

## **A PAKS 2 PROJEKT AKTUALITÁSAI**

**Prof. Dr. Aszódi Attila**

A Paksi Atomerőmű kapacitásának fenntartásáért felelős államtitkár

Miniszterelnökség

egyetemi tanár

Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem

1111 Budapest, Műegyetem rakpart 9., +36-1/463-2523, aszodi@reak.bme.hu

Az előadó a Paksi Atomerőmű kapacitásának fenntartásához kapcsolódó projekt aktuális állásáról számol be. Előadásában részletezi az eddig lezajlott főbb engedélyezési folyamatok tapasztalatait, azok státuszát és eredményeit. Betekintést nyújt a beruházással kapcsolatos jelenlegi feladatokba, és tájékoztatja a hallgatóságot a közeljövőben várható főbb tevékenységekről.

# CSOPORTÁLLANDÓ ELŐÁLLÍTÁSA AZ ALLEGRO REAKTORHOZ

## **Batki Bálint**

doktorandusz, MTA Energiatudományi Kutatóközpont  
KFKI Campus 1121 Budapest, Konkoly Thege Miklós út 29-33., +36-1- 392-2222/(1213),  
batki.balint@energia.mta.hu

## **Pataki István**

tanácsos, MTA Energiatudományi Kutatóközpont  
KFKI Campus 1121 Budapest, Konkoly Thege Miklós út 29-33., +36-1- 392-2222/(1455),  
pataki.istvan@energia.mta.hu

## **Keresztúri András**

főtanácsos, AEMI Atomenergia Mérnökiroda Kft.  
Konkoly Thege u. 29-33. sz., +36-1- 392-2222/(3436),  
kereszturi.andras@energia.mta.hu

## **Panka István**

laboratóriumvezető, MTA Energiatudományi Kutatóközpont  
KFKI Campus 1121 Budapest, Konkoly Thege Miklós út 29-33., +36-1- 392-2222/(1386),  
panka.istvan@energia.mta.hu

A gyors és termikus reaktorokra való csoportállandó előállítás több dologban is különbözik. Termikus reaktorok estén például elegendő kettő vagy négy energia csoportot használni a makro-kódokban. Gyors rendszerekben a neutronspektrum eltolódik a nagyobb energiák felé, ahol a magok hatáskeresztmetszetei gyorsan változnak, így részletesebb csoport szerkezet szükséges a pontosabb kevéscsoport számításokhoz. Az ALLEGRO gázhűtésű gyorsreaktor jelenleg is fejlesztés alatt áll, melynek során a csoportállandók használhatók a zóna optimalizációjához és háromdimenziós effektusok vizsgálatához.

Az előadás során a csoportállandó előállítás folyamatának módszertanát mutatjuk be, részletezve a következő témákat: a kevéscsoport szerkezet és a nodalizáció optimalizálása, a térfüggőség vizsgálata, valamint termikus effektusok szerinti paraméterezés. A csoportállandók előállítása a Serpent Monte Carlo kóddal történt, melyeket a KIKO3DMG nodális kódban alkalmaztunk és teszteltük. A KIKO3DMG a diffúziós közelítésen kívül képes magasabb rendű polinomokat is figyelembe venni, így például SP3 közelítésben is számolni. A jövőben a KIKO3DMG-ATHLET csatolt kódrendszerrel különböző üzemzavarok kinetikáját tervezzük vizsgálni három dimenzióban.

# **AZ ALLEGRO REAKTOR $UO_2$ ZÓNÁJÁVAL KAPCSOLATOS REAKTORFIZIKAI SZÁMÍTÁSOK**

**Pónya Petra**

Tudományos segédmunkatárs, Nukleáris Technikai Intézet, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi  
Egyetem

1111 Budapest, Műegyetem rkp. 9., Tel.: +36-1-463-1973, e-mail: ponya@reak.bme.hu

**Czifrus Szabolcs**

Igazgató, Nukleáris Technikai Intézet, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem

1111 Budapest, Műegyetem rkp. 9., Tel.: +36-1-463-3824, e-mail: czifrus@reak.bme.hu

Az ALLEGRO reaktor egy 4. generációs gázhűtésű gyorsreaktor-koncepció, melynek célja a GFR típusú reaktorokkal, valamint az azokban használni kívánt új típusú karbid (keramikus) üzemanyaggal kapcsolatos tapasztalati ismeretek megszerzése. A reaktor eredetileg MOX fűtőelemekkel kezdett volna üzemelni. Mivel a MOX kazetták rendelkezésre állása időközben kérdésessé vált, felmerült lehetőségként az  $UO_2$  üzemanyaggal történő helyettesítésük. Annak érdekében, hogy  $UO_2$  üzemanyag alkalmazása mellett is biztosítható legyen a kritikusság, szükségessé vált az üzemanyag-kazetták, valamint zónakonfiguráció átalakítása.

Előadásomban az  $UO_2$  zóna reaktorfizikai vizsgálatának legújabb eredményeit, valamint a karbid üzemanyag  $UO_2$  zónába integrálásának lehetőségeit mutatom be.

A munka a Nemzeti Kutatási, Fejlesztési és Innovációs Alap által támogatott VKSZ\_14-1-2015-0021 azonosító számú Nemzeti Nukleáris Kutatási Program keretében zajlott.

# **AZ ALLEGRO KERÁMIA KAZETTA HŐMÉRSÉKLET- ELOSZLÁSÁNAK EGYENLETESEBBÉ TÉTELE**

**Orosz Gergely Imre**

hallgató, BME NTI

1111 Budapest, Műegyetem rakpart 9., oroszgergelyimre@gmail.com

**Dr. Tóth Sándor**

egyetemi docens, BME NTI

1111 Budapest, Műegyetem rakpart 9., +36-1-463-1109, toth@reak.bme.hu

A gyorsreaktorok technológiai fejlettségüket tekintve „egy lépéssel a hagyományos reaktorok mögött járnak”. A gázhűtésű gyors reaktor (Gas-cooled Fast Reactor, GFR) egyike a IV. generációs atomreaktor típusoknak. A kemény neutron spektrum és a magas zóna kilépő hűtőközeg hőmérséklet teszi ezt a reaktortípust különösen vonzóvá. Ám ezek a tulajdonságok jelentik a legnagyobb kihívást is, mivel komoly kritériumokat állítanak a reaktort felépítő anyagokkal szemben.

A gyorsreaktorok a természetes uránkészletek nagyságrendileg jobb kihasználását teszik lehetővé, továbbá képesek a hosszú élettartamú radioaktív hulladékok (transzuránok, másodlagos aktinidák) mennyiségének nagyarányú csökkentésére. A magas kilépő hélium hűtőközeg hőmérséklettel (körülbelül 850°C) magas erőmű hatásfokot lehet elérni (43-48%), amely felveszi a versenyt a modern szénhidrogén tüzelésű erőművek hatásfokával.

A GFR 2400 MWt teljesítményű koncepciója, illetve egy 75 MWt teljesítményű demonstrációs reaktor (ALLEGRO) fejlesztése jelenleg is folyik hazai és nemzetközi projektek keretein belül. A szükséges technológia kifejlesztésére és a koncepció működőképességének bemutatására szolgál az ALLEGRO reaktor.

Az előadás célja bemutatni, hogy a kerámia fűtőelem kazetta sarokrégiójának termikus maximuma hogyan csökkenthető. A probléma vizsgálatához az ANSYS CFX programot használtuk. A sarokrégió számítására korábbi tanulmányainkban kidolgozott modellek álltak rendelkezésünkre a teljes aktív pálcavíz mentén. A részletes 3D modellek segítségével le tudjuk írni a kialakuló áramlási és hőviszonyokat. A modellek megmutatták, hogy a sarokrégióban a burkolat hőmérséklete lényegesen magasabb, mint a kazetta többi részében.

A sarok részében kialakuló hőmérséklet maximum csökkentésére egyik megoldás a sarok pálcavíz teljesítményének csökkentése, amely a fűtőelemben levő hasadó képes izotópok arányának csökkentésével valósítható meg.

Jelen esetben azt vizsgáltuk, hogy mi történik, ha 10, 20 vagy 30%-kal csökken a sarok pálcavíz teljesítménye. A modellek eredményei alapján meghatároztuk azt a sarok pálcavíz teljesítményt, amely esetén a pálcaburkolat hőmérséklete körülbelül megegyezik a belső régióban levő pálcák burkolatának hőmérsékletével.

A későbbiekben azt szeretnénk megvizsgálni, hogy különböző keverőfüleknek milyen hatása van a régió hőmérséklet viszonyaira.

