

dc\_1019\_15

# **Atomerőművi fűtőelemek integritása üzemzavarok és balesetek során**

MTA doktori értekezés téziszülete

Hózer Zoltán

MTA Energiatudományi Kutatóközpont

2015

dc\_1019\_15

## 1. Bevezetés

A jelenleg üzemelő atomerőművek többségében használt, cirkónium burkolatba zárt kerámia tablettákból álló fűtőelemek teljesítik a szigorú atomenergetikai előírásokban megadott követelményeket. A maghasadások során keletkező hasadási termékek többsége benn marad a tablettában, a tabletták jelentős visszatartó hatással rendelkeznek. A fűtőelemek burkolata olyan védelmi gátat képez, ami megakadályozza a tablettából kikerülő izotópok kijutását a primerköri hűtőközegbe.

Ha megsérül a burkolat, akkor a fűtőelemrúd gázterében, illetve a tabletták és a burkolat közötti résben található illékony és gáznemű radioaktív izotópok könnyen kijuthatnak a hűtővízbe. Az optimális anyagok kiválasztásával, a fűtőelemek, üzemanyag-kazetták gondos tervezésével és kezelésével elérhető, hogy a fűtőelemek a reaktorban töltött több éves használat során megőrizzék épségüket, és a tervezési üzemzavarok során se lépjenek fel bennük megengedhetetlen változások.

Az üzemzavarok és balesetek kezdeti eseményeit gyakran a primerkör integritásának elvesztése okozza. A primerköri csővezeték törése vagy egy szelep nyitva maradása egy nagyon fontos védelmi gát elvesztését jelenti. Ha az üzemzavar során a fűtőelemek sérülése is fellép, akkor már csak egy védelmi gát – a konténment, illetve a jelenlegi paksi blokkokon a hermetikus helyiségek – áll rendelkezésre a környezeti kibocsátás elkerülésére. Ezért a fűtőelemek integritásának elvesztése ezekben az esetekben különös jelentőséggel bír. A fűtőelemek integritásának elvesztéséhez különböző mechanizmusok vezethetnek az üzemzavar vagy baleset jellemző paramétereinek függvényében.

## 2. Előzmények és a hazai kutatások motivációja

A hűtőközeg elvesztésével járó üzemzavarok (LOCA) során az atomreaktor fűtőelemei felmelegednek és a hűtőközeg nyomása lecsökken. Ezek a hatások az atomerőművekben használt cirkónium burkolat mechanikai, szerkezeti és kémiai változásaihoz vezethetnek [1]. A fűtőelemek lehetséges degradációjára LOCA körülmények között már a 1960-as években felhívta a figyelmet több, Zircaloy ötvözetekkel végzett laboratóriumi mérés [2]. A fűtőelemekben végbemenő kedvezőtlen változásokat néhány kutatóreaktoros kísérlet is megerősítette (TREAT [1], LOFT [3], PHEBUS [4], PBF [1], FR-2 [5], MIR [6][7]). A megfigyelések alapján előbb az USA-ban, majd a többi atomerőművet üzemeltető országban is bevezették azokat a kritériumokat, amelyek betartásával biztosítható az aktív zóna hűtése egy üzemzavar után.

Súlyos balesetekben az aktív zóna tartósan hűtés nélkül maradhat. A zóna felmelegedése egyrészt a fűtőelemek nagymértékű sérüléséhez vezethet, másrészt a magas hőmérséklet miatt fokozott aktivitás-kibocsátás léphet fel. 1979-ben az amerikai TMI-2 erőműben baleseti körülmények között súlyos zónasérülés történt, az üzemanyag jelentős része megolvadt [9]. A baleset után számos kisléptékű és integrális kísérleti program indult különböző országokban a súlyos baleseti folyamatok vizsgálatára. Kutatóreaktorban hajtották végre a francia PHEBUS [4] kísérleteket, Németországban pedig elektromosan fűtött kötegekkel szimulálták a fűtőelemek tönkremenetelét a CORA [9] és a QUENCH [11] berendezésen. A kísérletek is rámutattak, hogy súlyos baleseti körülmények között nagyon sok

folyamat léphet fel egy időben és a zónasérülés jelenségeit számos különböző tényező befolyásolhatja [12]. Az első súlyos baleseti elemzések elsősorban a reaktorban, vízgőzben lejátszódó degradációs folyamatokkal foglalkoztak [13]. Az utóbbi években előtérbe került a leállított reaktor, illetve a reaktoron kívüli balesetek is. Az elemzések rámutattak, hogy a fűtőelemek integritása jóval a reaktor leállása után is csak akkor őrizhető meg, ha a maradványhő elvitele megoldott [14][S1].

