

KEMÉNY DÁVID MIKLÓS – KOVÁCS DORINA

VVER-440 reaktortartály anyagának vizsgálata

Üzemi hőmérsékleten és nyomáson a reaktor anyagait radioaktív sugárzás éri. A sugárzás jelentős változásokat okoz a kristályszerkezetben és a mechanikai tulajdonságokban. A kutatás célja: alpmérések elkészítése a 15Cr2MoVA acél vizsgálatához az MSZ EN ISO 148-1:2017 szerint. A Charpy-ütővizsgálatot – 75 °C és 200 °C közötti hőmérsékleten végeztük a kezeletlen és az öregített mintákon. A korróziósebesség meghatározására potenciodynamikus mérést alkalmaztunk. A fémmikroszkópos vizsgálat során a reaktoranyagban látható zárványok pásztázó elektronmikroszkóppal megvizsgálva, az EDS-spektrum alapján MnS-ot mutatnak. Az alapanyagban szegregációra utaló jelet nem találtunk.

1. Bevezetés

A második ipari forradalomtól kezdődően a villamos energia egyre nagyobb teret hódítva, mára már szinte elengedhetetlen kelléke társadalmunk mindennapjainak. A népességszám növekedésével és a technológiák robbanásszerű fejlődésével az emberiség energiaigénye folyton nő, amellyel a termelésnek lépést kell tartania. Az energia előállítására többféle lehetőségünk van: fosszilis energiaforrások égetésével, megújuló energiaforrások használatával, atomok egyesülésével (magfúzió), vagy akár az atommagok hasadásával. Számunkra az utóbbi jelentős, hiszen ez játszódik le minden atomerőműben.

1.1. Nukleáris energia

Az atomenergiának köszönhetően folytonos energiaellátást tud biztosítani az ún. alaperőmű. A megfelelő mennyiségű energiát a nehézatomok kontrollált láncreakciójával állítják elő az atomerőművekben. A folyamat az atomreaktorban következik be. Az urán hasadásából állítják elő a kívánt energiamennyiséget. Az urán két izotópból tevődik össze: a könnyebb ^{235}U -ból és a nehezebb ^{238}U -ból, amelyek természetes állapotban rendre 0,71% és 99,29%-os eloszlást mutatnak. Ezenkívül az ^{234}U izotóp is megtalálható, viszont mennyisége nagyon kicsi, csupán 0,005% [1].

Kemény Dávid Miklós a Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetemen 2019-ben okleveles gépészmérnöki diplomát szerzett anyagtechnológia szakirányon. Jelenleg PhD-hallgató a BME Pattantyús Ábrahám Géza Gépészeti Tudományok Doktori Iskolájában. Kutatási/érdeklődési területe az additív gyártástechnológia, és atomerőművek szerkezeti anyagainak vizsgálata.

Dr. Kovács Dorina a Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetemen okleveles gépészmérnöki diplomát, majd 2020-ban PhD-fokozatot szerzett anyagtechnológia szakirányon. Jelenleg egyetemi adjunktus a BME-n, továbbá 2017-től MAE-tag, 2019-től YEFC-tag, 2020-tól MTA köztestületi tag és HUNKOR vezetőségi tag. Kutatási/érdeklődési területe a plazmanitridálás, felületkezelés.

A maghasadás során az ^{235}U izotópból egy megnövekedett tömegszámú ^{236}U mag alakul ki, a kis energiájú, lassú (termikus) neutron segítségével. A kialakult ^{236}U átmeneti mag kis idő elteltével elhasad. Végeredményként két magroncs alakul ki, amelyek tömegszámban eltérnek, és a hasadás következtében átlagosan 2,5 neutron keletkezik. A keletkezett neutronok további maghasadást okoznak, ezzel fenntartva a nukleáris láncreakciót [1].

A Paksi Atomerőmű üzemanyagánál dúsítást alkalmaznak, amelynek az ^{235}U izotóp mennyiségét 0,7%-ról 2-4,5%-ra emelik. Az energiatermelésre a hasadás eredményeképpen létrejövő hőmennyiséget használják fel [2].