# **RADIÁLIS EGYENLŐTLENSÉGI TÉNYEZŐ HATÁSÁNAK VIZSGÁLATA AZ ALLEGRO GÁZHŰTÉSŰ GYORSREAKTORBAN**

**Mayer Gusztáv**

tudományos főmunkatárs, MTA EK, 1121 Budapest, Konkoly Thege Miklós út 29-33. 392-2222/1248,  
mayer.gusztav@energia.mta.hu

**Guba Attila**

tudományos főmunkatárs, MTA EK, 1121 Budapest, Konkoly Thege Miklós út 29-33. 392-2222/1231,  
guba.attila@energia.mta.hu

Az ALLEGRO kísérleti gázhűtésű gyorsreaktort a visegrádi országok közösen fejlesztik a korábbi francia tervek alapján. A nemzetközi szakmai egyeztetéseken - melyen Franciaország is részt vesz – kilenc korlátozó kezdeti eseményt választottak ki a tagországok. Ezek között vannak olyanok, amelyek a tervezési alaphoz tartoznak és vannak olyanok, amelyek tervezésen túliak. A limitáló kezdeti események kiválasztásának az a célja, hogy a tervezendő új ALLEGRO reaktorra egy felső korlátot biztosítson – azaz amennyiben a fenti tranziensekre teljesülnek az elfogadási kritériumok, akkor remélhetőleg az összes kezdeti eseményre megfelelő eredmények adódnak.

A jelenlegi tervezési fázisban az ALLEGRO zónájának teljesítményét lejjebb kell csökkenteni egy olyan szintre, ahol lehetőleg az összes kiválasztott kritikus tranziensre teljesülnek az elfogadási kritériumok. A zóna teljesítményét és a radiális egyenlőtlenségi tényező hatását vizsgáljuk. Az első lépésben célszerű a fenti kilenc tranziens számát csökkenteni – ki kell választani azt, amelyik feltételezhetően a legkorlátozóbb és az elemzéseket erre az esetre kell megvizsgálni. Az elfogadási kritériumokat teljesítő teljesítmény és a radiális egyenlőtlenségi tényező közvetlen inputként szolgál a reaktorfizikai számításokhoz.

A munka a Nemzeti Kutatási, Fejlesztési és Innovációs Alap által támogatott VKSZ\_14-1-2015-0021 azonosító számú projekt keretében zajlott.

# **AZ ALLEGRO DEMONSTRÁCIÓS REAKTOR ESEMÉNYLOGIKAI MODELLJE**

**Tóth Barnabás**

tudományos segédmunkatárs, NUBIKI Kft.

Budapest, Konkoly-Thege M. út 29-33. 6. ép., +36 1 392 2222/ 2103, tothb@nubiki.hu

**Felnagy Tamás**

tudományos segédmunkatárs, NUBIKI Kft. felnagy@nubiki.hu

**Siklóssy Tamás**

divízióvezető, NUBIKI Kft. siklossyt@nubiki.hu

Az előadás célja a Fenntartható Atomenergia Technológiai Platform Stratégiai Kutatási tervében előírányzott feladatok közül az ALLEGRO demonstrációs reaktor első szintű valószínűségi biztonsági elemzésének primerköri hűtőközeg vesztesre (LOCA) és egyéb tranziensekre vonatkozó eseménylogikai modelljének bemutatása.

Az eseménylogikai modell kidolgozása a kezdeti események lehetséges következményeit a biztonsági rendszerek rendelkezésre állásának függvényében leíró eseményfák és a rendszer megbízhatósági elemzések eredményeinek tekinthető hibafák elkészítését foglalta magában. A feladatot módszertani megalapozás alkalmazásával oldottuk meg. A kezdeti események körét a Platform Stratégiai Kutatási Terve jelölte ki, ennek alapján az ALLEGRO belső, technológiai eredetű kezdeti eseményeit, azon belül két ütemben a primerköri hűtőközeg veszteses, majd az egyéb, tranziens üzemzavarokat vizsgáltuk. A kezdeti események további kategorizálását és az elemzés egészének részletességét – a részletes tervek hiánya mellett – jelentősen befolyásolta a rendelkezésre álló üzemzavar-elemzések köre. A demonstrációs reaktor jelenlegi, tervezési fázisában még nem készültek az eseményláncok lefutását teljességgel megalapozó elemzések, így több esetben szakértői becsléssel éltünk.

Az ALLEGRO primerköri csővezetékeinek sajátos elrendezése alapján a következő primerköri hűtőközeg veszteses üzemzavarokat vizsgáltuk: 1) primerköri hidegági csőtörések, 2) primerköri melegági csőtörések, 3) teljes keresztmetszetű primerköri csőtörések. A tranziens üzemzavarok közül az alábbiakat elemeztük: 4) hűtőközeg áram csökkenéses üzemzavar, 5) végső hőelnyelő vesztes, 6) telephelyi feszültségkiesés, 7) szekunderköri törések.

Az üzemzavar-elhárítás sikerkritériumait, azaz az eseményfák csomópontjait a rendelkezésünkre álló termohidraulikai elemzések segítségével határoztuk meg. A biztonságvédelmi rendszerek működését a reaktor tervezett maradványhő elvonási stratégiájának megfelelően, a normál üzemi és a dedikált üzemzavar-elhárító rendszerek figyelembevételével modelleztük. A hibafák elkészítéséhez szükséges rendszeranalízis terjedelmét és részletességét jelentősen meghatározta a reaktor rendszereire jelenleg rendelkezésre álló tervek igen korlátozott volta, így a hibafa elemzés során támaszkodtunk az energetikai reaktorokra vonatkozó elemzői tapasztalatunkra. Az elemzésben a reaktor irányítástechnikai rendszerét egyszerűsített módon modelleztük a reaktor- és egyéb biztonságvédelmi jelek működésén keresztül. A Gen IV reaktorok esetében tervezett nagyfokú automatizáltság és a kezelési utasítások teljes hiánya miatt az elemzés jelenlegi fázisában emberi megbízhatóság elemzésre nem került sor.

Az előadás keretein belül röviden bemutatjuk az egyes kezdeti események jellemzőit, az eseményfák felépítését és az azok kidolgozása során felhasznált üzemzavar-elemzéseket, majd kitérünk a figyelembe vett rendszerek hibafáinak szerkezetére is.

# ALLEGRO TERVEZÉSEN TÚLI ÜZEMZAVARÁNAK SZÁMÍTÁSA

**Horváth L. Gábor**

Tudományos főmunkatárs, NUBIKI

1121 Budapest, Konkoly Thege M. út 29-33, Tel.: +36 1 392 2222 / 2109, horvathlg@nubiki.hu

Az előadásban bemutatom a MELCOR súlyos baleseti kód modelljét, amellyel számolni lehet a magas hőmérsékletű, héliumgáz hűtésű gyorsreaktor különböző folyamatait. A modell leírásban röviden érintem a reaktor zóna, a reaktortartály, a primer- és szekunderkör modelljét. A biztonsági rendszerek közül a tervezésen túli üzemzavaroknál fontos szerepet játszó maradvány-hő eltávolító rendszer, a nitrogén akkumulátor, az elsődleges acél és a másodlagos beton konténment leírását és modelljét mutatom be.

A modellt ellenőriztem az állandósult állapot számításával, az eredmények nagyon jó egyezést mutattak a tervezett paraméterekkel.

Tervezésen túli balesetet számoltam, ahol a  $d=0.254$  m átmérőjű törés után az üzemi és kisegítő aktív hélium cirkulációs rendszerek nem működnek, viszont a nitrogén akkumulátorok és a passzív maradvány-hő eltávolító rendszer biztosít olyan mértékű hűtést, hogy a fűtőelemek nem olvadnak meg.

Meghatároztam a fűtőelem burkolat felmelegedését és a felmelegedés alapján létrejövő burkolatsérülés hatására a primerkörön keresztül az elsődleges konténmentbe kerülő hasadvány anyagok mennyiségét. A MELCOR 2.2 kód eredménye azt mutatta, hogy a kezdeti zónaleltárban lévő nemesgázok  $8 \cdot 10^{-5}$ -ed része, juthat ki 1 nap alatt az elsődleges konténmentből.

A munka a Nemzeti Kutatási, Fejlesztési és Innovációs Hivatal finanszírozásával a VKSZ\_14-1-2015-0021 szerződés keretében készült.





# **ALLEGRO MELEGÁGI TÖRÉS CFD SZIMULÁCIÓJA A TÖRÉSEN FELLÉPŐ NYOMÁSVESZTESÉGI TÉNYEZŐ MEGHATÁROZÁSÁRA**

**Mayer Gusztáv**

tudományos főmunkatárs, MTA EK, 1121 Budapest, Konkoly Thege Miklós út 29-33. 392-2222/1248,  
mayer.gusztav@energia.mta.hu

**Farkas István**

tudományos munkatárs, MTA EK, 1121 Budapest, Konkoly Thege Miklós út 29-33. 392-2222/3816,  
farkas.istvan@energia.mta.hu

**Farkas István Tamásné**

tudományos munkatárs, MTA EK, 1121 Budapest, Konkoly Thege Miklós út 29-33. 392-2222/1472,  
farkas.tatiana@energia.mta.hu

**Guba Attila**

tudományos főmunkatárs, MTA EK, 1121 Budapest, Konkoly Thege Miklós út 29-33. 392-2222/1231,  
guba.attila@energia.mta.hu

A francia CEA által tervezett ALLEGRO gázhűtésű gyorsreaktor 2009-es modelljének részletesebb termohidraulikai vizsgálatakor kiderült, hogy a tervezési alapba tartozó egyik melegági törés esetében nem teljesül a maximális burkolathőmérsékletre előírt kritérium. Ezeket a számításokat a CATHARE termohidraulikai rendszerkóddal végeztük, ahol a törésen kialakuló nyomásveszteségi tényező értékét – egyéb információ hiányában – becsléssel határoztuk meg. Ez a tényező, azonban döntően befolyásolja a tranziens közben kialakuló maximális burkolathőmérsékletet. Annak érdekében, hogy pontosítsuk a szóban forgó nyomásveszteségi tényező értékét, részletes CFD számításokat végeztünk.