A paksi atomerőmű reaktoraiban orosz gyártmányú fűtőelemet használunk a blokkok indítása óta. A fűtőelemekre vonatkozó – az üzemeltetéshez és a biztonsági elemzések elvégzéséhez szükséges – ismereteket az orosz partnerek adták át. A kilencvenes évek elején került sor az erőmű biztonságának nemzetközileg elismert módszerekkel történő, szisztematikus újraértékelésére [15]. Ezekkel az elemzésekkel egy időben merült fel az igény arra, hogy a hazai szakemberek részletesebb ismeretekkel rendelkezzenek a fűtőelemek jellemzőiről, viselkedéséről és azokról a mechanizmusokról, melyek a fűtőelemek integritásának elvesztéséhez vezethetnek.

A kísérletek megkezdését az tette lehetővé, hogy az AEKI-ben 1972 és 1990 között reaktorfizikai méréseket végeztek VVER fűtőelemekkel a ZR-6 szubkritikus reaktoron [16]. A reaktorfizikai kísérletekben a fűtőelemek nagyon kismértékű besugárzást kaptak, így nem volt annak akadálya, hogy azokkal további kísérleteket lehessen végezni. A későbbi mérésekhez szükséges anyagokat a paksi atomerőmű szakembereinek közreműködésével sikerült beszereznünk, közvetlenül a fűtőelemgyárból.

Az AEKI-ben végzett kísérletekben kezdetektől fogva fontos szerepet kapott a fűtőelemek magas hőmérsékletű – üzemzavari és baleseti helyzetekre jellemző – viselkedésének vizsgálata. A mérések első sorozatában az orosz E110 és a nyugati Zircaloy-4 burkolatok összehasonítására került sor olyan kísérleti módszerekkel, amelyekkel a Zircaloy-4 burkolatot külföldön (elsősorban Németországban) már vizsgálták. A hazai mérések egyik fontos eredménye volt a VVER reaktor aktív zónájában található anyagok közötti kölcsönhatások jellemző paramétereinek meghatározása [17].

A fűtőelemekre vonatkozó követelmények teljesülését az üzemanyag-szállító igazolja számításokkal és kísérletekkel. Az orosz szállító által bemutatott kísérletek egy részét itthon is megismételtük és számos kiegészítő mérésre is sok került a céllal, hogy a hazai szakértők is részletesen megismerjék a kísérleti módszereket és azok kiértékelését. A hazai mérések azért is fontosak voltak, mert így a szállítótól független eredményekre támaszkodva lehetett megerősíteni a követelmények teljesülését. A mérési eredményekből összeállított adatbázisok lehetővé tették a fűtőelemes modellek hazai továbbfejlesztését is, valamint a kódokban található Zircaloy-4 modellek lecserélését E110 specifikus korrelációkra.

A 2003. évi paksi üzemzavar során fellépett fűtőelem-sérülésekkel kapcsolatban számos olyan kérdés merült fel, amelyek megválaszolásához kísérletekre volt szükség [18][19].

A hazai kutatásoknak egy újabb lendületet adott, hogy a paksi atomerőmű üzemanyagát szállító orosz üzemanyaggyártó 2005-től megkezdte a fémszivacsos technológia bevezetését a fűtőelem-burkolatok gyártásában az addig használatos elektrolitikus eljárás helyett [20]. Az így készült burkolat összetétele csak kismértékben különbözik az eddigitől (E110) és a szállító szerint üzemi tulajdonságaiban nincs jelentős eltérés a két anyag között. Előzetes orosz mérések jelezték, hogy üzemzavari (LOCA) körülmények között az új, E110G jelű burkolat kevésbé ridegedik el, mint a jelenleg használt ötvözet. Az új burkolat magyarországi

bevezetéséhez a hazai szakemberek fontosnak tartották az E110G magas hőmérsékletű viselkedésének részletes megismerését, illetve a gyártó által szolgáltatott információk független ellenőrzését.

