bloku elektrowni w Woroneżu, że materiał zarówno w złączy spawanych, jak i materiał rodzimy zbiornika stał się kruchy wyraźnie szybciej niż obserwowano to w materiałach tzw. "próbek świadków".

Bardzo ważnym etapem w rozwoju prac nad badaniem kruchości materiałów zbiorników reaktorowych stały się badania próbek pobranych ze zbiorników z II, III i IV -go bloków elektrowni w Woroneżu i z n bloku w elektrowni jądrowej Kozłoduj - Bułgaria.

Badania te pozwoliły porównać rzeczywiste własności materiału zbiornika z własnościami prognozowanymi na podstawie statystycznej analizy wyników badań próbek świadków. Porównania te nie dały jednak jednoznacznej odpowiedzi czy rzeczywiste własności odpowiadają prognozowanym. W wielu przypadkach eksperymentalnie określona kruchość okazywała się większa niż prognozowana.

W ostatnich latach otrzymano szereg wyników badań nie pasujących do uzyskiwanych dotychczas. Można zaliczyć do nich wzrost prędkości powstawania kruchości (kruchość wtórna) po długim okresie pracy. Wyniki te wykazują wyraźne odchylenia od zależności przedstawionych w dokumentach normatywnych [4]. Przesunięcie temperatury przejścia w stan kruchy okazało się kilka razy większe w stosunku do tego samego materiału badanego w reaktorze badawczym, przy zbliżonej fluencji, lecz uzyskanej w krótkim czasie.

Wszystkie przytoczone wyżej dane zmuszają do zastanowienia się, czy istniejące wiadomości o kinetyce procesu pojawiania się kruchości odpowiadają rzeczywistej kinetyce długo eksploatowanych zbiorników reaktorowych. Inaczej mówiąc, przedstawienie kruchości

materiału zbiornika tylko w funkcji fluencji, bez uwzględnienia czasu w jakim ta fluencja została uzyskana, jest niewystarczające.

3. WYNIKI BADAŃ WPŁYWU PROMIENIOWANIA NA WŁASNOŚCI MECHANICZNE STALI STOSOWANYCH NA ZBIORNIKI CIŚNIENIOWE REAKTORÓW WWER

3.1. Metodyka badań

Zasadniczo stosowane są trzy metody badawcze dla określenia zmian własności materiałów zbiornikowych pod wpływem promieniowania:

1. Napromienienie w reaktorach badawczych wcześniej przygotowanych próbek dla określenia wytrzymałości, plastyczności, udurowienia, wytrzymałości zmęczeniowej a także badań mikrostruktury.
2. Napromienienie materiałów zastosowanych w budowie konkretnego zbiornika w postaci próbek świadków, umieszczanych zazwyczaj na wysokości rdzenia reaktora na wewnętrznych ścianach zbiornika ciśnieniowego. Próbki świadki wyjmowane do badań sukcesywnie w ciągu całego okresu eksploatacji reaktora. Miejsca, z których wyjęto pierwsze partie napromieniowanych próbek świadków można wykorzystywać do napromieniania próbek dla innych programów badawczych. Metodyka napromieniania stali zbiornikowych w reaktorach energetycznych ma przewagę nad napromienianiem w reaktorach badawczych z uwagi na możliwość otrzymania danych eksperymentalnych w ciągu długiego czasu w porównywalnych warunkach temperaturowych, parametrach strumienia neutronów i oddziaływania ośrodka chłodzącego. Metodyka ta zapewnia identyczność parametrów napromieniania dla dużej liczby próbek z różną zawartością dodatków stopowych i zanieczyszczeń, co pozwala określić wpływ tych składników na kruchość radiacyjną stali.

Badania materiałów zbiorników reaktorów znajdujących się w eksploatacji lub po jej zakończeniu, drogą wycinania próbek z wewnętrznej ścianki zbiornika (badania takie wykonano dla zbiorników reaktorów I-wszej generacji WWER-440/230, które zostały poddane wyżarzaniu i nie miały warstwy antykorozyjnej). W tym przypadku osiąga się podstawowy cel - określa się rzeczywiste własności materiałów zbiornika z uwzględnieniem wszystkich czynników oddziałujących na materiały w procesie eksploatacji.

Zbiorniki reaktorów WWER wykonane są ze stali stopowych gatunku 15X2MΦA (Cr-Mo-V). Stal ta ma znacznie wyższą odporność radiacyjną niż stale niskowęglowe i niskostopowe produkowane w Rosji i USA dla reaktorów lekkowodnych. Na zbiorniki reaktorów WWER-1000 stosuje się stal z dodatkiem niklu dla podwyższenia jej wytrzymałości i własności technologicznych. Skład chemiczny stali stosowanych na zbiorniki reaktorów typu WWER podano w tabeli 1.