A munka a Nemzeti Kutatási, Fejlesztési és Innovációs Alap által támogatott VKSZ\_14-1-2015-0021 azonosító számú projekt keretében zajlott.

# **RADIOAKTÍV HULLADÉKOK KEZELÉSE A PAKSI ATOMERŐMŰBEN**

**Feil Ferenc**

osztályvezető, MVM Paksi Atomerőmű Zrt.

7031 Paks, hrsz.: 8803/17, Pf. 71., +3675508108, feil@npp.hu

A Paksi Atomerőmű radioaktív hulladékkezelési tevékenységeinek értékelésére, az elmúlt tíz év tevékenységeinek áttekintésére került sor a 2017-es Időszakos Biztonsági Felülvizsgálat keretében. Az eltelt 10 év eredményei közül néhány:

- jelentős mennyiségű radioaktív hulladékotadtunk át végleges elhelyezésre,
- technológiai berendezéseket cseréltünk le,
- befejeztük a folyékony hulladékkezelő technológia üzembehelyezését, megkezdtük az üzemeltetését,
- részt vettünk az NRHT végleges elhelyezési koncepciójának módosításában.

Az erőmű radioaktív hulladékkezelési koncepciójával összhangban megkezdődött egy folyékony radioaktív hulladék cementező rendszer létesítése, amellyel megoldható a folyékony hulladékkezelő technológiával nem kezelhető hulladékok szilárdítása.

# **FHF TECHNOLÓGIA ÜZEMELTETÉSI EREDMÉNYEK, TAPASZTALATOK**

**Sitkei Gábor**

üzemeltetés vezető, MVM Paksi Atomerőmű Zrt.  
7030 Paks, hrsz.: 8803/17, +3675508932, sitkeiga@npp.hu

Az üzembe helyezési folyamat eredményeképpen 2012 végére lezárult a paksi atomerőmű bepárlási maradékainak térfogatcsökkentését szolgáló technológia létesítése.

A technológia lényege a radioizotópok jelentős részét adó kobalt és cézium ionok eltávolítása, majd a hulladék bórsav tartalmának visszanyerése. A technológia végén kapott tisztított folyékony hulladék kibocsátható az erőmű egyéb mérlegen felüli vizeivel együtt, valamint a visszanyert bórsav felszabadítható a hatósági felügyelet alól és veszélyes hulladékként ártalmatlanítható.

A technológia üzemeltetésével jelentősen csökkenthető a végleges elhelyezésre kerülő radioaktív hulladékok térfogata, illetve az elhelyezés költsége.

Az előadás bemutatja a technológia lépéseit és üzemeltetési tapasztalatait.

# AZ FHF TECHNOLÓGIA CÉZIUM ELTÁVOLÍTÁSI LÉPÉSEINEK TAPASZTALATAI

## **Pátzay György**

egyetemi tanár, BME KKFT

1111 Budapest Műegyetem rkp. 3. +3614631945, gpatzay@mail.bme.hu

## **Feil Ferenc**

osztályvezető, MVM Paksi Atomerőmű Zrt.

7031 Paks, hrsz.: 8803/17, Pf. 71., +3675508108, feil@npp.hu

## **Otterbein János**

üzemvezető, MVM Paksi Atomerőmű Zrt.

7031 Paks, hrsz.: 8803/17, Pf. 71., +3675508862, otterbeinj@npp.hu

## **Csonka Emil**

kutató, BME KKFT

1111 Budapest Műegyetem rkp. 3. +3614633103, csonka.emil@kkft.bme.hu

## **Havasi Dávid**

tanársegéd, BME KKFT

1111 Budapest Műegyetem rkp. 3. +3614633103, havasi.david@mail.bme.hu

A paksi atomerőmű folyékony radioaktív sűrítményeit a tisztított víz kibocsátás előtt az FHF technológiával kezelik. Ennek a folyékony radioaktív hulladék kezelő technológiának egyik legfontosabb eleme a radioaktivitás zömét adó cézium izotópok ( $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ) szelektív eltávolítása a közel 400 g/l inaktív sótartalmú oldatból. Erre a célra a finn FORTUM cég CsTreat és a BME Kémiai és Környezeti Folyamatmérnöki Tanszék (KKFT) CsFix márkanevű cézium-szelektív szorbenseit használják. Az erőművi tapasztalatok azt mutatják, hogy a cézium eltávolítás hatékonysága erősen függ az FHF technológia megelőző lépéseinek minőségétől (plazmaíves bontás, nátrium-permanganátos kezelés), valamint a kezelt sűrítmény kálium tartalmától. A kálium tartalom hatásáról a finn kutatók meggyőző méréseket végeztek. A sűrítmények kálium tartalma döntően befolyásolja az ioncsere áttörési görbéinek meredekségét. További kutatásainkban az áttörési görbék meredekségének javítása a cél.

# **CEMENTEZÉSI TECHNOLÓGIA LÉTESÍTÉSE FOLYÉKONY RADIOAKTÍV HULLADÉKOK SZILÁRDÍTÁSÁRA A PAKSI ATOMERŐMŰBEN**

**Otterbein János**

üzemvezető, MVM Paksi Atomerőmű Zrt.

7031 Paks, hrsz.: 8803/17, Pf. 71., +3675508862, otterbeinj@npp.hu

Az MVM Paksi Atomerőmű Zrt. és az RHK Kft. 2010. áprilisában kezdte azt a közös munkát, amelynek célja olyan hulladékcsomag konstrukció koncepciójának kifejlesztése volt, amellyel a korábbi elhelyezési módszerrel azonos biztonsági szinten, de költséghatékonyabban lehet kihasználni a Nemzeti Radioaktív Hulladék Tárolóban (NRHT) kialakítandó tárolótérket Bataapátiban. Az értékelemzési folyamat során a hulladékcsomag funkcióelemzése azt mutatta, hogy célszerűbb a korábbi vasbeton konténeres elhelyezés helyett vékonyfalú merevített fémkonténerekben elhelyezni a radioaktív hulladékokat. A felszín alatti tárolótér optimális kihasználása érdekében az új típusú hulladékcsomagok szabad üregeinek kitöltése aktív cementpéppel történik.

Ez azt jelenti, hogy a végleges elhelyezésre kerülő hulladékcsomagok előállítására az atomerőműben kerül sor, egy új cementezési technológia telepítésével. A létesítés alatt álló technológia alkalmas:

- a térfogatcsökkentést eredményező folyékony hulladék feldolgozó technológiával (FHFT) nem feldolgozható folyékony radioaktív hulladékok végleges elhelyezés előtti szilárdítására, valamint
- a végleges elhelyezési konténerben a hordók között lévő szabad térfogatok kitöltésére is.

# **KIS- ÉS KÖZEPES AKTIVITÁSÚ SZILÁRD HULLADÉKOK ÚJRAFELDOLGOZÁSA, FELSZABADÍTÁSA**

**Menyhei Dávid**

üzemeltetés vezető, MVM Paksi Atomerőmű Zrt.  
7030 Paks, hrsz.: 8803/17, +3675507447, menyheid@npp.hu

Az évek folyamán egyre nagyobb szerepet kapott a paksi atomerőműben a hulladékkezelési folyamat fejlesztése, újragondolása. Az üzemidőhosszabbítás, a hulladéktárolási kapacitás folyamatos csökkenése új megközelítést és új megoldásokat eredményezett.

Az új feladatok egyike a korábban radioaktívnak minősített, szilárd hulladékok felszabadítása, kiszállítása az ellenőrzött zónából. A hulladékok újraminősítése 2015-ben kezdődött, melyet folyamatosan végzünk. A hulladékok többnyire történelmi hulladékok, típusát tekintve leggyakrabban fém, építészeti törmelék, fa. Célunk az elkövetkező években ezen folyamattal a hulladéktárolási kapacitás megtartása, növelése.

A '90-es évek hulladékkezelési gyakorlatából következő új feladat, amellyel egyrészt a tárolási kapacitás növelését, másrészt a hordók átvételi követelménynek való megfelelést érjük el, a hulladékok újrafeldolgozása. Az újrafeldolgozás során a kezdetleges hulladéktömörítési technológiával lezárt hordók tömörítését végezzük a korszerűbb, 50 tonnás kompaktossal. Az újrafeldolgozás eredményeként számos hulladéktároló helyiségben biztosítani tudjuk a megfelelő tárolási és logisztikai helyet a későbbiekben keletkező kis- és közepes aktivitású szilárd hulladékoknak.

# **A PAKSI REAKTORCSARNOKBAN KÉPZŐDÖTT ALFA SZENNYEZETT HULLADÉKOK ELTÁVOLÍTÁSA**

**Mercz Zsolt**

műszaki szakértő Paksi Atomerőmű Zrt.  
7031 Paks, +36 20 444 0736, merczz@npp.hu

A 2003. évi 2. blokki üzemzavar felszámolása és a sérült fűtőelemek kezelése során keletkezett – döntően alfa szennyezett – hulladékok ideiglenes tárolása az 1. reaktorcsarnok kijelölt helyein történt.