### 3. Célkitűzések

A dolgozatban bemutatásra kerülő fűtőelemes kísérleti kutatásoknak két általános célja volt:

- A **fűtőelemes biztonsági kritériumok** számszerű értékeit általában kísérleti úton határozzák meg. Az üzemzavari állapotokra vonatkozó kritériumok megalapozásához extrém körülmények között kellett méréseket végezni. A kísérletek tervezésekor és végrehajtásakor törekedni kellett arra, hogy a mérések amennyire csak lehet reprezentatívak legyenek a reaktor-körülményekre.
- A fűtőelemekben lejátszódó folyamatok szimulációjára számítógépes kódokat hoztak létre. A kódokban található **numerikus modellek** egyrészt elméleti megfontolásokra támaszkodnak, másrészt kísérleti eredményekre alapulnak. A VVER fűtőelemek megbízható modellezéséhez olyan kísérleti eredményekre volt szükség, amelyek alapján vagy be lehetett látni, hogy a PWR fűtőelemekre számítógépes modellek alkalmazhatóak VVER esetre is, vagy megfelelő alapot jelentettek a VVER specifikus modellek kifejlesztéséhez és validálásához.

A dolgozatban bemutatott hat önálló kutatási téma konkrét célkitűzései az alábbiak voltak:

1. Meg kellett határozni, hogy milyen tényezők befolyásolják a VVER fűtőelem-burkolatok felhasadását magas hőmérsékleten. Összehasonlító vizsgálatokat kellett végezni az E110 és a Zircaloy-4 ötvözetekkel. Meg kellett vizsgálni, hogy a továbbfejlesztett E110G ötvözet felhasadásának körülményei különböznek-e az E110 ötvözettől.
2. Meg kellett határozni, hogy szobahőmérsékletű mechanikai tesztek alapján milyen oxidációs idő és hőmérséklet tartományokban lép fel az oxidált Zircaloy-4, E110 és E110G ötvözeteknél a képlékeny-rideg átmenet. Meg kellett vizsgálni, hogy a képlékeny-rideg átmenetre végzett mérések megalapozhatják-e a fűtőelem-burkolat maximális oxidációjára vonatkozó kritériumot.
3. Integrális kísérletek végrehajtásával meg kellett határozni, hogy légbetöréses súlyos baleseti folyamatok során milyen jelenségek kísérik a fűtőelemek degradációját, illetve milyen intenzitás jellemzi a tönkremenetelt.
4. VVER specifikus kísérletekkel fel kellett mérni, hogy milyen lépésekből áll a fűtőelem-kötegek tönkremenetele bór-karbid tartalmú szabályozórúd jelenlétében. Külön kérdésként merült fel, hogy képződhet-e metán a bór-karbid vízgőzös oxidációja során súlyos baleseti körülmények között.
5. A 2003. évi paksi üzemzavar során történt fűtőelem-sérüléseket kísérő jelenségek részleteinek megismerésére olyan kísérleteket kellett végrehajtani, amelyek fő paraméterei reprezentatívak voltak a tisztítótartályban létrejött körülményekre. Értékelni kellett a légtelenítő szelep állapotának szerepét és meg kellett vizsgálni a kazetták függőleges elmozdulásának lehetőségét.
6. Inaktív körülmények között végrehajtott mérésekkel igazolni kellett, hogy a sérült fűtőelemek nedves tárolására kifejlesztett tokokból nem távoznak a vízben oldott hasadási termékek, miközben a radiolízis során keletkező gázok ki tudnak jutni a tokból.

## 4. Az eredmények összefoglalás, a tézispontok

A fűtőelemek integritását üzemzavari és baleseti helyzetekben számos folyamat veszélyeztetheti. A vezetésemmel végrehajtott hazai fűtőelemes kísérletekben megpróbáltuk feltérképezni azokat a paramétertartományokat és azonosítani azokat a jelenségeket, amelyek a cirkóniumburkolat épségének elvesztéséhez vezethetnek. A kísérletek között voltak bizonyos részjelenségek vizsgálatára alkalmas kisléptékű kísérletek. A fűtőelemek sérülését kísérő fő folyamatok együttes megismerésére a CODEX berendezésen végeztünk integrális méréseket.

A kísérleti eredmények bekerültek azokba a hazai (MTA EK) és nemzetközi (OECD, NAÜ, EU) adatbázisokba, amelyeket a fűtőelemviselkedési és a súlyos baleseti számítógépes kódok továbbfejlesztéséhez és validációjához használnak.

Az atomerőművi fűtőelemek burkolatával végzett mérésekből származó eredményeimet az alábbi első hat tézispontban foglalom össze. A hatodik tézispont a sérült üzemanyag tárolásának vizsgálatára vonatkozik.