Projektowany okres pracy dla zbiorników reaktorów WWER wynosi 40 lat. W tabeli 2 podano liczbę bloków elektrowni jądrowych z reaktorami WWER-440 eksploatowanych, lub będących w fazie budowy [5]. Część z nich nie miała zastosowanej antykorozyjnej warstwy ochronnej, a eksploatacja niektórych zbiorników odbywała się bez programu kontroli zmian własności za pomocą próbek świadków. Na ogólną liczbę 44. bloków (w eksploatacji 32) bez antykorozyjnej warstwy ochronnej pracuje 13 bloków, a bez programu próbek świadków 12.

4. ZMIANA WŁASNOŚCI STALI STOSOWANYCH NA ZBIORNIKI REAKTORÓW WWER W WYNIKU USZKODZEŃ RADIACYJNYCH

4.1. Umocnienie radiacyjne

Umocnienie radiacyjne badanych stali oceniane jest na podstawie badań próbek na statyczne rozciąganie. Typowe wyniki przedstawiono w formie wykresów na rys.2. Z rysunku wynika, że w procesie napromieniania zachodzi umocnienie zarówno materiału rodzimego, jak i materiału złącza spawanego, a stopień umocnienia zależy od fluencji i neutronów prędkich ($E > 0,1$ MeV). Materiał złącza (spoina) w większości przypadków umacnia się bardziej niż materiał rodzimy. Jest to związane z różną zawartością przede wszystkim fosforu i miedzi, a także węgla i manganu. Rola fosforu i miedzi będzie omówiona oddzielnie. Rola węgla wynika z obecności ferrytu (im mniej węgla tym więcej ferrytu), który nawet w małych ilościach powoduje silne umocnienie stali. Mangan sprzyja powstawaniu skupisk wakansów, a że jest go w złączach spawanych średnio dwa razy więcej niż w materiale rodzimym, wpływa znacząco na umocnienie złączy spawanych.

Z rys.2a, na którym przedstawiono wyniki badań próbek świadków napromienionych w temperaturze 250°C widać, że do wartości fluencji neutronów prędkich $1,2 \times 10^{21} \text{ n.cm}^{-2}$ zachodzi wzrost granicy plastyczności ($R_{0,2}$) i nie pojawia się efekt nasycenia. Na rys.2b przedstawiono wykres zależności umocnienia radiacyjnego metalu rodzimego oraz materiału spoiny zbiornika jednego z bloków WWER-440 od fluencji neutronów prędkich w temperaturze ośrodka chłodzącego 270°C. Nie stwierdzono efektu nasycenia do fluencji rzędu $4,9 \times 10^{20} \text{ n.cm}^{-2}$.

4.2. Kruchość radiacyjna materiałów zbiornikowych

Najbardziej niebezpiecznym następstwem promieniowania jądrowego dla materiałów zbiornika jest kruchość radiacyjna, która prowadzi do przesunięcia krytycznej temperatury przejścia w stan kruchy w obszar wyższych temperatur, ograniczając tym samym bezpieczny zakres temperatur eksploatacji zbiornika reaktora.

Kryterium oceny kruchości radiacyjnej stali jest wielkość ΔT_F , określana jako różnica krytycznych temperatur przejścia w stan kruchy materiału napromienionego (T_F) i materiału w stanie wyjściowym (T_{KO}).

Najpełniejszą informację o uszkodzeniach radiacyjnych materiału zbiornika otrzymuje się na podstawie badań napromienionych w reaktorach WWER-440 próbek świadków.

Na rys.3 pokazano wyniki badań przesunięcia krytycznej temperatury kruchości ΔT_F w zależności od fluencji neutronów prędkich w próbkach świadkach ze stali 15X2MΦA i materiału spoiny w temperaturze 270°C. Z rysunku widać, że do fluencji $5 \times 10^{20} \text{ n.cm}^{-2}$ nie obserwuje się nasycenia w zmianie ΔT_F . Wysoka wartość ΔT_F w metalu spoiny spowodowana jest wysoką zawartością fosforu i miedzi.

Wśród czynników metalurgicznych ważną rolę w procesie powstawania radiacyjnej kruchości stali 15X2MΦA i jej połączeń spawanych odgrywa miedź i fosfor zawarte w stali w charakterze zanieczyszczeń. Liczne badania pozwoliły ustalić parametry obliczeniowe kruchości w zależności od zawartości Cu i P i wykazały, że najbardziej efektywnym sposobem poprawy jakości stali zbiornikowych jest maksymalne obniżenie zawartości w nich miedzi i fosforu. W literaturze można znaleźć opis dwóch najbardziej rozpowszechnionych wyjaśnień dotyczących wpływu miedzi na radiacyjną kruchość stali. Według pierwszego, napromienienie powoduje iż atomy miedzi uczestniczą w tworzeniu skupisk wakansów, które znacznie zwiększają opór dla ruchu dyslokacji. Drugi mechanizm polega na tym, że atomy

miedzi są źródłem zarodkowania wydzielen w osnowie żelaza. Rola fosforu polega najczęściej na jego segregacji na granicach ziarn w wyniku stymulowanej radiacyjnie dyfuzji atomów fosforu.