A 2-es blokki helyreállítási munkák és a betokozott sérült fűtőelemek elszállítása után következett a helyreállításhoz használt eszközök, és magának az üzemzavart okozó mosótartálynak a végleges hulladékba helyezése.

A munkák az alábbi fő fázisokba sorolhatók:

- 2.-es blokki pihentető medence helyreállítása
- csarnoki rend helyreállítása, szennyezett területek felszámolása
- nagyméretű eszközök és magának a mosótartálynak a szétdarabolás hulladékba helyezése

A 2.-es blokki pihentető medence helyreállítása a blokk élettartam hosszabbításának engedélyezési feltétele volt. A munka alapvetően a meglévő hulladékkezelési eszközök, valamint a blokki üzemanyag átrakások során használt eszközök továbbfejlesztésével történt. A csarnoki rend helyreállítása teljesen új, a cégnél eddig nem használt eszközök kifejlesztésével, a terület teljes izolációjával, új típusú védőruhák használatával, hordozó berendezés, dekontaminálási módszerek, mintavételezési technológia kifejlesztésével történt.

A fejlesztések eredményeképpen a munkákat, minimális kollektív dózissal, baleset és személyi elszennyezés mentesen, teljes sikerrel sikerült végrehajtani.

A nagyméretű berendezések darabolása új fejlesztésű, egyedi gyémánthuzalos vágógéppel lesz végrehajtva, majd a kisebb darabokat a szennyezett terület felszámolásához hasonló technológiával helyezzük hulladékba.

Az előadás ezeknek a hulladékkezelési folyamatoknak az eszközeit, és a velük tervezett illetve a velük végrehajtott munkákat mutatja be.

# RADIOAKTÍVHULLADÉK-TÁROLÓK ÜZEMELTETÉSI ENGEDÉLYEZÉSI ELJÁRÁSA

**Hauszmann Zsuzsanna**

nukleáris biztonsági felügyelő, Országos Atomenergia Hivatal  
1036 Budapest, Fényes Adolf utca 4.  
+36-1-436-4106, [hauszmann@haea.gov.hu](mailto:hauszmann@haea.gov.hu)

**Kókai Ágnes**

nukleáris biztonsági felügyelő, Országos Atomenergia Hivatal  
1036 Budapest, Fényes Adolf utca 4.  
+36-1-436-4846, [kokai@haea.gov.hu](mailto:kokai@haea.gov.hu)

Az Országos Atomenergia Hivatal (OAH) tevékenységi köre az elmúlt időszakban több feladattal bővült, amelyek közül a radioaktív hulladék-tárolók felügyeletét 2014. július 1-től látja el.

A radioaktív hulladék-tárolókra vonatkozó jogszabályi követelményeket elsősorban az atomenergiáról szóló 1996. évi CXVI. törvény és a radioaktív hulladékok átmeneti tárolását vagy végleges elhelyezését biztosító tároló létesítmények biztonsági követelményeiről és az ezzel összefüggő hatósági tevékenységről szóló 155/2014. (VI. 30.) Korm. rendelet tartalmazza. Az OAH a jogszabályi követelmények teljesítését útmutatók kiadásával segíti. A radioaktív hulladék-tárolók hatósági felügyeletében való változást követően az OAH két létesítményszintű engedélyt adott ki, mindkettőt üzemeltetésre vonatkozóan.

A Radioaktív Hulladékokat Kezelő Közhasznú Nonprofit Kft. (RHK Kft.) a Radioaktív Hulladék Feldolgozó és Tároló létesítmény (RHFT) 2016 közepén nyújtotta be az üzemeltetési engedély kérelmet az OAH-hoz. Az RHFT alapvető feladatai az átvett hulladékok esetleges válogatása, tömörítése, csomagolása után a hulladékok végleges elhelyezése, illetve az RHFT-ben véglegesen nem elhelyezhető hulladékok hosszú távú átmeneti tárolása. Az RHK Kft. a 155/2014. (VI. 30.) Korm. rendelet szerint a létesítményre vonatkozó követelmények teljesítése érdekében biztonsági elemzést végzett. A vizsgálat során megállapították, hogy a tároló létesítmény nem rendelkezik egységes szerkezetű, minden tevékenységet magába foglaló biztonsági jelentéssel (ÜMBJ), üzemeltetési feltételek és korlátokkal (ÜFK), illetve üzemzavarok elhárítását szabályozó kezelési utasítással. Az ÜMBJ, az ÜFK és az üzemzavar elhárítási utasítás e Korm. rendelet vonatkozó követelményi pontjainak figyelembe vételével készültek el. Ezen dokumentációk képezték az üzemeltetési engedély iránti kérelem mellékleteit. A kiadott üzemeltetési engedély birtokában az RHFT létesítménye az engedélyben foglalt feltételek teljesítésével 2067 végéig üzemeltethető.

Az RHK Kft. a Nemzeti Radioaktív hulladék-tároló létesítmény (NRHT) üzemeltetési engedély kérelmét 2017 tavaszán nyújtotta be az OAH-hoz, amelyben a kis és közepes aktivitású radioaktív hulladékok végleges elhelyezésére szolgáló felszín alatti I-K1 és I-K2 tárolókamráira, valamint a kapcsolódó felszíni létesítményekre vonatkozóan kért üzemeltetési engedélyt. A felszíni létesítmények és az I-K1 kamra eddig is üzemeltek, azonban az engedély lejártja miatt szükséges volt az üzemeltetési engedély meghosszabbítása, a létesítmény ezen részeire. Az NRHT szakaszos létesítése következtében az üzembe vétele is szakaszosan történik, így az üzemeltetési engedély I-K2 kamrára történő kiterjesztése is ebben az engedélyezési eljárásban történt meg. Az I-K2 kamrától kezdődően a hulladék elhelyezési technológia megváltozik a létesítményben. A végleges elhelyezésre kerülő hulladék csomagok kialakítása az erőműben fog történni. Az eljárás során így kiemelten fontos szerepet tulajdonított a hatóság a hulladékátvételi követelmények teljesülésének, a tárolót üzemeltető szervezet ellenőrzésére irányuló ellenőrzési rendszer kidolgozásában. A kiadott üzemeltetési engedély birtokában az NRHT létesítménye az engedélyben foglalt feltételek teljesítésével 2061 végéig üzemeltethető.



# SPND DETEKTOROK BEVEZETÉSE PAKSON

**Cserháti András**

műszaki főtanácsadó, MVM PA Zrt.

cserhati@npp.hu

A modern reaktorok in-core mérés technikájában ma már elterjedten alkalmaznak SPND detektorokat, de ez nem volt kezdetektől így.

E detektoroknak „rendes” magyar nevük máig sincs. Néhány más nyelven: SPND (self powered neutron detector, saját táplálású neutron érzékelő), ДПЗ (датчик прямого заряда, közvetlen töltésű érzékelő), DNAA (Détecteur de neutrons auto-alimenté, öntápláló neutron detektor), EED (Elektronemissionsdetektor, elektron kibocsátó érzékelő),

Az előadás az ilyen n-béta detektorok fizikai alapjaival, előtörténetével indít. Kitér a felépítésre, anyagokra, egyes kapcsolódó magreakciókra, a detektortípus előnyeire, hátrányaira. Az előtörténet keretében áttekinti a szovjet/ orosz illetve kanadai szálakat – főként M. G. Mitelman és J. W. Hilborn tevékenységét.

A VVER-440 reaktorok korai, V230 altípusában még huzalaktivációs neutronfluxus eloszlási mérések folytak. A Pakson ma is működő későbbi V213 altípust látták el először SPND detektorokkal, amelyek előttünk a finn Loviisa-1 majd a szovjet/ukrán Rovno/Rivne-1 blokkokon léptek üzembe.

Nálunk tehát 1982-ben jelentek meg a paksi atomerőmű 1. blokkján. Kezdeként felidézzük a detektorok tervek szerinti elhelyezését a reaktorban. Bevezetésük nem ment bonyodalmak nélkül, ezért a továbbiakban sorra vesszük az üzembe helyezés során felmerült problémákat (védőcsövek kanyarodási sugara, lecsökkent szigetelési ellenállások, névlegestől eltérő pozíciók). További probléma volt a kezdetleges jelfeldolgozás. A blokk viszonylag szerény számítástechnikai támogatással indult, eleinte csak a Hindukus nevű mérésadatgyűjtő állt rendelkezésre. A reaktorban lévő neutronmérő egységeket pedig időnként újra kellett kalibrálni, mert a reaktor működése során anyagi változást szenvedtek, fokozatosan fogytak („kiégtek”) belőlük az érzékeny anyagok. A kalibráció hónapokig off-line történt. Végül a magyar fejlesztésű VERONA rendszer belépése hozott egyfajta, de a mainál még egyszerűbb megoldást.