### 1. tézispont

A VVER fűtőelem-burkolatok felhasadásának vizsgálatára több mérési programot kezdeményeztem, amelyek alapján meghatározhatóak voltak a képlékeny alakváltozás és sérülés legfontosabb tényezői az E110, az E110G és a Zircaloy-4 ötvözetekre [S2][S3][S4]. A mért adatok feldolgozásával rámutattam, hogy

- az E110 és E110G burkolatok nagyon hasonló viselkedést mutatnak a felhasadás tekintetében [S4],
- az oxidáció hatására lokális maximum jelentkezik a felhasadási nyomásban 10–20 µm vastag oxidrétegnél [S2],
- a távtartórács jelentős mértékben gátolja a felfúvódást és meg is akadályozhatja a felhasadást [S3],
- a felfúvódás hatására a VVER üzemanyag-kazettákban nem jön létre olyan mértékű elzáródás, ami a hűthetőséget veszélyeztetné [S2].

### 2. tézispont

A vezetésemmel végzett mérési sorozatokban sikerült feltérképezni azt a tartományt, ahol az oxidált E110, E110G és Zircaloy-4 cirkónium burkolatok rideg sérülése bekövetkezhet [S7][S4]. Rámutattam, hogy a fajlagos sérülési energia bevezetésével könnyen jellemezhető a minták rideg és képlékeny állapota. Szobahőmérsékleten végzett mechanikai vizsgálatok alapján meghatároztam az E110, E110G és Zircaloy-4 ötvözetek képlékeny-rideg átmeneti függvényeit, amelyek megadják, hogy az adott hőmérsékleten mennyi idő után ridegedik el a burkolat kétoldalú oxidáció esetén. Igazoltam, hogy az oxidációs kritérium az E110G ötvözetre a gyűrűtöréses mérési eljárással közvetlenül is megalapozható.

### 3. tézispont

A világon az első integrális légbetöréses súlyos baleseti kísérleteket a vezetésemmel hajtották végre a CODEX berendezésen [S11]. Az eredmények kiértékelésével bizonyítottam, hogy levegős atmoszférában a fűtőelemek degradációja felgyorsul a vízgőzös körülményekhez képest. A cirkónium felületeken nemcsak oxid- hanem nitridrétegek is létrejönnek. A súlyos baleseti folyamatot urán tartalmú aeroszolak kibocsátása kíséri.

#### 4. tézispont

A CODEX berendezésen olyan kísérletre került sor a vezetésekkel, amelyben a VVER-1000 reaktorok fűtőelemeinek súlyos baleseti tönkremenetelének fő folyamatait sikerült megfigyelni [S8]. A mérések eredményei alapján rámutattam, hogy a bór-karbid szabályozó rudak oxidációja nem vezet számottevő mennyiségű metán képződéséhez a súlyos baleset kezdeti szakaszában. A kísérlet jelezte, hogy a VVER fűtőelemek sérülése – a különböző geometriai elrendezés és a más típusú cirkónium ötvözetek ellenére is – hasonlóképpen megy végbe, mint a részletesen kutatott nyugati PWR fűtőelemeké.

#### 5. tézispont

A 2003. évi paksi üzemzavar során történt fűtőelem-sérüléseket kísérő jelenségek és a sérülési mechanizmusok megismerésére kísérleti programot dolgoztam ki [S3][S16][S17]. A CODEX-CT kísérletek eredményeinek feldolgozásával rámutattam, hogy az üzemzavar során megfigyelt első aktivitás-kibocsátások a burkolat felhasadásához kapcsolódtak. A tisztítótartály légtelenítő szelepének állapota hatással lehetett az oxidációs folyamatra, de a cirkónium ötvözet nagymértékű elridegedése – mind nyitott, mind zárt szelepállapot mellett – bekövetkezhetett. Megállapítottam, hogy a burkolat rideg tönkremenetele csak jóval a képlékeny-rideg átmenetet meghaladó mértékű oxidáció után lépett fel, ami jelezte, hogy a cirkóniumburkolat jelentős mechanikai teherbíró képességgel rendelkezik az képlékeny-rideg átmeneten túl is. A kazetták felütközése a tartály felnyitásakor, azaz az üzemzavar utolsó szakaszában következett be.