Az energiatermeléssel szén-dioxid (CO_2) termelődés nem jár az atomerőművekben, míg a fosszilis erőműveknél igen, ahol ennek a kibocsátása környezetvédelmi előírásokkal korlátozott. A légkörben az üvegházhatású gázok mennyiségét így az atomerőművek működés közben nem növelik, míg a fosszilis tüzelőanyagot használó erőművek növelik. Megjegyzendő, hogy az erőművek felépítése és karbantartása közben CO_2 -kibocsátás történik, a korábbi megállapítás az üzemszerű működésre utal. Továbbá arról sem szabad megfeledkezni, hogy az üzemanyag-kazetták kiegészüket követően radioaktív anyagnak minősülnek, amelyek megfelelő tárolásáról vagy feldolgozásáról gondoskodni szükséges.

1.2. Paksi Atomerőmű

Magyarországon négy, külön-külön 500 MW teljesítményű blokkal üzemel a Paksi Atomerőmű [3], melyek a hazai villamosenergia-termelés közel 50%-át adják. Nemzetközi tendenciákhoz hasonlóan az erőmű 2000-ben készítettett 20 éves üzemidő-hosszabbításról egy megvalósíthatósági tanulmányt [4].

A Paksi Atomerőmű blokkjai külön-külön 440 MW teljesítményre tervezett nyomottvízes (könnyűvízes) egységek. Az Európai Unióba való csatlakozás után, vizsgálat eredményeként az atomerőmű megkapta az engedélyt a további működéséhez. Az atomerőmű a többlépcsős teljesítménynövelésnek köszönhetően 2002–2009 között a blok-

kok névleges villamos teljesítményét 500 MW-ra tudta növelni, amelynek eredményeképp az atomerőmű összteljesítménye 2000 MW lett. Ez a fejlesztés nagyban hozzájárult a későbbi 20 éves üzemidő-hosszabbításhoz. Az 1. blokk további 20 éven át történő üzemelésére az engedélyt 2012. december 18-án kapta meg az Országos Atomenergetikai Hivataltól (OAH). A többi blokk esetében is megtörtént az üzemidő-hosszabbítás további 20 évre: a 2. blokk 2014. november 24-én, a másik két blokk pedig 2018-ban kapta meg az engedélyt [4].

A Paksi Atomerőmű reaktorai VVER-440 típusú, nyomottvízes (könnyűvízes) reaktorok (PWR-Pressurized Water Reactor, magyarul: víz-vizes energetikai reaktor vagy vízűtéses, vízmoderátoros energetikai rendszer).

A primer körben helyezkedik el az atomreaktor, körülötte a hat fekvő gőzfejlesztő, a főkeringtető szivattyúk és keringtetőhurkok, illetve a térfogatkompenzátor. A primer körben 123 bar nyomás uralkodik, aminek következtében a 299 °C-os hűtővíz nem forr fel. A primer kör egyik legfőbb feladata a hőtermelés a nukleáris energia által, miközben a megfelelő üzemi hőmérsékletet és nyomást biztosítva meggátolja az aktiválódott radioaktív hűtőközeg kijutását a környezetbe.

Az atomerőmű radioaktív primer és nem radioaktív szekunder köre zárt, amelyek között a gőzfejlesztők létesítmények kapcsolatát. A hőátadás a gőzfejlesztők ausztenites hőátadó csövein keresztül valósul meg, amelynek következtében a szekunder kör kisebb, 46 bar-os nyomású vize felforr. A keletkezett gőz cseppleválasztást követően meghajtja a turbina nagynyomású, majd cseppleválasztó és túlhevítő alkalmazásával a kisnyomású részét. A turbina pedig meghajtja generátort, amely a villamos áramot állítja elő. A Duna vizével a terciér kör hőt von el a kondenzátor által, így a fáradt gőz kondenzátummá alakul.