Az előadó személyében érintett, mivel több-kevesebb mélységben részt vett a fenti összes probléma feltárásában, megoldásában. Ezen túl alkalma volt Moszkvában illetve Torontóban találkozni a detektorok feltalálóival, melyről pár szóban ugyancsak megemlékezik.

# **AZ SPND DETEKTOROK MAI FEJLETT ALKALMAZÁSA PAKSON**

**Pós István**

vezető fizikus, MVM PA Zrt. pos@npp.hu

**Kálya Zoltán**

fizikus csoportvezető, MVM PA Zrt. kalyaz@npp.hu

Atomerőművekben a reaktorok üzemeltetése csak meghatározott zónán belüli teljesítmény és hőmérséklet limitek betartása esetén lehetséges. Ezeknek a lokális üzemeltetési korlátoknak a betartása azért fontos, mert csak így garantálható, hogy az üzemi tranziensek és üzemzavarok végkimenetele kielégíti az előírt feltételeket. A paksi VVER-440-es blokkok esetén ezek a paraméterek a következők:

- A maximális lineáris pálca teljesítményből és a hozzá tartozó limitből képzett lineáris pálca teljesítmény tartalék.
- A maximális szubcsatorna kilépő és a zóna aktuális nyomáshoz tartozó telítési hőmérsékletből számolt telítési tartalék.
- Maximális kazetta és pálca teljesítményhez tartozó limitekből képzett kazetta és pálca teljesítmény tartalék.

A fenti paraméterek folyamatos meghatározását az on-line zónamonitorozó rendszerek végzik in-core mérések és reaktorfizikai modellek segítségével.

VVER-440-es blokkokon az in-core méréseket hőmérőkkel és SPND detektorokkal végezzük. Egy adott kazetta anyagi összetételének ismeretében, a kazettában levő neutron fluxus meghatározható a neutron fluxusra közvetlenül érzékeny SPND detektorok (orosz elnevezéssel DPZ) segítségével. Az SPND-k 36 kazetta középpontjában elhelyezett mérőláncokban találhatóak, láncként 7 detektorral és 1 háttér-detektorral. Látható, hogy az SPND detektorok segítségével a zóna 3D monitorozása valósítható meg.

A modern zónamonitorozó módszerek sajátossága az, hogy az in-core mérések feldolgozására bonyolult reaktorfizikai algoritmusokat alkalmaznak. Ezek a modellek üzemanyag pálcánkénti felbontásban meghatározzák a zóna fluxus és teljesítmény viszonyait, miközben meghagyják az in-core mérések elsődlegességét a limit paraméterek kiszámítása során. Az adott állapottól független valós állapotok és egyéb kísérletek mérési adatain tesztelt és validált modellek többlet információt visznek a reaktor zóna leírásába és így lehetséges a közvetlenül nem mért pontokra vonatkozó paraméterek kiszámítása is.

A paksi VVER-440 blokkjain a hazai fejlesztésű VERONA zónamonitorozó rendszer üzemel, amely lehetővé teszi a lokális üzemeltetési korlátok nagy pontosságú meghatározását.

# **LERAKÓDÁSOK VIZSGÁLATA IN-SITU GAMMA-SPEKTROSKÓPIÁVAL AZ ATOMERŐMŰ PRIMERKÖRI BERENDEZÉSEIN**

**Kocsonya András, Almási István, Dósa Gergely,  
Hlavathy Zoltán, Kerner Zsolt, Völgyesi Péter**

MTA Energiatudományi Kutatóközpont  
1121 Budapest Konkoly-Thege Miklós út 29-33, +36 1 392 2222 / 3342,  
kocsonya.andras@energia.mta.hu

Az MTA EK Sugárbiztonsági Laboratóriuma a Paksi Atomerőmű felkérésére többféle primerkörü berendezésen – gőzfejlesztők, primerkörü fővezetékek, pótvízrendszer elemei – mér lerakódásokat in-situ gamma-spektroszkópiával. A kvantitatív analízis, ebben az esetben a felületi aktivitáskoncentráció meghatározásának alapja a mérőeszköz hatásfok-kalibrációja az adott mérési geometriára.

A primerkörü fő keringtető vezetékek mérése – amennyiben a leürítés üzemviteli szempontból nem indokolt – gyakran a csőszakasz vízzel feltöltött állapotában történik. Ebben az esetben a mért aktivitás egyaránt lehet a cső falán lerakódva és a vízben is. Ennek a kérdésnek az eldöntésére a primer körben számottevő mennyiségben jelenlevő  $^{110m}\text{Ag}$  esetére dolgozunk ki módszert a fővízkörü csővezetékek méréséhez. Az elkülönítés azon alapul, hogy a falra lerakódott aktivitás gamma-sugárzása csak a cső falában gyengül, míg a vízben oldott aktivitásnál a víz önabszorpciója is érvényesül. Többvonalas gamma-sugárzóknál – amilyen a  $^{110m}\text{Ag}$  is – az egyes vonalak eredeti intenzitásaránya az energiafüggő gyengítés miatt eltolódik, így az intenzitásarányokból a fenti két eset elkülöníthető. A módszert laboratóriumi méréseken teszteltük majd valós körülmények között az atomerőműben alkalmaztuk.

A pótvízrendszerbeli mérések kiértékelésének nehézségét az okozza, hogy igen sok különféle átmérőjű és falvastagságú csövön kellett méréseket végezni. Így sokfajta mérési geometriára kellene kalibrációval rendelkezni arra a feltételezett esetre, hogy az aktivitás egyenletesen oszlik el a cső belső felületén. Elvben lehetne egyenletes felületi aktivitáskoncentrációjú kalibráló sugárforrást készíteni vagy rendelni, de a sokféle csővezeték miatt ez sok munkával és költséggel járna. Helyette a cső belső felületére ragasztott pontforrásokkal, azokat csővel egyenletesen forgatva és hossz tengely mentén mozgatva szimuláljuk az egyenletes eloszlást. Ennek megvalósítására kalibráló gépet szerkesztettünk, amellyel különböző csőfajtákkal és sugárforrásokkal végezhető el a leírt kalibráció. A mérések során fellépő, esetenként jelentős holtidő korrigálását részletesen megvizsgáltuk.

# **REAKTORÉPÜLET TARTÓSZERKEZETÉNEK NEMLINEÁRIS ELEMZÉSE**

**Tábori Béla Tibor**

szakágvezető, főmérnök, Pöyry-ERŐTERV Energetikai Tervező és Vállalkozó ZRt.  
1094 Budapest, Angyal u. 1-3., +36 (1) 455-3600/3360, +36 30 971 3441, bela.tabori@poyry.com

A reaktorépületek öregedéskezelési programjához tartozó süllyedésmonitorozás eredményeiből ismert, illetve az esetleges baleseti helyzetek okozta hatások precízebb vizsgálatához a korábban készített végeselemes modellek pontosítása, illetve fejlesztése is szükségessé vált.

Az előadás témája egy nagy elemszámú nemlineáris végeselemes modell felépítése, illetve az elemzés eredményeinek bemutatása.

# RÖVIDIDEJŰ FOLYÉKONY RADIOAKTÍV KIBOCSÁTÁSOK KÖRNYEZETBEN VALÓ TERJEDÉSÉNEK MODELLEZÉSE

## **Brockhauser Barbara**

MTA Energiatudomány Kutatóközpont, Sugárvédelmi laboratórium  
1121 Budapest, Konkoly Thege Miklós út 29-33., brockhauser.barbara@energia.mta.hu

## **Deme Sándor**

MTA Energiatudomány Kutatóközpont, Sugárvédelmi laboratórium  
1121 Budapest, Konkoly Thege Miklós út 29-33., deme@aeki.kfki.hu

## **Pázmándi Tamás**

MTA Energiatudomány Kutatóközpont, Sugárvédelmi laboratórium  
1121 Budapest, Konkoly Thege Miklós út 29-33., pazmandi.tamas@energia.mta.hu

## **Rudas Csilla**

MTA Energiatudomány Kutatóközpont, Sugárvédelmi laboratórium  
1121 Budapest, Konkoly Thege Miklós út 29-33., rudas.csilla@energia.mta.hu

## **Szántó Péter**

MTA Energiatudomány Kutatóközpont, Sugárvédelmi laboratórium  
1121 Budapest, Konkoly Thege Miklós út 29-33., szanto.peter@energia.mta.hu

Az atomerőműből rövid idő alatt kikerülő radionuklidok felszíni vizekben történő terjedésére jelenleg rendelkezésre álló modellek nagyon konzervatívak. A 2014-ben megkezdett négyéves időtartamra tervezett munka célja egy olyan dinamikus vízi terjedési modell kidolgozása, amely rövididejű kibocsátás esetén képes a paksi atomerőműből a Dunába kerülő aktivitás terjedésének leírására, a lakossági dózisek meghatározására.

Az elemzések során figyelembe kell venni a helyi környezet aktuális jellemzőit, hogy reális, vagy azt közelítő ökológiai, hidrológiai és viselkedési paraméterekkel történjenek a számítások. Ennek érdekében terepi felmérést végeztünk a minél pontosabb életviteli adatok meghatározásához, majd kidolgoztuk az aktivitáskoncentráció-eloszlásból a dóziseket számító programmodul algoritmusát.