#### 6. tézispont

A paksi sérült fűtőelemek tárolótokjainak vizsgálatára inaktív anyagokkal végzett kísérleti programot vezettem [S14]. A mérések eredményei alapján igazoltam, hogy a hosszú csőspirálból és visszahajló rövid csőből álló kompenzátor fejrész lehetővé teszi a gázok távozását, miközben megakadályozza a vízben oldott radioaktív hasadási termékek kikerülését a tokokból.

### 5. Az eredmények hasznosulása

A dolgozatban bemutatott kísérleti munka célja – más alkalmazott kutatásokhoz hasonlóan – nemcsak az volt, hogy új ismeretekkel rendelkezünk bizonyos jelenségekről és folyamatokról, hanem az is, hogy ezek az új ismeretek hasznosuljanak a gyakorlatban. Az atomerőművi fűtőelemes kutatásokra ez fokozottan így van, hiszen a vizsgálatokat elsősorban azért végezzük, hogy az atomerőművek biztonságos üzemelését az új ismeretekkel is elősegítsük. Az alábbiakban röviden felsorolom az egyes tézispontokban bemutatott eredmények néhány konkrét felhasználását.

#### Az 1. tézispontban leírt eredmények hasznosulása

A felfűvódásos méréseket tartalmazó adatbázis alapján E110 és E110G specifikus modelleket fejlesztettek ki a tranziens fűtőelemviselkedési kódokban annak érdekében, hogy a burkolat felhasadását a biztonsági elemzésekben megfelelő pontossággal lehessen előre jelezni. A TRANSURANUS [S6] és a FRAPTRAN [21] kódok VVER specifikus felhasadási modelljeit a magyar felfűvódásos mérések alapján hozták létre.

A hazai felfúvódásos mérések adatai bekerültek az OECD NEA fűtőelemes adatbázisába is [S5] és a NAÜ által szervezett FUMAC [25] kódvalidációs projektben a résztvevő szakemberek ezekkel fogják tesztelni a tranziens fűtőelemviselkedési kódokat.

## **A 2. tézispontban leírt eredmények hasznosulása**

A képlékeny-rideg átmenet meghatározására kidolgozott eljárásom részét képezi az OECD szakértői által készített LOCA kísérletekre vonatkozó módszertani dokumentumnak [22].

## **A 3. tézispontban leírt eredmények hasznosulása**

A CODEX-AIT kísérletek tapasztalatai alapján indultak meg a levegős súlyos baleseti kutatások a német QUENCH [S12][S13] és az orosz PARAMETER [S15] berendezéseken.

Az ICARE2 [S9] és a ATHLET-CD [26] kódok magas hőmérsékletű levegős oxidációs kinetikai modelljeinek fejlesztéséhez felhasználták az CODEX-AIT mérések adatait.

Az OECD egyik szakértői munkacsoportja szerint a CODEX-AIT mérések fontos ismereteket jelentenek a pihentető medence baleseteinek elemzéséhez [14]. Ezek a kísérletek szerepelnek az OECD súlyos baleseti kódvalidációs mátrixban is [27].

## **A 4. tézispontban leírt eredmények hasznosulása**

A CODEX-B4C mérési adatokat felhasználták a B<sub>4</sub>C oxidációs modellek fejlesztéséhez az ICARE/CATHARE kódban [S10], valamint a ATHLET-CD [23] és ASTEC [24] súlyos baleseti kódok validálásához is.

A B<sub>4</sub>C rudakkal üzemelő erőművekben nem kell a metán megjelenésével számolni, ez egyszerűsíti a balesetkezelési eljárásokat.

A B<sub>4</sub>C szabályozórudak degradációjáról szerzett ismeretek hasznosak az új paksi blokkok súlyos baleseti elemzéseinél is [S18].

## **Az 5. tézispontban leírt eredmények hasznosulása**

A 2003. évi paksi üzemzavar lefolyásának fontos részleteit tisztázták az AEKI-ben végrehajtott mérések. A paksi tisztítótartályból eltávolított üzemanyag mérlegének összeállításakor az erőmű szakemberei – a hatóság egyetértésével – a CODEX-CT-1 mérésből származó cirkónium oxidációs fokot és hidrogénképződést használtak fel.

A CODEX-CT kísérletek eredményeit felhasználták az ASTEC és ICARE/CATHARE súlyos baleseti kódok VVER specifikus modelljeinek továbbfejlesztéséhez is [28].