1.3. Reaktortartály

A térfogat-kompenzátor biztosítja a blokk stabil működését azáltal, hogy korlátozza a primer kör nyomásváltozásait a megengedett tűréseken belül. Így az üzemelés közben korlátozza a nyomásváltozást és megakadályozza a túlnyomás kialakulását a primer körben [5]. A reaktortartály üzemi hőmérsékleten és nyomáson neutronsugárzásnak, termikus öregedésnek és kisciklusú fáradásnak kitéve működik. Ezek a fő környezeti hatások, amelyek rontják a reaktortartály anyagának tulajdonságait az üzemelés során [6], ezért az ellenállóság javításának érdekében nagyobb Cr-tartalmú orosz VVER típusú reaktortartály-anyag használata az elterjedt. A nagy energiájú neutronokkal való hosszú távú besugárzás okozta besugárzási ridegedés együtt jár mechanikai tulajdonságváltozásokkal, például a keménység, folyáshatár és szakítószilárdság növekedésével, valamint a szívósság csökkenésével [7, 8]. A tulajdonságok javítása érdekében a reaktortartály belseje plattírozva van rozsdamentes acéllal, amely a korrózió ellen is védelmet nyújt [9]. A szénacél tulajdonságváltozásának meghatározására szolgáló egyik fő paraméter a rideg-képlékeny átmeneti hőmérséklet (TTKV). Ennek mérésére az üzemelés során előforduló legkisebb hőmérsékleten kell megtörténnie, figyelembe véve az acél összetételét és mechanikai

tulajdonságait: ez figyelhető meg a kis hőmérsékleten meghatározott minimális Charpy-értékeken (például 56 J ütőmunka 0 °C-on a francia RCCM-kódban) [10].

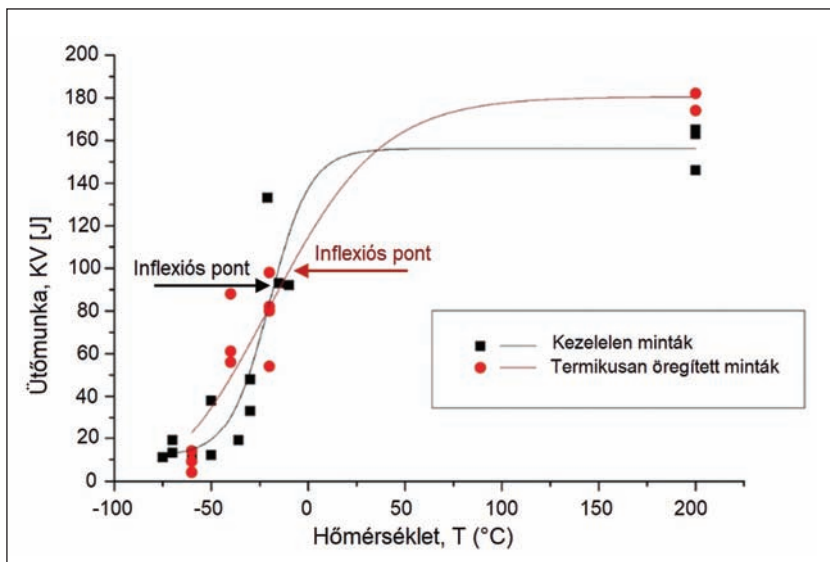
Az 1980-as években Oroszországhoz hasonlóan több országban is kifejlesztettek egy új Cr-Mo acélötvözetet. A 15Cr2MoVA acél a króm-tartalom miatt jobban ellenáll a neutronbesugárzás okozta károsodásnak. Az acélban található Mo viszont a sugárzásnak köszönhetően hosszú aktivitást és hosszú élettartamú sugárzó izotópokat eredményez. A reaktortartályok újrahasonosítása emiatt hosszú idő, több mint 1000 év pihentetés után valósítható meg. A fél-évszázados tapasztalat viszont azt mutatta, hogy a Cr-Mo-V-acélok kevésbé érzékenyek a hő és neutron okozta elridegedésre; mivel ez elsődleges szempont, ezért a nagy teljesítményű reaktoroknál ezt az összetételt alkalmazzák. A reaktortartályt körkóvácsolással alakítják ki, amelynek részeit összehegesztik. A hegesztés során is biztosítani kell a mechanikai tulajdonságok magas szintű meglétét. A Cr-Mo-V-acélok hajlamosak a repedésre, a hőhatásövezetben tipikusan 600...650 °C közötti hőmérsékleten. Ezt az alakváltozási képesség kimerülése okozza a feszültségcsökkentő eljárás során. A vanádium hozzájárul a karbidok kis diszperziójához a hőhatásövezetben, amely nagymértékben növeli a szemcsék alakváltozó képességét. Ez a deformáció lokalizációjához vezet a primer ausztenitzemcse határain, amely a szemcsehatármenti repedések kiindulási helyeül szolgál. A repedésképződés megfelelő hőkezeléssel szinte kizárható. A hőkezelés 1000 °C hőmérsékletre való felfűtéssel kezdődik, majd edzve az anyagot 690 °C-on 15-17 óráig hűtve ismét edzéssel végződik. Az alaphőkezeléseket követően két köztes temperálás következik 30 órán keresztül 660 °C-on, majd 15 órás végső temperálás 690 °C-on, és ezt követően egy helyreállító temperálás is végezhető szintén 15 órán keresztül 690 °C hőmérsékleten. A hőkezeléssel a repedés kialakulását megakadályozhatjuk, illetve megfelelő mechanikai tulajdonságokat érhetünk el [11].