Az eredmények a különböző útvonalakra és korcsoportokra vonatkozó paraméterfüggő dóziskonverziós tényezők [Sv/Bq]. A tényleges paraméterek figyelembe vételét az is indokolja, hogy baleseti körülményeknél a megfelelő védőintézkedések meghozatalához a paraméterek „legjobb közelítéssel” kapott eredményeit kell alkalmazni, ugyanis a konzervatív modellek által szolgáltatott, jelentősen felülbecsült értékek nem alkalmasak ilyen számítások elvégzésére.

Az előadás során áttekintjük a terjedést befolyásoló folyamatokat, részletesen bemutatjuk az aktivitáskoncentrációk meghatározását a vízben, az üledékben és a biotában. Bemutatjuk a legfontosabb dózisterhelési-útvonalakat, valamint a sugárterhelés meghatározására alkalmazható modelleket és számítási egyenleteket.

# **A 2016. ÉV HATÓSÁGI ÉRTÉKELÉSÉNEK EREDMÉNYEI**

**Szűcs Ferenc**

nukleáris biztonsági felügyelő, Országos Atomenergia Hivatal  
1036 Budapest, Fényes Adolf utca 4., +36-1/4364-836, SzucsFerenc@haea.gov.hu

A nukleáris létesítmények és a radioaktív hulladék-tárolók tevékenységének értékelése – az engedélyezési és az ellenőrzési feladatok mellett – a hatósági felügyelet legfontosabb elemei közé tartozik. Az Országos Atomenergia Hivatal (OAH) egyik fő feladata a nukleáris biztonság garantálása, a nukleáris baleset kialakulásának megelőzése a jogszabályok által meghatározott keretek között és olyan erőforrások felhasználása mellett, amelyeket a magyar lakosság – választott képviselőin keresztül – biztosít számára. Az OAH – a nukleáris biztonsági felügyeleti tevékenységének részeként – évente értékeli a nukleáris létesítmények biztonsági teljesítményét, a tevékenységének biztonsági szintjét.

Az értékelés fő feladata, hogy áttekintse és megvizsgálja a létesítmények üzemeltetését, lehetőleg még a korai szakaszban, megelőzési céllal feltárja az eltéréseket, kimutassa azok biztonsági hatását, a lehetséges okokat feltárja, és ezek alapján hatékony intézkedéseket kezdeményezzen az eltérések felszámolására.

Az OAH által végzett értékelés a nukleáris létesítményekre és a radioaktív hulladék-tárolókra egyedileg kifejlesztett biztonságimutató-rendszeren, az ellenőrzések eredményein, a létesítmények rendszeres jelentéseiben és a jelentősebb eltérések kivizsgálását és felszámolását célzó eseményjelentéseken alapul. Az értékelő jelentés elsődleges célja, hogy visszacsatolást adjon a nukleáris létesítmények engedélyeseinek az adott évben elért, nukleáris biztonsági vonatkozású tapasztalatok hatósági megítéléséről, elsősorban az üzemeltetői tevékenységnek a lakosságra, a környezetre és a nukleáris létesítmények dolgozóira gyakorolt hatásáról.

Az előadás keretein belül bemutatásra kerülnek a nukleáris létesítmények és radioaktív hulladék-tárolók biztonságimutató-rendszerei, a tárgyévben történt események statisztikája a fontosabbak részletesebb ismertetésével, az ellenőrzési és engedélyezési tapasztalatok, valamint a szervezeti tényezők.

# **OECD NEA MDEP PROGRAM REAKTORTARTÁLY ÉS FŐVÍZKÖR MUNKACSOPORTJÁNAK HATÓSÁGI TAPASZTALATAI**

**Fazekas Ferenc**

Nukleáris biztonsági felügyelő, Országos Atomenergia Hivatal  
1036 Budapest, Fényes Adolf utca 4.  
+36-1-436-4904, fazekasf@haea.gov.hu

Az OAH feladatai közé tartozik az atomenergia témakörével foglalkozó nemzetközi szervezetek munkájában való részvétel is. Ennek keretében több szervezet (pl. NAÜ, OECD NEA) számos nemzetközi projektjében részt vesz a hatóság.

Az egyik ilyen program az OECD NEA égisze alatt életre hívott „Multinational Design Evaluation Programme” (MDEP). Ez a projekt az új atomerőművet építeni szándékozó országok hatóságainak részvételével zajlik. A program célja a különböző hatósági szabályozások megismerése, a jó gyakorlatok azonosítása és átvétele, illetve a tapasztalatok bővítése.

Az MDEP program 2006-ban indult újtárá. Jelenleg 15 ország vesz benne részt, 5 dizájn-specifikus munkacsoportban összesen 13 szakértői alcsoportban folyik a munka, de a program résztvevőinek és tevékenységi területeinek köre folyamatosan bővül. Az OAH a VVER munkacsoportban vesz részt, mint új VVER típusú erőművet építeni tervező ország hatósága. A VVER csoporton belül a magyar hatóság mind a 4 szakértői alcsoportban képviselteti magát, ezek közül jelenleg egyben - a reaktortartály és fővízköri komponensek (RPV&PC) alcsoportban - a csoportvezetői teendőket is ellátja. Ez utóbbi alcsoport a fővízköri berendezésekkel kapcsolatos kérdésekkel foglalkozik, a létesítési munka során fellépő, várhatóan különösen problémás területek részletes megvitatásával, a résztvevők tapasztalatainak megosztásával igyekszik felkészíteni az egyes hatóságokat a jövőbeli munkára. Ilyen témakörök voltak például a főberendezések gyártása, fővízkör túlnyomás elleni védelme, a hegesztés és anyagvizsgálat kérdései.

Az előadás röviden ismerteti az MDEP program történetét, céljait, illetve a felépítését. A magyar részvételt a 4 szakértői alcsoporton keresztül mutatja be, továbbá kiemelten és részletesen foglalkozik az RPV&PC alcsoport tevékenységével. Ismerteti az eddig végzett munkát, az összegyűjtött tapasztalatokat és azok lehetséges hasznosítását. Végezetül a jövőről is lesz szó, az RPV&PC alcsoport és az MDEP egészére tekintettel is.

# **A BUDAPESTI KUTATÓREAKTOR HIDEGNEUTRON FORRÁSÁNAK MODERNIZÁCIÓJA**

**Janik József**

fejlesztési csoportvezető, MTA EK

1121 Budapest, Konkoly Thege Miklos út 29-33, +36304517580, janik.jozsef@energia.mta.hu

A következő években időszerűvé válik a Budapesti Kutatóreaktor (BKR) vízszintes nyalábján található hidegneutron forrás modernizációja és a hozzá tartozó moderátor cellának a cseréje.

A BKR-ben található hidegneutron forrás első indítása 2000-ben történt, akkor az élettartamát 10 évre tervezték. Jelenleg ezt már hét évvel meghaladtuk. Az üzemelés során számtalan probléma jelentkezett, amelyeket sikeresen kezeltünk, biztosítva a folyamatos üzemet.

Az új technológiai és szakmai megoldások bevezetése nélkülözhetetlen, ezért egy átfogó felújítást terveztünk. Ahhoz, hogy a szakmai versenyképességet megőrizzük, a kor követelményeinek megfelelő új hidegforrásra van szükség. Az új rendszer megépítésénél a parahidrogén és az egydimenziós moderátor cellák, valamint az új generációs neutron vezetők (fém alapú neutron vezetők) adta lehetőségeket szeretnénk kihasználni.

Az előadásomban e technikai újításokat és a hozzájuk tartozó fejlesztési elképzeléseket szeretném bemutatni.



# KIÉGETT FŰTŐKÖTEGEK ELSZÁLLÍTÁSA A BKR-TŐL

Elter Dénes

reaktorüzem vezető helyettes, MTA Energiatudományi Kutatóközpont  
1121 Budapest, Konkoly T.M. út 29-33, +36 1 392 2644, elter.denes@energia.mta.hu

A Budapesti Kutatóreaktort (BKR) 1959-ben helyezték üzembe. Az 1967-es első felújításig alacsony dúsítású (10%) EK-10 típusú fűtőkötéggel üzemelt, 2 MW hőteljesítményen. A felújítás során áttértek a nagy dúsítású (36 %) VVR-M típusú fűtőkötég használatára és a hőteljesítményt 5 MW-ra növelték. A következő felújítást 1986-1992 között végezték el, a felújítás során csak az épület maradt az eredeti. Új reaktortartályt készítettek, lecserélték a primer és szekunder kört, a kábeleket, a műszereket, új vezérlőtermet alakítottak ki és új hűtőtornyokat építettek. A hőteljesítményt 10 MW-ra növelték és továbbra is a 36% dúsítású VVR-M fűtőkötéget használták. A kiégett fűtőkötégeket a telephelyen tárolták, ami az idő múlásával mind hely, mind nukleáris biztonsági szempontból egyre nagyobb gondot okozott.

A megoldást a 2004-ben az Amerikai Egyesült Államok és az Oroszországi Föderáció között Pozsonyban megkötött egyezmény adta, amely szerint a kutatóreaktorokban használt nagy dúsítású fűtőelem kötegeket a származási országba vissza lehet szállítani, azzal a kikötéssel, hogy az adott reaktort leállítják vagy áttérnek alacsony dúsításra. Magyarország a második megoldást választotta és 2005-ben háromoldalú egyezményt (USA-Oroszország-Magyarország) kötöttek a nagy dúsítású fűtőkötégek Oroszországba szállításáról.