## **A 6. tézispontban leírt eredmények hasznosulása**

A kompenzátor fejrészszel ellátott tokokat legyártották és a paksi atomerőmű pihentető medencéjében ezekben tárolták 2007 és 2013 között a sérült kazettákat, illetve a törmeléket. A tárolás során a kompenzátorok végig megfelelően működtek, a pihentető medencébe nem szivárogtak radioaktív izotópok a tárolótokokból.



## 6. A kapcsolódó szakirodalom legfontosabb közleményei

- [1] Nuclear Fuel Behaviour in Loss-of-coolant Accident (LOCA) Conditions, State-of-the-art Report OECD NEA No. 6846 (2009)
- [2] G. Hache, H.M. Chung, The history of LOCA embrittlement criteria, in: NUREG/CP-0172 (2001) 205-237.
- [3] S.M. Modro, S.N. Aksan, V.T. Berta, A.B. Wahba: Review of LOFT Large Break experiments, NUREG/IA-0028 (1989)
- [4] M.Réocreux, E.F. Scott de Martinville: A Study of Fuel Behaviour in PWR Design Basis Accident: An Analysis of Results from the PHEBUS and EDGAR Experiments, Nucl.Eng.Des.,124 (1990) 363-378.
- [5] E.H. Krab, L.Sepold, P. Hofmann, C. Petersen, G. Schanz, H. Zimmermann,LWR Fuel Rod Behaviour During Reactor Tests Under Loss-of-Coolant Conditions: Results of the FR-2 In-Pile Tests, J. Nuc. Mat., 107 (1982) 55-77.
- [6] Yu.K. Bibilashvili, N.B. Sokolov, L.N. Andreeva-Andrievskaya, V.Yu. Tonkov, A.V. Salatov, A.M. Morosov, V.P.Smirnov: Thermomechanical properties of Zirconium-based alloys oxidised claddings in LOCA simulating conditions, in: IAEA-TECDOC-1320 (2002) 186-208.
- [7] L. Yegorova, K. Lioutov, N. Jouravkova, A. Konobeev, V. Smirnov, V. Chesanov, A. Goryachev: Experimental Study of Embrittlement of Zr-1%Nb VVER Cladding under LOCA-Relevant Conditions, NUREG/IA-0211, IRSN-2005-194, NSI RRC KI 3188, (2005)
- [8] B. R. Sehgal (ed.): Nuclear Safety in Light Water Reactors, Severe Accident Phenomenology, Elsevier Inc. (2012).
- [9] E.L. Tolman, P. Kuan, J.M. Broughton: TMI-2 accident scenario update, Nucl. Eng. Des. 108, pp. 45-54 (1988)
- [10] P. Hofmann, S. Hagen, V. Noack, G. Schanz, L.K. Sepold: Chemical-Physical Behaviour of Light Water Reactor Core Components Tested under Severe Reactor Accident Conditions in the CORA Facility, Nucl. Technol., 118, (1997) 200-224
- [11] P. Hofmann, W. Hering, C. Homann, W. Leiling, A. Miassoedov, D. Piel, L. Schmidt, L. Sepold, M. Steinbrück: QUENCH-01 Experimental and Calculational Results, FZKA 6100, Forschungszentrum Karlsruhe, (Nov. 1998)
- [12] T. Haste, M. Steinbrück, M. Barrachin, O. de Luze, M. Grosse, J. Stuckert: A Comparison of Core Degradation Phenomena in the CORA, QUENCH, Phébus SFD and Phébus FP Experiments, 22nd Int. Conf. Nuclear Energy New Europe, Bled, Paper 402. (2013)
- [13] Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants, NUREG-75/014, WASH-1400 (1975).
- [14] Status Report on Spent Fuel Pools under Loss-of-Cooling Accident Conditions, OECD CSNI, NEA/CSNI/R(2015)2.
- [15] J. Gadó: AGNES - Safety Reassessment of the Paks Nuclear Power Plant. ENS TOPSAFE '95. Budapest, Proc. Vol. I. (1995) 106-113.
- [16] I. Vidovszky et al.: Experimental Investigations of the Physical Properties of Uranium-Water Lattices, Akadémia Kiadó, Budapest (2000).
- [17] L. Maróti: Chemical Interaction between VVER Core Components under Accidental Conditions, Nucl. Eng. and Design, 172 (1997) 73-81.
- [18] J. Bajsz, J. Gadó: Ex-core Fuel Damage Event at Paks - Causes, Consequences and Lessons Learned, Proc. Int. Conf. Nuclear Energy for New Europe 2004, Portorož, Paper 901.
- [19] L. Vöröss: Lessons Learned from the INES-3 event at PAKS NPP on April 10, 2003, EUROSAFE Paris, November 25–26, 2003, Seminar 1.