A reaktortartály-anyagokkal kapcsolatban több kutatás is fellelhető. Először *Chernobaeva és társai* [12] egy VVER-1000 reaktorból származó 15Cr2NiMoVA acélt vizsgáltak, amelyek besugárzott és öregített minták voltak. Ebben a kutatásban szabványos V-bemetszésű 10 × 10 mm és 5 × 5 mm Charpy-próbatesteket használtak a különböző méretű minták eredményeinek összehasonlítására. Összefüggést találtak a két különböző méretű minta ütőmunka eredménye között. Az eredmények alapján lehetőség van a vizsgálati adatok beépítésére a VVER-1000 reaktoranyagok adatbázisába a következő egyenlet alapján:

$$TK_{10 \times 10} = 0,99 \times TK_{5 \times 5} + 51 \pm \sigma$$

ahol $\sigma = 12,7$, T a minták vizsgálati hőmérséklete.

Anosov és társai [13] megvizsgálták a különbségeket a kritikus ridegség (T_C : hőmérséklet-ütőmunka görbe metszéspontjának hőmérséklete az átmeneti hőmérséklet szintjének meghatározásával az acél folyáshatára alapján) és a rideg-képlékeny átmeneti hőmérséklet (T_T : amelyet az elnyelt energia hőmérsékletfüggésének görbéjének meredek emelkedési helyzete jellemzi) a 15Cr2NiMoVA acél esetében. A T_C lényegesen alacsonyabb, mint a T_T , ame-



■ 1. ábra. Kezeletlen és öregített minták ütőmunka diagramja

lyeknél a különbség 22 °C. Megállapították, hogy az átmeneti hőmérséklet jobban definiálja a VVER reaktortartályok ridegtörését.

Shtrombakh és társai [14] vizsgálták a Ni-tartalom hatását a hő- és sugárzási ellenállásra. Az előző acélt módosított Ni-tartalommal vizsgálták. A kisebb Ni-tartalom a besugárzást követően kevesebb kiválás megjelenéséhez vezetett.

Ezeket a kutatásokat saját országuk atomerőművi működéséhez igazították, mert minden országban más és más az atomerőművek állapota. Ezért a munkánk célja a magyarországi VVER-440 típusú reaktortartály 15Cr2MoVA anyag vizsgálata, a meghatározott adatok kiértékelése és következtetések levonása.

2. Alapanyag és vizsgálati módszerek

A kutatás során 15Cr2MoVA acélt vizsgáltunk a következő kémiai összetétellel: C: 0,14%, Cr: 2,6%, Ni: 0,31%, Mo: 0,79%, V: 0,28%, Mn: 0,67%, P: 0,08%, Si: 0,28%, Cu: 0,33% és Fe: 94,52%. A KFKI-ből (Központi Fizikai Kutatóintézet) származó, Gillemot Ferenc által korábban

Charpy-vizsgálatnak alávetett kezeletlen és öregített minták eredményeit használtuk fel összehasonlítás céljából. (Az öregítéssel kapcsolatos információk nem ismertek.)