Na rys.4 przedstawiono zależność przesunięcia krytycznej temperatury kruchości materiałów napromienionych w reaktorach I. bloku elektrowni kowieńskiej (a) i II. bloku elektrowni ormiańskiej (b).

Z przedstawionych wykresów widać, że jeżeli sumaryczna zawartość miedzi i fosforu ($P+0,1Cu$) przewyższa 0,02%, to stopień kruchości radiacyjnej jest wprost proporcjonalny do ($P+0,1Cu$). Przy niskiej zawartości zanieczyszczeń, gdy ($P+0,1Cu$)<0,02%, wartość ΔT_F do fluencji neutronów prędkich $1 \times 10^{20} \text{ n.cm}^{-2}$ nie przewyższa 50°C, niezależnie czy jest to materiał rodzimy czy materiał złącza spawanego.

Duże znaczenie praktyczne ma ustalenie zależności stopnia kruchości stali od zawartości miedzi i fosforu oraz fluencji neutronów prędkich. Współczynnik proporcjonalności między ΔT_F i F (fluencja neutronów prędkich) nazywa się współczynnikiem kruchości radiacyjnej stali i oznaczany jest jako A_F . Według dokumentów normatywnych [4] na podstawie wartości współczynnika A_F dokonuje się porównawczej oceny kruchości radiacyjnej zbiornika.

Zbiorniki reaktorów WWER-1000 wykonane są ze stali 15X2HMΦAA (tabela 1), charakteryzującej się obniżoną zawartością Cu i P oraz dodatkiem Ni (1,0-1,5%), który poprawia jej własności technologiczne, ale jak się okazuje wpływa ujemnie na kruchość radiacyjną stali (rys.5) [5]. Potwierdziły to również badania przeprowadzone w reaktorach energetycznych (900 MW) [6]. Badania wykonane na próbkach świadkach materiału zbiornika ze stali A5333A z zawartością Ni do 1,85% wykazały, że wartość ΔT_F dla stali o zawartości 1,12%, 1,26% i 1,85% Ni wynosiła odpowiednio 58°C, 131°C i 205°C.

5. Przywrócenie własności mechanicznych materiałów zbiorników reaktorów WWER-440

Kruchość radiacyjna materiałów zbiorników prowadzi do obniżenia odporności na kruche pękanie i w następstwie skrócenie okresu pracy reaktora energetycznego. Przerwanie eksploatacji elektrowni jądrowych, ich demontaż, dalsza konserwacja) a także straty w produkcji energii elektrycznej związane są z ogromnymi stratami materialnymi. Dlatego też dąży się do maksymalnego wydłużenia okresów eksploatacji elektrowni jądrowych, oczywiście przy zapewnieniu ich bezpiecznej pracy.

Efekt kruchości radiacyjnej może być istotnie osłabiony w wyniku wyżarzania napromienionego materiału. Termodynamiczna niestabilność różnych defektów radiacyjnych przy nagrzewaniu napromienionej stali zaczynając od temperatury przewyższającej temperaturę napromienienia, prowadzi do anihilacji defektów radiacyjnych, a co za tym idzie, do przywrócenia własności mechanicznych materiałów. Stopień nawrotu własności zależy głównie od temperatury i czasu wyżarzania, a także od czynników metalurgicznych.

Wybór temperatury wyżarzania zależy od charakteru uszkodzeń radiacyjnych i możliwości technologicznych realizacji wyżarzania zbiornika reaktora. Ostatnio przeprowadzono wyżarzanie zbiorników reaktora służącego do celów wojskowych SM-1A w USA i prototypu reaktora energetycznego BK-3 w Belgii. Było to tzw. "mokre wyżarzanie", kiedy temperatura wyżarzania 340°C została osiągnięta bez zewnętrznego źródła ciepła w wyniku podwyższenia temperatury ośrodka chłodzącego drogą intensywniej pracy pomp cyrkulacyjnych pierwszego obiegu [7]. Wyżarzanie to wywołało w nieznacznym stopniu

nawrót własności materiałów zbiorników. Temperatura 340°C jest maksymalną, możliwą do uzyskania przy przyjętych parametrach ciśnienia i temperatury w reaktorach typu WWER, dla "mokrego wyżarzania" i nie wystarcza dla osiągnięcia podstawowego celu) jakim jest maksymalne zmniejszenie kruchości radiacyjnej materiału zbiornika. Do zalet "mokrego wyżarzania" należy zaliczyć możliwość nagrzania całego zbiornika reaktora bez konieczności stosowania specjalnych urządzeń nagrzewających.