A BKR-től 2008-ban indult az első szállítmány a hagyományosnak mondható közúti-vasúti-vízi útvonalon, amelynek során 798 darab, 2005-ig használt fűtőkötéget szállítottak vissza Oroszországba. 2009-ben fogadtuk az első alacsony dúsítású fűtőkötég szállítmányt és még ugyanebben az évben elkezdődött az áttérés használatukra. Típusa VVR-M2, geometriai méretei megegyeznek a korábban használtakkal, dúsítása 19,75%. A zónakonverzió 2012 végére befejeződött, 2013-tól fogva csak alacsony dúsítású fűtőkötéget tartalmaz a zóna. Mind a hőteljesítmény (10 MW), mind a maximális termikus neutron fluxus ( $\sim 2E14$  n/cm<sup>2</sup>/s) megegyezik a nagy dúsítású zóna értékeivel.

2013-ban a maradék nagy dúsítású fűtőkötéget (279 darabot) is elszállították – hagyományosnak nem mondható légi úton – a BKR-től. Ettől az időtől kezdve csak alacsony dúsítású fűtőkötég van a reaktornál.

Az előadás a szállítások előkészítését és a szállításokat mutatja be.

# MONTE CARLO MÓDSZER FEJLESZTÉSE REAKTORFIZIKAI SZIMULÁCIÓKHOZ

**Molnár Balázs**

PhD hallgató, BME Nukleáris Technika Intézet  
1111 Budapest, Műegyetem rkp. 3., +36-1-463 1536, molnar.balazs@reak.bme.hu

**Dr. Légrády Dávid**

egyetemi docens, BME Nukleáris Technika Intézet  
1111 Budapest, Műegyetem rkp. 3., +36-1-463 1254, legrady@reak.bme.hu

**Tolnai Gábor**

műszaki ügyintéző, BME Nukleáris Technika Intézet  
1111 Budapest, Műegyetem rkp. 3.

Bonyolultabb reaktorfizikai problémák megoldására általában a determinisztikus módszerek helyett a Monte Carlo módszer használata elterjedt, mivel a diszkrétizációból fakadó számítási költségek magas dimenziószámánál hatalmas méreteket öltenek. A Monte Carlo módszer használatánál a becslési hiba statisztikus szórás formájában jelenik meg, aminek csökkentése szempontjából megfelelően nagy mintaszámnak választásával azonban a futásidők is hamar megnőnek. A nagy futási idő egyik oka az, hogy a részecskék életútját a számítógép processzora egymás után számítja. Mivel az egyes részecskék életútja független egymástól, a szimuláció jól párhuzamosítható. Bizonyos körülmények között a CPU (Central Processing Unit – központi feldolgozóegység) támogatja az adatpárhuzamosságot, így az algoritmus nagyobb mérvű változtatása nélkül használhatunk egyszerre több magot.

A GUARDYAN (GpU Assisted Reactor DYNAMIC ANalysis) nevű reaktordinamikai problémák megoldására fejlesztett szoftverünk a CPU helyett a számítógépes grafikában már rutinszerűen alkalmazott GPU (Graphics Processing Unit – grafikus feldolgozóegység) alapra helyezi a számítási stratégiát. Mivel a GPU számítási architektúrája alapvetően a párhuzamos műveletek elvégzését támogatja, ezért csakúgy, mint a valós idejű feldolgozást igénylő grafikus megjelenítés, a reaktorfizikai problémák megoldása is akár nagyságrendekkel meggyorsulhat. A legfőbb kihívást az új számítási struktúrához legjobban alkalmazkodó algoritmus kifejlesztése jelenti. Mivel a CPU és a GPU architektúrája jelentősen eltér, ezért más megoldási stratégiák lesznek optimálisak a GPU-n végzett számítás esetében. A GUARDYAN ezért új koncepciókat vezet be (generációról generációra követés helyett időlépések bevezetése, valamint az esemény központú feldolgozás támogatása) és új szóráscsökkentő módszereket használ (időfüggő szóráscsökkentés, Woodcock féle szabadúthossz mintavétel továbbfejlesztése). A fejlesztés jelenlegi fázisában a szoftver képes időfüggő szimulációk elvégzésére visszacsatolás nélkül.

A szimulátorhoz a SERPENT-hez hasonló geometria leíró készítettünk, tesztelése során sikeresen kialakítottuk a BME Tanreaktor és VVER-440 zónageometriáit. A hatáskeresztmetszeteket az ENDF-BVII.1 könyvtárból használva a szoftvert MCNP6 segítségével validáltuk idő és energiafüggő számításokkal, mintegy 350 izotópra, egyszerűsített geometria mellett.

A termohidraulikai kóddal való csatolás a jövőbeli kutatási tervek között szerepel.

A munka a Nemzeti Kutatási, Fejlesztési és Innovációs Alap által támogatott VKSZ\_14-1-2015-0021 azonosító számú Nemzeti Nukleáris Kutatási Program keretében zajlott.

## **CSERNOBIL TÚRA 2017**

**Vécsi István Áron**

titkár, MNT FINE

1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós u. 29-33., +36 30 391 2931, vecsi.aron@gmail.com

**Szucsán Marina**

vezető mérnök, Paksi Atomerőmű Zrt.

7031 Paks, Pf. 71., +36 20 311 2669, szucsanm@npp.hu

A Magyar Nukleáris Társaság 45 tagja vett részt a 2017. június 17-21. között az MNT fiatal szakcsoportja, a Fiatalok a Nukleáris Energetikáért által megszervezett Csernobil Túrán. A résztvevők között megtalálható volt a hazai nukleáris szakma széles spektruma: egyetemisták, pályakezdő mérnökök, fizikusok, valamint a hazai szakma tapasztaltabb tagjai a BME Nukleáris Technikai Intézettől, az erőműtől és a hatóságtól. Ezen felül a csoportot kísérte a média munkatársai is.

A Csernobili Atomerőmű balesete figyelmeztetés az atomenergetikában dolgozók generációinak, hiszen az emberi gondatlanság és a műszaki tervezés hiányosságának együttese vezetett az emberiség legsúlyosabb nukleáris balesetéhez. A következményekből tanulni lehet, és kell is a jövő erőmű tervezőinek és üzemeltetőinek. A túra célja éppen az volt, hogy a jövő szakemberei testközelből megismerhessék, milyen következményei vannak a közel 30 évvel ezelőtt történt balesetnek, valamint megfigyelni, hogy miként változik a lezárt zóna infrastruktúrája.

A túrán résztvevők az alábbi helyszínekkel ismerkedtek:

- Csernobil városa
- Pripjaty városa
- A sérült 4. blokk az új biztonságos fedéllel
- Csernobili blokkvezénylő
- Az épülőfélben volt 5-6. blokk
- Új kiegészítő fűtőelem tároló
- Vörös-erdő
- Tájékoztató központ
- Kijevben városa
- Kijevben található Csernobil Múzeum

A BME NTI közreműködésével a lezárt zónában tartózkodás idején mértük a környezet dózisteljesítményét, így utólag meg tudtuk becsülni, hogy mekkora többletdózist kaptunk a túrán való részvétel miatt, másrészt a dózisteljesítménnyel párhuzamosan a GPS koordinátákat is mértük, így elkészíthető a túra útvonalának dózistérképe.

A résztvevők a túrán a személyes benyomásokon felül az idegenvezetőknek köszönhetően hasznos tudást is szerezhettek, valamint betekintést nyerhettek az ukrán nukleáris kultúrába, illetve megismerték a jelenleg ott dolgozók megítélését a balesetről.

# MEGEMLEKEZÉS

## MARIE CURIE SZÜLETÉSÉNEK 150. ÉVFORDULÓJÁRÓL

### Radnóti Katalin

ELTE TTK Fizikai Intézet, rad8012@helka.iif.hu

Az idén 150 éve született Marie Curie (Varsó, 1867.11.07. – Passy, 1934.07.04.).

Marie Skłodowska-Curie sok tudományos pályát választó nő példaképe. Egyedüli nőként és több esetben az egyetlenként, a következőket érte el:

- a Sorbonne első női előadója, professzora és laboratóriumvezetője,
- az első női tudományos Nobel-díjas,
- az első kétszeres Nobel-díjas,
- az egyetlen nő, aki két Nobel-díjat is kapott,
- az egyetlen, aki két különböző kategóriában kapott tudományos Nobel-díjat,
- az egyetlen, akinek a lánya is Nobel-díjat kapott,
- az első nő, akit saját érdemei elismeréseként temettek a párizsi Pantheonba.