A minták keresztmetszeteinek vizsgálatához Olympus-típusú fémmikroszkópot használtunk. A minták felületét 80–2500 finomságú SiC csiszolópapírral készítettük elő, majd 3 és 1 µm gyémánt szuszpenzióval políroztuk. A mintákat alkoholban tisztítottuk és forró levegővel szárítottuk. A szövetszerkezet láthatóvá tételéhez 2%-os Nital marószert alkalmaztunk [15]. A töretfelületek vizsgálatánál Olympus SZX16 típusú sztereomikroszkópot használtunk. A minták korrózióállóságát a BioLogic SP-150 típusú potenciosztáttal vizsgáltuk, amelynél a polarizációs görbét 10% bóros oldatban határoztuk meg. A

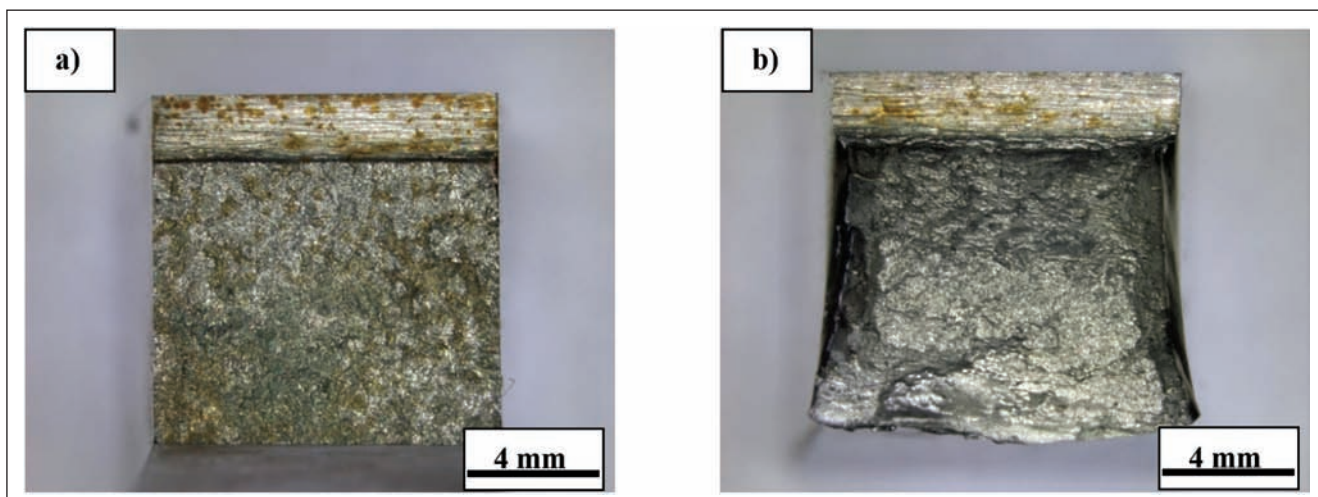
korróziós cellában a próbatest a munkaelektroda, a referencia elektróda a túltelített Hg₂Cl₂/KCl kalomel elektróda, és platina volt az ellenelektroda. A maratott és a korrodált felületet Zeiss EVO MA10 pásztázó elektronmikroszkóppal (SEM) vizsgáltuk, és energiadiszperzív spektrometriával (EDS) elemeztük az összetételt.

3. Eredmények

3.1. Charpy-vizsgálat

A Charpy-ütővizsgálat eredményeit különböző hőmérsékleteken és körülmények között az 1. táblázat foglalja össze, míg az átmeneti hőmérsékleti diagram az 1. ábrán látható. Minden vizsgálatot plattírozásmentes alapanyagokon végeztünk. A rideg-képlékeny átmeneti hőmérsékletet a görbék inflexiós pontjai alapján határoztuk meg.

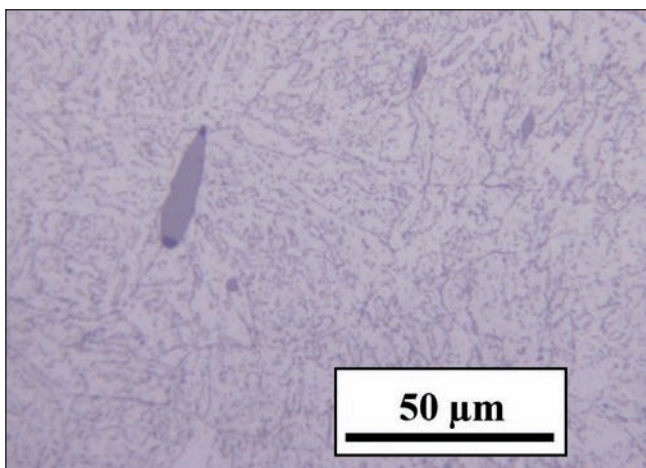
A rideg-képlékeny átmeneti hőmérséklet a kezeletlen minták esetében – 20 °C, míg az öregített minták esetében ez az érték – 7 °C volt. Az eredményeket összehasonlítva Lenkey és társai [16] adataival, az azonos állapotban lévő minták eredményei hasonlóak, nagyobb