Dla osiągnięcia temperatur powyżej 340°C koniecznym jest usunięcie ze zbiornika reaktora strefy aktywnej oraz wszystkich urządzeń znajdujących się wewnątrz zbiornika i zastosowanie źródła ciepła umieszczonego wewnątrz zbiornika. Taki wariant wyżarzania nosi w literaturze nazwę "suchego".

Do roku 1987 "suche wyżarzanie" nie było na świecie wykonywane. W latach 1987 - 1992 przeprowadzono wyżarzanie 12. zbiorników reaktorów WWER-440 w Rosji, Niemczech, Bułgarii i w ówczesnej Czechosłowacji. Przeprowadzono badania stali 15X2MΦA i metalu złącza spawanego na próbkach świadkach napromienionych w różnych blokach wWER-440, przy różnych zawartościach zanieczyszczeń w materiale oraz różnych fluencjach neutronów prędkich. Jeśli za charakterystykę określającą efektywność nawrotu własności TK przyjąć wyrażenie:

$$\eta = \frac{T_{KF} - T_{Ka}}{T_{KF} - T_{Ko}} \cdot 100\%$$

gdzie T_{Ko} , T_{KF} i T_{Ka} są wartościami krytycznej temperatury kruchości materiałów odpowiednio w stanie wyjściowym, po napromienieniu i po wyżarzaniu, to zależność η od temperatury wyżarzania wygląda tak, jak przedstawiono na rys.6.

Wyniki wyżarzania materiałów zbiorników reaktorów WWER-440 w temperaturze 340°C świadczą o niecelowości stosowania technologii „mokrego wyżarzania” dla przywrócenia (nawrotu) własności materiałów zbiornikowych, gdyż w jednym przypadku nastąpił nieznaczny nawrót (około 20%) TK, a w dwóch przypadkach nawrót w ogóle nie nastąpił. Zaleca się więc "suchy" wariant wyżarzania w temperaturze 460°C [8].

Zależność nawrotu krytycznej temperatury kruchości od czasu wyżarzania pokazano na rys.7. Najintensywniej proces nawrotu przebiega w ciągu pierwszych 10-20 godz.

6. Badania próbek wyciętych ze zbiorników reaktorów WWER-440 przed i po wyżarzaniu

Dla potwierdzenia stosowanych obliczeń przy ocenie stopnia kruchości radiacyjnej materiałów zbiornikowych i dla oceny efektywności wyżarzania zbiorników reaktorowych, poczynając od roku 1990 zaczęto stosować badania próbek wycinanych bezpośrednio z wewnętrznych powierzchni zbiorników (rys.8). Pozwala to na określenie rzeczywistego stanu materiałów zbiorników, długotrwale eksploatowanych. Otrzymane wyniki pozwalają porównać rzeczywistą kruchość radiacyjną na różnych etapach eksploatacji z własnościami prognozowanymi.

Dla przeprowadza tych badań konieczne było opracowanie metodyki badań próbek zminiaturyzowanych (do badań kruchości zastosowano próbki o przekroju 3x3mm² oraz 5x5mm²). Opracowaną metodykę badań na rozciąganie zminiaturyzowanych próbek o wymiarach 15x3x1mm opisano w pracy [9], wykonanej w ZIDJ Dubna przy badaniach próbek napromienionych ciężkimi jonami.

Badania rzeczywistego stanu materiałów zbiorników przeprowadzono między innymi na próbkach wyciętych ze zbiornika po 12. latach eksploatacji w I. bloku elektrowni jądrowej w Nowoworoneżu. Ze zbiornika o grubości ścianki 120mm wycięto cylinder o średnicy 110mm, który następnie pocięto na kążki (rys.9a). Z każdego kążka przygotowano standardowe próbki udarowościowe typu Charpy V. Wyniki badań udarowościowych przedstawiono w formie wykresów na rys.9b.

Badania materiału spoiny wykazały, że w temperaturze wyżarzania 460°C nastąpił pełny nawrót T_K (około 95%). Badania próbek wyciętych z warstwy zbiornika maksymalnie napromienionej ($F - 2,1 \times 10^{19} \text{ n.cm}^{-2}$) wykazały duży wzrost kruchości materiału spoiny w porównaniu z materiałem rodzimym ($T_F > 165^\circ\text{C}$).

Głównym celem badań próbek wyciętych ze zbiornika było, jak już wspomniano uprzednio, porównanie rzeczywistej kruchości radiacyjnej z jej oceną prognozowaną. Porównanie danych obliczeniowych temperatury kruchości materiałów zbiornikowych z wartościami eksperymentalnymi przedstawiono w tabeli 3.

Jak widać z przytoczonych wyników badań, prognozowany stopień nawrotu własności materiału spoiny złącza spawanego z IV. bloku po wyżarzaniu jest zgodny z wynikami rzeczywistymi.