- [20] S.A. Nikulin, A.B. Rozhnov, V.A. Belov, E.V. Li, V.S. Glazkina. Influence of chemical composition of zirconium alloy E110 on embrittlement under LOCA conditions – Part 1: Oxidation kinetics and macrocharacteristics of structure and fracture, *J.Nucl.Mater.*, 418 (2011) 1-7.
- [21] Cs. Győri: Development and Application of FRAP-T6 VVER Version, Proceedings of the International Conference Nuclear Energy in Central Europe, Bled, (2000).
- [22] Technical Opinion Papers No. 13. LOCA Criteria Basis and Test Methodology, NEA/CSNI/R(2011)7
- [23] T. Drath: Validierung und Verbesserung des Programmsystems ATHLET-CD hinsichtlich der B4C-Oxidation in Dampfatosphäre, Ruhr-Universität Bochum (2007) 170 p. (német nyelven)
- [24] P. Matejovic, M. Barnak, M. Bachraty, L. Vranka: ASTEC applications to VVER-440/V213 reactors, *Nucl. Eng. Des.*, 272 (2014) 245-260.
- [25] Notes of the First Research Coordination Meeting of the Coordinated Research Programme on Fuel Modelling in Accident Conditions (FUMAC), Karlsruhe, 11-14 November 2014.
- [26] T. Hollands, H. Hoffmann, P. Kruse, H-J. Wagner, M. K. Koch: Simulation der Bündelversuche QUENCH-10 und CODEX AIT-1 mit dem Programmsystem ATHLET-CD 2.1A sowie Bewertung der Air-Ingress-Modellbasis, Ruhr-Universität Bochum (2008) (német nyelven)
- [27] In-Vessel Core Degradation Code Validation Matrix, Update 1996-1999, NEA/CSNI/R(2000)21
- [28] Yu Zvonarev, A. Volchek, V. Kobzar, P. Chatelard, J. P. Van Dorsselaere: ASTEC and ICARE/CATHARE modelling improvement for VVERs, *Nucl.Eng. Des.* 241 (2011) 1055-1062.

## 7. Az értekezés témakörében megjelent saját közlemények

- [S1] Hózer Z, Gadó J, Somfai B, Szabó E: Safety Analysis of a VVER-440 Spent Fuel Storage Pool, *Int. J. Nucl. Energy Sci. Technol.* 3 (2007) 302-312.
- [S2] Z. Hózer Z, Cs. Győri, M. Horváth, I. Nagy, L. Maróti, L. Matus, P. Windberg, J. Frecska: Ballooning experiments with VVER cladding, *Nucl.Technol.* 152 (2005) 273-285.
- [S3] Z. Hózer, M. Horváth, M. Kunstár, L. Matus, I. Nagy, T. Novotny, E. Perez-Feró, A. Pinter-Csordás, N. Vér, A. Vimi, P. Windberg: Experimental simulation of the Paks-2 cleaning tank incident through separate effect and integral tests, *Nucl.Eng.Des.* 241 (2011) 573-581.
- [S4] Z. Hózer, E. Perez-Feró, T. Novotny, I. Nagy, M. Horváth, A. Pintér-Csordás, A. Vimi, M. Kunstár, T. Kemény: Experimental Comparison of the Behavior of E110 and E110G Claddings at High Temperature, *Zirconium in the Nuclear Industry, 17th International Symposium, STP 1543, Robert Comstock and Pierre Barberis, Eds., ASTM International, West Conshohocken, PA 2015.3, (2015) 932–951.*
- [S5] E. Perez-Feró, Cs. Győri, L. Matus, L. Vasáros, Z. Hózer, P. Windberg, L. Maróti, M. Horvát, I. Nagy, A. Pintér-Csordás, T. Novotny: Experimental database of E110 claddings exposed to accident conditions, *J.Nucl.Mater.* 397 (2010) 48-54.
- [S6] Van Uffelen P, Győri Cs, Schubert A, van de Laar J, Hózer Z, Spykman G: Extending the application range of a fuel performance code from normal operating to design basis accident conditions, *J.Nucl.Mater.* 383:(1-2) pp. 137-143. (2008)
- [S7] Z. Hózer, Cs. Győri, L. Matus, M. Horváth: Ductile-to-brittle transition of oxidized Zircaloy-4 and E110 claddings, *J.Nucl.Mater.*, 373 (2008) 415-423.