■ 2. ábra. Töretfelület a Charpy-vizsgálat után a) – 30 °C-on, b) 200 °C-on

1. táblázat. Charpy-ütővizsgálat eredményei különböző hőmérsékleteken (Gillemot Ferenc mintái)

Normál állapotú minta			Öregített minta		
Vizsgálati hőmérséklet T (°C)	Ütőmunka KV (J)	Laterális expanzió e (mm)	Vizsgálati hőmérséklet T (°C)	Ütőmunka KV (J)	Laterális expanzió e (mm)
-75	11	0,07	-60	4	0
-70	19	0,1	-60	14	0,05
-70	13	0,18	-60	9	0,09
-60	12	0	-40	56	1,04
-50	12	0,2	-40	61	0,46
-50	38	0,5	-40	60	0,69
-36	19	0,16	-20	98	0,80
-30	48	0,7	-20	82	0,76
-30	33	0,36	-20	88	0,71
-21	133	1,75	-20	80	0,75
-15	93	1,46	20	100	1,11
-10	92	1,29	40	116	1,60
20	86	2,15	40	125	1,54
40	116	2,08	200	174	1,78
200	163	2,15	200	182	1,53
200	165	2,08	200	182	1,52



3. ábra. Az alapanyag szövetszerkezete normál állapotú minták esetében $N_{eredeti} = 500 \times$

hőmérsékleten csak néhány J különbség figyelhető meg.

A sztereomikroszkópos felvételeken jól láthatók a minták töretfelületei: kis hőmérsékleten az alapanyag ridegen (2a ábra), míg nagy hőmérsékleten szívósan viselkedik (2b ábra). Az üzemi hőmérsékleten a reaktoranyagnak szívósnak kell lennie, hogy el tudja viselni a fellépő dinamikus terheléseket.

3.2. Szövetszerkezet

A fémmikroszkópos felvételen a vizsgált alapanyagról maratást követően jól látható a ferrites-bénites szövetszerkezet és a kiválások (3. ábra). A kiválások meghatározására SEM-EDS-vizsgálatot végeztünk.

A zárvány fő összetevői a S, Fe és Mn. Az EDS-vizsgálat spektruma a 4. ábrán látható, a nagy mennyiségű S, Fe és Mn elemek a MnS jelenlétére engednek következtetni. Az EDS során mért tömegszázalékok a következők: S = 35,88%, Mn = 56,24%, Fe = 7,88%.

4. Korrozíós vizsgálat

A VVER reaktor primer körében lévő közeg vízkémiáját a szabványnak megfelelően H_3BO_3 , KOH és NH_4OH hozzáadásával állították be [17]. Ennek megfelelően a vizsgálatunk során 10% bóros oldatot alkalmaztunk. A 5. ábra mutatja a minta polarizációs görbét.