W drugiej połowie lat 80-tych ub.w. został przekroczony zakładany okres eksploatacji szeregu zbiorników reaktorów WWER-440 i jedynym sposobem dla przedłużenia tego okresu było przeprowadzenie ich wyżarzania. Zagadnienie to jest przedmiotem intensywnych badań prowadzonych także w najbardziej rozwiniętych krajach, ponieważ pozwala na przedłużenie bezpiecznej eksploatacji obiektów jądrowych (Life-Time Extention i Life-Time Assurance).

7. MOŻLIWOŚCI BADAWCZE NAPROMIENIONYCH MATERIAŁÓW KONSTRUKCYJNYCH W LBM IEA

Budowa pierwszej elektrowni jądrowej w Polsce (Żarnowiec) została przerwana w drugiej połowie lat 80-tych ub.w. i rozwój energetyki jądrowej w naszym kraju został praktycznie zahamowany. Przerwane zostały również prace prowadzone w ramach programów badawczych w zakresie badań materiałów napromienionych neutronami i to w momencie, kiedy ogromnym wysiłkiem technicznym i finansowym przygotowano bazę badawczą w postaci laboratorium gorącego w LBM IEA, przeznaczonego do badań napromienionych materiałów konstrukcyjnych.

Wyposażone w nowoczesne urządzenia badawcze i instalacje technologiczne komory gorące stwarzają możliwość realizacji wszystkich przedstawionych w referacie badań:

1. próbek napromienionych w reaktorach badawczych i energetycznych,
2. próbek świadków materiałów zbiorników z elektrowni jądrowych,
3. próbek wyciętych z eksploatowanych i wyłączonych z eksploatacji urządzeń i elementów konstrukcyjnych strefy aktywnej reaktora.

Aktualnie istnieje możliwość przeprowadzenia badań materiałów konstrukcyjnych strefy aktywnej reaktora badawczego EWA wyłączanego z eksploatacji. Ponieważ w reaktorze EWA nie umieszczono próbek "świadków" (podobny błąd, jak wspomniano wyżej, popełniono początkowo w byłym ZSRR w przypadku próbek "świadków dla reaktorów energetycznych), a z reaktora MARIA "usunięto" ostatnią partię próbek świadków bez możliwości ich zbadania, jedyną możliwością oceny uszkodzeń radiacyjnych materiałów po

blisko 40-letniej eksploatacji są badania próbek wyciętych z napromienionych elementów konstrukcyjnych rdzenia reaktora EWA.

Materiały źródłowe:

1. Parszin AM. " Struktura, procznost i płasticznost nierżawiejuszczich i żaroprocnych staliej i spławow, primienjaemych w sudostrojenii". - Ł.:Sudostrojenije, 1972. -288 s.
2. Bałandin I F., Gorynin I.W., Zwiezdin J.I. " Konstrukcionnyje materiały AES". M.: Energoatomizdat, 1984. - 280 c.
3. E,Szpunar, A Hofinan, "Uszkodzenia radiacyjne metali" Przegląd Mechaniczny, zeszyt 6/89, s1. 10.
4. Normy rasczieta na procznost...PNFEG-7-002-86. - M.: Atomenergoizdat, 1989.
5. Kryukow AM., Nikolaew Yu.A, Nikolaeva AV. „Behaviour of mechanical properties of nickel-alloyed reactor pressure vessel steel under neutron irradiation and post-irradiation annealing". Nucl. Eng. Design, 1998, v. 186, p. 353-359.
6. Brilliance C., Hedin F. „Evaluation du comportement sous irradiation des aciers de cuve". International Seminar - Keln, FRG, September 10-14, 1990.
7. Motte F. „Low temperature annealing of the BR3 reactor vessel". Bull. Sci. Assoc. Ing. Elec. Sortis Inst. Elec, Mintefiore. - 1985. - v. 98, p. 30-43.
8. Nikolaeva A v., Nikolaev Yu. A, Kryukow A M. e.a. „Radiation embrittlement and thermal annealing behaviour of Cr-Ni-Mo reactor pressure vessel materials". - J Nucl. Mater. 1995, v. 226, p. 144-155.
9. A, Hofman. „Radiacijonno-tiermiczieskije effiektij izmierienija fiziko-miechaniczieskich swojstw nieaktornych matieriałow pń obłuczienii neytronami i zariażienymi czasticami wysokich energii" - praca habilitacyjna, Raport IEA nr 49/A,Otwock Świerk, 1999.
10. T. Wagner. „Laboratorium gorące do badań materiałowych w IEA Program badawczy i usługowy". Raport IEA nr 63/E- VI/91.