- [S8] Z. Hózer, L. Maróti, P. Windberg, L. Matus, I. Nagy Gy. Gyenes, M. Horváth A. Pinter, M. Balaskó, A. Czitrovsky, P. Jani, A. Nagy, O. Prokopiev, B. Tóth B: Behavior of VVER fuel rods tested under severe accident conditions in the CODEX facility, Nucl.Technol. 154 (2006) 302-317.
- [S9] I. Sheperd, B. Adroguer, M. Buchmann, O. Gleisberg, T. Haste, P. Hofmann, Z. Hózer, R. Hummel, R. Kaltofen, J. Knorr, N. Kourti, M. Leonardi, F. Oriolo, R. Schneider, L. Maróti, L. Matus, G. Schanz, P. Windberg: Oxidation Phenomena in Severe Accidents”, Proc. FISA-99, Luxemburg 29 November - 1 December, 1999, EUR 19532 EN, p. 69, G. Van Goethem, J.M. Bermejo, A. Zurita, H. Bischoff, G. Keinhorst, Eds., European Communities (2000).
- [S10] B. Adroguer, F. Bertrand, P. Chatelard, N. Cocuau, J.P. Van Dorsselaere, L. Bellenfant, D. Knocke, D. Bottomley, V. Vrtilkova, L. Belovsky, K. Mueller, W. Hering, C. Homann, W. Krauss, A. Miassoedov, G. Schanz, M. Steinbrück, J. Stuckert, Z. Hózer, G. Bandini, et al: Core loss during a severe accident (COLOSS) Nucl.Eng.Des., 235 (2005)173-198.
- [S11] Z. Hózer, P. Windberg, I. Nagy, L. Maróti, L. Matus, M. Horváth, A. Pintér, M. Balaskó, A. Czitrovsky, P. Jani: Interaction of failed fuel rods under air ingress conditions, Nucl. Technol., 141 (2003) 244-256.
- [S12] L. Sepold, Z. Hózer, A. Miassoedov, G. Schanz, U. Stegmaier, L. Steinbock, M. Steinbrück, J. Stuckert: Results of air ingress experiment QUENCH-10, In: Jahrestagung Kerntechnik 2005. Nürnberg, 209-213.
- [S13] L. Sepold, Z. Hózer, G. Schanz, U. Stegmaier, M. Steinbrück, J. Stuckert: A QUENCH experiment including an air ingress phase prior to flooding, T.Am.Nucl.Soc. 94 (2006) 140-141.
- [S14] Hózer Z., Kunstár M., Matus L., Vér N., Nagy I., Windberg P.: Kísérletek a sérült kazetták tárolótokjaiból várható kikerülés becslésére, Magyar Energetika, 14 (2006) 19-21.
- [S15] D. Bottomley, J. Stuckert, P. Hofmann, L. Tocheny, M. Hugon, C. Journeau, B. Clément, S. Weber, S. Guentay, Z. Hózer, L. Herranz, A. Schumm, F. Oriolo, E. Altstadtm M. Krause, M. Fischer, V.B. Khabensky, S.V. Bechta, M.S. Veshchunov, A.V. Palagin, A.E. Kiselev, V.I. Nalivaev, A.V. Goryachev, V. Zhdanov, V. Baklanov: Severe accident research in the core degradation area: An example of effective international cooperation between the European Union (EU) and the Commonwealth of Independent States (CIS) by the International Science and Technology Center, Nucl.Eng.Des., 252 (2012) 226-241.
- [S16] Hózer Z., Windberg P., Nagy I., Vimi A., Kunstár M., Vér N., Matus L., Perezné Feró E., Novotny T., Balaskó M.: A paksi üzemzavar modellezése a CODEX berendezésen, Magyar Energetika, 15 (2007) 20-23.
- [S17] Z. Hózer, M. Balaskó, M. Horváth, M. Kunstár, L. Matus, I. Nagy, T. Novotny, E. Perez-Feró, A. Pintér, N. Vér, A. Vimi, P. Windberg: Quenching of high temperature VVER fuel after long term oxidation in hydrogen rich steam, Ann.Nucl. Energy, 37 (2010) 71-82.
- [S18] Hózer Z., Vimi A.: Súlyos balesetek kezelése az új paksi blokkokon Magyar Energetika, 21 (2014) 13-15.