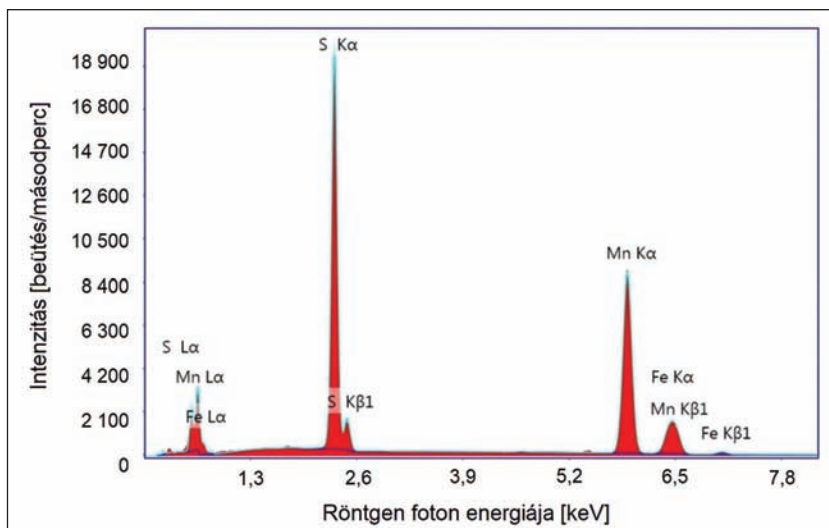
A számított korrozíósebességet [18] és a korrozíós paramétereket a 2. táblázat tartalmazza. Az eredményekből megállapítható, hogy az alapanyag rossz a korrozíóval szembeni ellenállása. Ezt figyelembe véve, csak ez az anyag reaktortartályhoz nem javasolt,

hiszen több 10 éves üzemidő alatt a reaktortartály kilyukadásához vezethet. Ennek elkerülése végett a tartály belső falát plattírozni szokták, például ausztenites X8CrNiTi18-10 korrozíóálló acéllal.

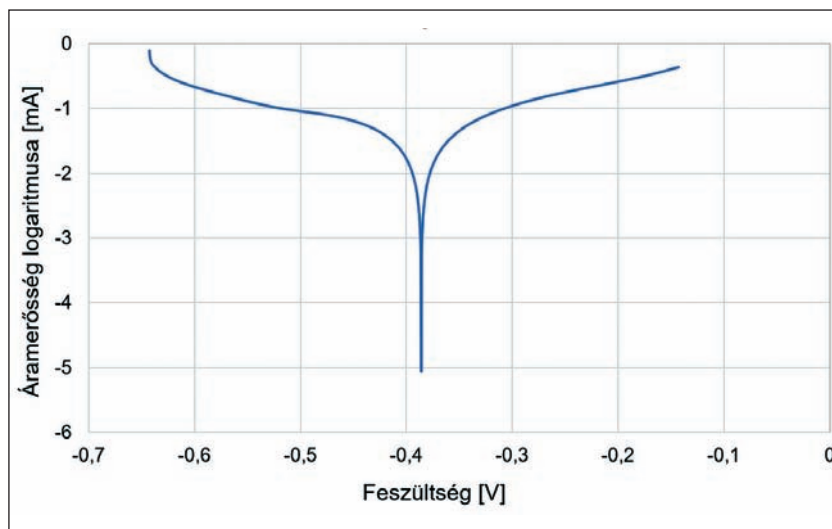
5. Összefoglalás

A Charpy-vizsgálatok kutatásunk során kapott eredményeit dolgoztuk fel mind kezeletlen, mind öregített próbatestek esetén, amelyek vizsgálata különböző hőmérsékleten történt. Az eredmények alapján az érintő meredeksége az öregített minták esetében csökkent, ami a TTKV értékének számunkra kedvezőtlen irányba történő változását eredményezi. A TTKV értékének változását az atomerőműveknek mindenképpen figyelembe kell venniük.

A vizsgálatok során szegregációt nem találtunk, ellenben MnS-zárványokat figyeltünk meg az alapanyagban,



4. ábra. A kiválás összetételének EDS-spektruma



■ 5. ábra. Normál állapotú minta polarizációs görbéje

2. táblázat. A 15Cr2MoVA minta korróziós paraméterei 10% bóros oldatban

E _{corr} (mV)	I _{corr} (μA)	Korróziósebesség (mm/év)
-386,14	337,71	0,316

amely kedvezőtlenül hathat az alapanyag mechanikai tulajdonságaira. A korróziós vizsgálat során 0,316 mm/év korróziósebesség adódott, ebből megállapítható, hogy a tiszta alapanyag korrózióval szembeni ellenállósága kicsi. Ezért mindenképpen szükséges plattírozás alkalmazása a reaktortartály belső felületén.

A következőkben azt kívánjuk megvizsgálni, hogy a neutronfluxus hatása mennyire befolyásolja a reaktortartály anyagának rideg-képlékeny átmeneti hőmérséklet-változását.