Tabela 1. Skład chemiczny stali stosowanych w budowie zbiorników ciśnieniowych

Gatunek stali	Zawartość składników, % wag.										
	C	Si	Mn	S	P	Cu	Cr	Ni	Mo	V	Ti
15X2McI>A	0,11-0,22	0,17-0,37	0,3-0,6	0,025	0,025	-	2,0-3,0	0,4	0,6-0,8	0.25-0.35	-
15X2McI>AA	0,11-0,15	0,17-0,37	0,3-0,6	0,015	0,012	0,10	2,0-2,5	0,4	0,6-0,8	0.25-0.35	-
Cb-10XMcI>T	0,07-0,12	0,15-0,35	0,4-0,7	0,030	0,03	-	1,4-1,8	0,3	0,4-0,6	0.20-0.35	0.05-0.08
Cb-10XMcI>TY	0,07-0,12	0,15-0,35	0,4-0,7	0,012	0,012	0,01	1,4-1,8	0,3	0,4-0,6	0.20-0.35	0.05-tJ.
15X2HMcI>A	0,13-0,18	0,17-0,37	0,3-0,6	0,020	0,020	0,20	1,8-2,3	1,0-1,5	0,5-0,7	0.100.12	-
15X2HMcI>AA	0,13-0,18	0,17-0,37	0,3-0,6	0,012	0,010	0,08	1,8-2,3	1,0-1,5	0,5-0,7	0,10-0,12	-
Cb10xrHMAA	0,08-0,14	0,05-0,20	0,9-1,2	0,012	0,010	0,10	1,8-2,1	1,6-1,9	0,55-0,7	0,03	-
Cb-08XI'HMT A	0,05-0,10	0,22-0,37	0,7-1,0	0,012	0,010	0,10	1,55-1,85	1,1-1,4	0,5-0,7	0,03	0.03-0.05

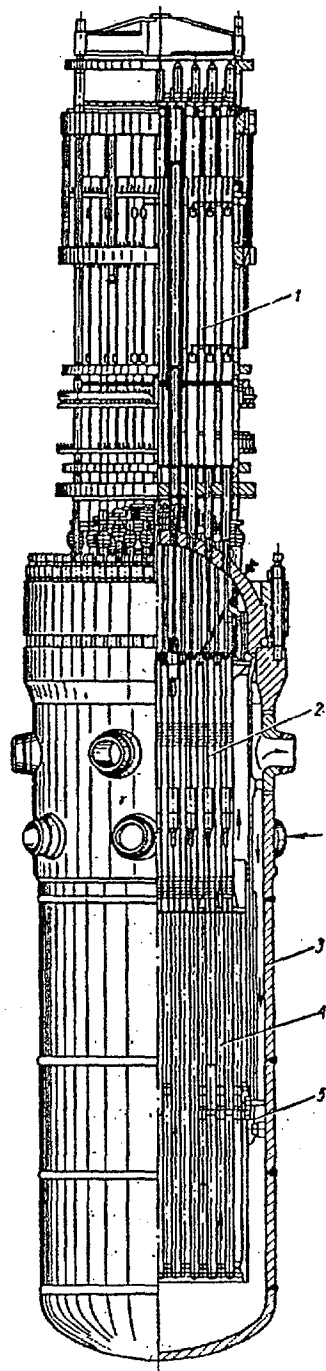
Tabela 2. Liczba bloków EJ z reaktorami WWER-440

Państwo	Ogólna liczba zbiorników reaktorów				Razem
	Bez próbek świadków	Bez warstwy antykorozyjnej	Stadium		
			eksploatacji	budowy	
Państwa byłego ZSRR	5	6	10	-	10
Dawna Czechosłowacja	1	1	8	4	12
Niemcy – część wschodnia	4	4	4	4	8
Bułgaria	2	2	4	-	4
Węgry	-	-	4	-	4
Kuba	-	-	-	2	2
Finlandia	-	-	2	-	2

Tabela 3. Porównanie obliczeniowych i eksperymentalnych wartości krytycznej temperatury kruchości materiałów zbiorników reaktorów WWER-440 EJ w Nowoworoneżu

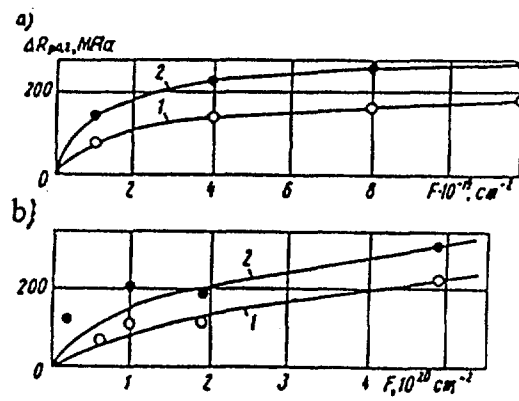
Numer Bloku reaktora	F 10^{19} ncm^{-2}	T _{Ko} °C		T _F °C		T _F - T _{Ko} °C		T _a , °C	T _F -T _a °C	T _a -T _{Ko} °C
		Eksp	Obi	Eksp	Obi	Eksp	Obi			
III*	1,0	60	5	120	163	20	103	70	50	10
IV	9;9	20	5	210	187	190	182	30	180	10