Irodalom

- [1] Pátzay György: Atomenergetika és nukleáris technológia – Typotex Kiadó – 2011. – lektorálta: Elter Enikő
- [2] Paksi Atomerőmű honlapja: <https://atomeromu.mvm.hu/-/media/PAZrtSite/Documents/Rolunk/Futoanyag.pdf?la=hu-HU> (2021.09.15.)
- [3] Trampus P.: On the necessity of domestic research on nuclear materials science. IOP Conf. Series: Materials Science and Engineering 903 (2020) 012044
- [4] Paksi Atomerőmű honlapja: <https://atomeromu.mvm.hu/-/Tudastar/20Ev> (2021.09.15.)
- [5] Szücs B., Szentannai P.: Experimental Investigation on Mixing and Segregation Behavior of Oxygen Carrier and Biomass Particle in Fluidized Bed Period. Polytech. Mech. Eng. 63 188–94 (2019)
- [6] Vértesy G., Gasparics A., Szenthe I., Gillemot F., Uytendhouwen I.: 2019 Inspection of Reactor Steel Degradation by Magnetic Adaptive Testing Materials (Basel). 12 963

[7] Kobayashi S., Gillemot F., Horváth Á., Székely R., Horváth M.: Magnetic hysteresis properties of neutron-irradiated VVER440-type nuclear reactor pressure vessel steels Philos. Mag. 92 3813–23 (2012)

[8] Szlancsik A., Katona B., Károly D., Orbulov I.: Notch (In)Sensitivity of Aluminum Matrix Syntactic Foams Materials (Basel). 12 574 (2019)

[9] Michau A., Gazal Y., Addou F., Maury F., Duguet T., Boichot R., Pons M., Monsifrot E., Maskrot H., Schuster F.: Scale up of a DLI-MOCVD process for the internal treatment of a batch of 16 nuclear fuel cladding segments with a CrC x protective coating Surf. Coat. Technol. 375 894–902 (2019)

[10] Féron D.: Overview of nuclear materials and nuclear corrosion science and engineering Nucl. Corros. Sci. Eng. 31–56 (2012)

[11] Milan, B. T., Ulrik, B., Estorff, V. (n.d.): The Certification of 15Kh2MFA/15Cr2MoVA Steel and its Welds for WWER Reactor Pressure Vessels. <https://doi.org/10.2790/24958>

[12] Chernobaeva A. A., Medvedev K. I., Zhurko D. A., Kostromin V. N., Skundin M. A., Erak D. Y., Mikhin O. V.: International Journal of Pressure Vessels and Piping Scale factor of standard and mini Charpy specimens from VVER-1000 RPV materials Int. J. Press. Vessel. Pip. 145 23–8 (2016)

[13] Nikolay P., Anosov, Vladimir N., Skorobogatykh, Lyubov Yu. Gordyuk, Vasilii A. Mikheev, Egor V., Pogorelov, Valentin K., Shamardin: Brittle fracture resistance of reactor pressure vessel steels in the initial state, Nuclear Energy and Technology 4(3): 155–161 (2018)

[14] Shtrombakh Y. I., Gurovich B. A., Kuleshova E. A., Frolov A. S., Fedotova S. V., Zhurko D. A. Krikun E. V.: Effect of Ni content on thermal and radiation resistance of VVER RPV steel J. Nucl. Mater. 461 292–300 (2015)

[15] Szabó A.: Helyszíni metallográfiai vizsgálatok. XXIX. Nemzetközi Gépészeti Konferencia OGÉT 2021 Erdélyi Magyar Műszaki Tudományos Társaság (EMT) (2021) pp. 136-139. 4 p.

[16] Lenkey G. B. Tóth L.: Measurement techniques for determination of ductile crack initiation on Charpy specimens Mat.-wiss. u. Werkstofftech 32 562–7 (2001)

[17] Kritskii V. G., Berezina I. G., Rodionov Y. A. Gavrilo A. V.: The Influence of Operational and Water Chemistry Parameters on the Deposits of Corrosion Products on Fuel Assemblies at Nuclear Power Plants with VVER Reactors Therm. Eng. 58 540–6 (2011)

[18] McCafferty E.: Validation of corrosion rates measured by the Tafel extrapolation method Corros. Sci. 47 3202–15 (2005)