* - zbiornik był wyżarzany w roku 1987 i w roku 1992

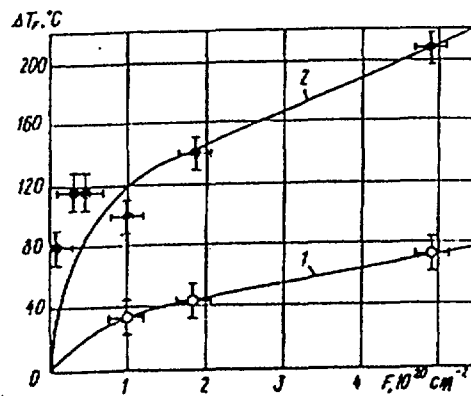


Rys. 1. Zbiornik ciśnieniowy reaktora WWER-440

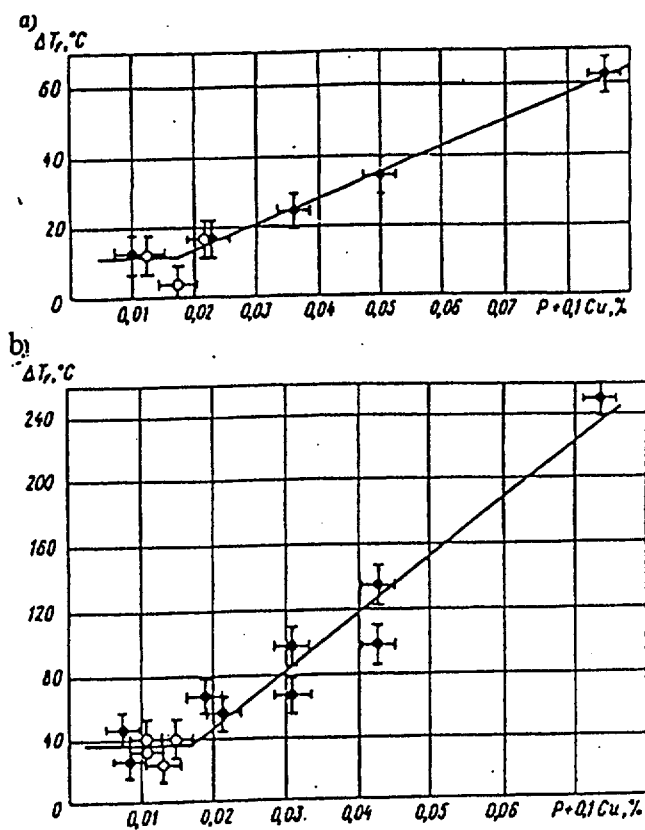
- 1 – górny blok z mechanizmami USZ,
- 2 – blok kanałów osłonnych,
- 3 – płaszcz,
- 4 – kosz z rdzeniem,
- 5 – ścianka boczna z dnem i osłoną termiczną.



Rys.2. Przyrost granicy plastyczności materiału zbiornika reaktora napromienionego w II. bloku elektrowni jądrowej w Woroneżu.
a – w temperaturze 250°C b – w temperaturze 270°C
1 – stal 15X2MΦA 2 – metal złącza spawanego (Cb-10XMΦT)

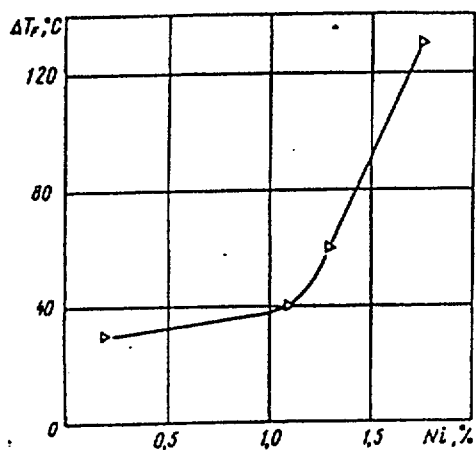


Rys.3. Przesunięcie krytycznej temperatury kruchości w zależności od fluencji neutronów prędkich.
1 - stal 15X2MΦA 2 – spoina złącza spawanego zbiornika reaktora WWER

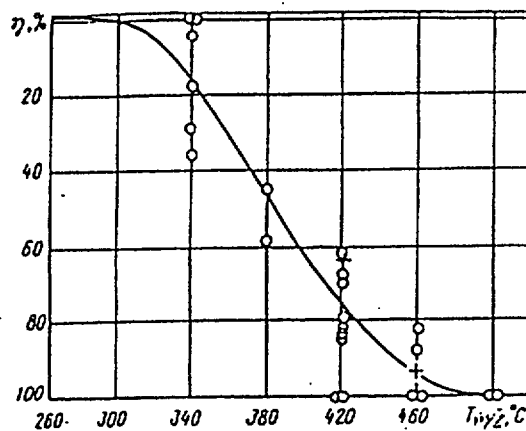


Rys.4. Zależność ΔT_F w temperaturze napromienienia 250°C od zawartości fosforu i miedzi w stali:

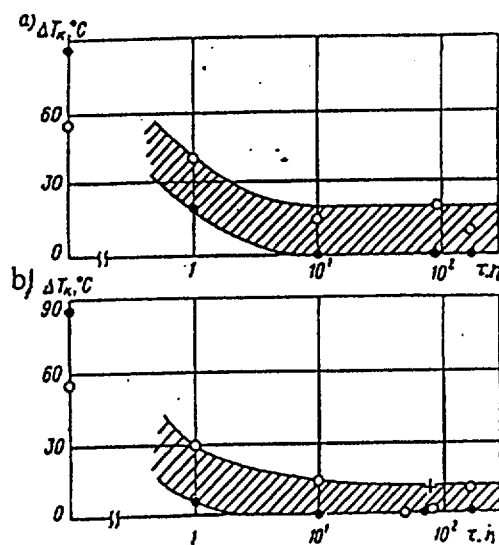
○ - stal 15X2MΦA ● - spoina
a - $F = 1.2 \times 10^{19} \text{ n.cm}^{-2}$ ($E > 0.5 \text{ MeV}$) b - $F = 1 \times 10^{20} \text{ n.cm}^{-2}$ ($E > 0.5 \text{ MeV}$)



Rys.5. Zależność wartości ΔT_F niklu w stali 15X2MΦAA przy stałej zawartości fosforu i miedzi



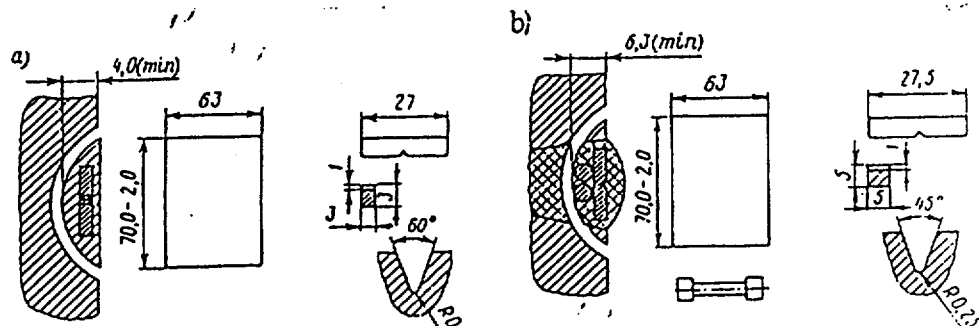
Rys.6. Zależność stopnia nawrotu T_K od temperatury wyżarzania



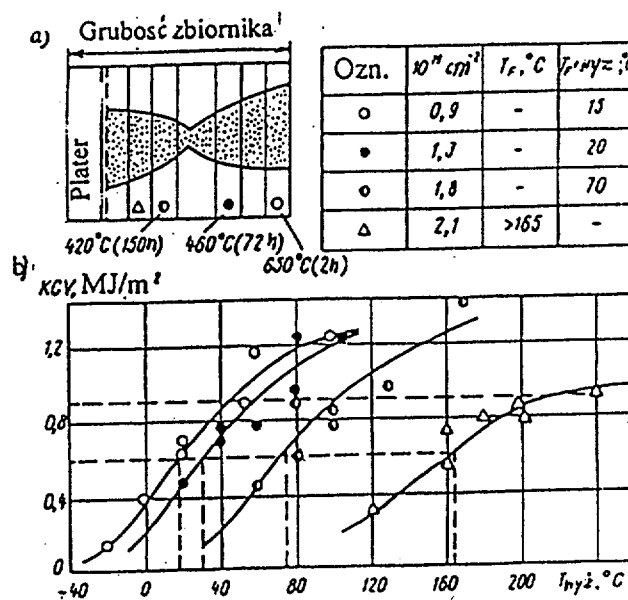
Rys.7. Zależność nawrotu ΔT_K stali 15X2MΦA (o) i materiału spoiny (●) napromienionych w temperaturze 270°C ($F=1 \times 10^{20} \text{ n.cm}^{-2}$) od czasu wyżarzania

a - $T_{wyż} = 420^\circ C$

b - $T_{wyż} = 460^\circ C$



Rys.8. Schemat pobierania próbek ze zbiorników eksploatowanych bloków elektrowni jądrowych z reaktorami WWER-440/230, rodzaje i wymiary próbek zminiaturyzowanych
a – materiał rodzimy b – spoina



Rys.9. Schemat wycinania próbek ze złącza spawanego (a) i zależność udarności spoiny w funkcji temperatury (b).
Zbiornik reaktora I. bloku EJ w Nowoworoneżu