Az előadásban röviden ismertetem családi hátterét és tanulmányait, majd férjével, Pierre Curie-vel végzett közös munkájuk korszakalkotó eredményeit 1903-as doktori értekezése alapján. Ezt a munkát sok nyelvre fordították le, mely a nukleáris tudományág kialakulása alapjának tekinthető, melynek címe: „Kutatások a radioaktív anyagok köréből”. Doktori munkája során közel száz különböző kísérletet, mérést, mérésorozatot végzett el. Ugyanebben az évben, 1903-ban kapta a fizikai Nobel-díjat férje és Becquerel társaságában. Marie Skłodowska-Curie kémikust választották minden idők legnagyobb lengyeljének a lengyel történelmi múzeum és a Mowia Wieki történelmi folyóirat interneten zajló szavazásán az érdeklődők 2011. március 8-án.

Marie és Pierre Curie munkássága új korszakot nyitott a fizikában és a kémiában, a radioaktivitás vizsgálatának terén nagy lendületet adott a kortársaknak és a későbbi kutatóknak egyaránt. A nukleáris tudomány eredményei az élő és élettelen természettudományok szinte minden területén alkalmazást nyertek. Ezt az állítást a tudományterület által elnyert 57 db Nobel-díj is igazolja. A 96-os rendszámú elem Marie és Pierre Curie után kapta nevét, mely kúrrium, vegyjele Cm.

A Curie házaspár tiszteletére határozták meg a radioaktivitás egyik mértékegységét (curie, jele Ci). Pierre és Marie Curie után három radioaktív ásványt neveztek el: curite, skłodowskite és cuprosklodowskite. Lublinban van a Maria Curie-Skłodowska Egyetem, Varsóban pedig a Maria Skłodowska-Curie Rákkutató Intézet. A Curie házaspár úttörő munkássága tette lehetővé a nukleáris energia széleskörű alkalmazási lehetőségeit. A maghasadás és a láncreakció felfedezését személyesen ugyan nem érthette meg, de Irène lánya és férje tevékeny szerepet játszott a francia atomerőművek kifejlesztésében és létrehozásában.

*"Egyikünk élete sem könnyű. És akkor? Legyen bennünk kitartás, és mindenek előtt bízzunk önmagunkban. Hinnünk kell benne, hogy tehetségesek vagyunk valamiben, és ezt - kerül, amibe kerül - meg tudjuk valósítani." (Marie Curie)*

# SZILÁRD LEÓ – A BÉKE ÓRE

Varga János

mérnök-tanár, Székesfehérvári Széchenyi István Műszaki Szakközépiskola, vargaj.szfv@gmail.com

Szilárd Leó így emlékezett vissza: „Gyermekkoromban két dolog érdekelt: a fizika és a politika, de soha nem gondoltam, hogy e két terület valaha kapcsolatba kerül egymással. Valószínűleg politikai tájékozottságomnak köszönhetem, hogy életben maradtam, s a fizikának köszönhetem, hogy érdekes az életem”.

A felnőtt tudós érdeklődése is ezekre a területekre terjedt ki, illetve az atombomba ledobása után megváltoztatta kutatási irányát, és ő is az orvostudomány, illetve a biológia felé fordult, és ezen a területen is ért el eredményeket (kemosztát feltalálása, rákgyógyítás új terápiájának kidolgozása – melyet először saját magán próbált ki – stb.)

Ezzel párhuzamosan erőfeszítését a béke megőrzése érdekében fejtette ki:

- Mindent megtett az atombombák ártatlan civil lakosság elleni bevetése ellen.
- 1945-ben a világon ő volt az első tudós, aki javasolta az amerikai és szovjet tudósok megbeszélését a fegyverkezés ellenőrzéséről.
- Részben neki köszönhető, hogy az atomenergia feletti ellenőrzés nem a hadsereg kezébe került, hanem azt egy, az elnök alá rendelt bizottság gyakorolja. Így jött létre az öt tagból álló Atomenergia Bizottság, aminek Neumann János személyében hosszú ideig egyetlen tudós tagja volt.
- 1947 tavaszán a szovjet-amerikai fegyverkezési verseny politikai megoldását szorgalmazta.
- Fentiekén túl szinte emberfeletti munkát végzett a nukleáris kísérletek betiltása, az atomfegyverek elterjedésének megakadályozása, az ellenőrzés fontossága, a nukleáris háború veszélyének elhárítása, az atomenergia békés felhasználása, a békemozgalmak létrehozása és működtetése, a két nagyhatalom atomtudósai együttműködésének megszervezése, a fegyverkezési verseny politikai megoldása terén. Meggyőződése volt, hogy a fizikusoknak és a politikusoknak össze kell fogniuk a béke érdekében.
- A hidegháború idején a két nagyhatalom folyamatos összeköttetését sürgette. Az ő javaslatára építették ki az un. „forró drótot” Washington és Moszkva között.

Fentiek érdekében előadások tucatjait tartotta Amerika szerte. Televíziós vitákban vett rész (a leghíresebb az NBC televízióban közte és a szintén magyar származású Teller Ede között zajlott 1962-ben). Tudományos fantasztikus novellákat, rádiójátékokat írt, elsősorban a fiatalokhoz, de más korosztályok számára is. Egyik legismertebb, az 1952-ben írt „Üzenet a csillagokhoz!” című sci-fi rádiójátéka volt, melyet az előadásomban lejátszok. Valószínűleg ez lesz az első alkalom, hogy atomenergetikai szakemberek előtt ez a témájában az atomfizikához is kapcsolódó rádiójáték bemutatásra kerül.

H. G. Wells találó megjegyzése szerint az igazságot legalább egy nappal mások előtt fedezte fel és maradt haláláig az emberiség jobb jövőjének harcos, tudós hirdetője. E téren kifejtett széleskörű tevékenységéért ő is megérdemelt volna legalább egy megosztott béke Nobel-díjat, de sajnos a sors ezt is megtagadta tőle. Ezt ugyanúgy nem kapta meg, mint a fizika sok más területén kifejtett munkásságának méltó elismerését.

# FÖLDTANI TÉRINFORMATIKAI RENDSZER AZ ERŐMŰ BERUHÁZÁS SZOLGÁLATÁBAN

**Rábay Andor**

térinformatikai főszakértő, MVM Paks II. Atomerőmű Fejlesztő Zrt.  
7030 Paks, Gagarin u. 1., +36-20/503-2532, rabaya@mvpaks2.hu

Az új atomerőművi blokkok létesítését megelőző telephely-engedélyezési eljárás keretén belül Paks II-nek igazolnia kellett a telephely alkalmasságát. Az emberi és természeti veszélyek azonosítása, valamint a telephely-jellemzők meghatározása érdekében kiterjedt vizsgálati programot állított össze a beruházásért felelős MVM Paks II Atomerőmű Fejlesztő Zrt, ennek része volt a Földtani Kutatási Program (FKP) is.

Az FKP során szerteágazó földtudományi kutatások igazolták a telephely földtani alkalmasságát: 2D és 3D szeizmikus méréseket, nagymélységű és sekélyfúrásokat, geoelektromos szelvényezéseket, légifotó kiértékeléseket, földtani és geomorfológiai térképezéseket, ürgeodéziai vizsgálatokat, geotechnikai szondázásokat, kutatóárkolásokat, vízföldtani kútteszteket, mintavételezéseket, laboratóriumi vizsgálatokat és modellezéseket végeztek.

Ilyen sokrétű és nagymennyiségű földtani adat kezelésére jelenleg nem elérhető kereskedelmi rendszer, ezért Paks II egyedi térinformatikai adatbázist fejlesztett. A rendszer képességeit illusztrálja, hogy nem csupán tárolni képes az FKP során keletkezett nagyjából 6 millió adatsort, hanem azok összefüggéseit, kapcsolatait is kezeli, lehetővé téve a különféle földtudományi adatok együttes megjelenítését, értékelését és szintetizálását. A rendszer a későbbiekben a különféle monitoring tevékenységek adatait is integrálni fogja.

Paks II térinformatikai rendszere a telephely-engedélyezési eljáráson túl a létesítést és a majdani üzemeltetést is támogathatja a telephelyi, például hidrogeológiai és geotechnikai adatok döntéstámogató elemzésével és szolgáltatásával, továbbá a már üzemelő 1-4. blokkok biztonságához is hozzájárulhat a Paksi Atomerőmű és Paks II közötti együttműködés keretén belül.

# **OROSZ SZABVÁNYOK NUKLEÁRIS BIZTONSÁGI SZEMPONTÚ ELEMZÉSE**

**Dr. Móga István**

szakértő, Pöry ERŐTERV ZRt.

1094 Budapest, Angyal u. 1-3, eng@mogaistvan.hu

A tanulmány tárgya az atomerőművek telepítésével, építésével kapcsolatos orosz szabványok és a hazai szabályozási dokumentumok összehasonlítása. Az elemzés egy korábbi áttekintés folytatásaként készült, azt kiegészítve, a nukleáris biztonsági követelmények érvényesülését vizsgálja az orosz dokumentumokban.

A vizsgált orosz dokumentumok előírásai általában operatív szintű, általános vagy építési területre vonatkozó (műszaki) tervezési előírások, rendelkezéseiknek csak egy része értelmezhető közvetlenül az NBSZ szintjén.

Az építési területre vonatkozó biztonsági szabályozás általában a nukleáris technológiára vonatkozó előírásokból származtatott követelmény. A követelményeknek való megfelelést NBSZ rendelkezéseinek szakmai értelmezése útján vizsgáljuk.

# AZ ESS NMX MÉRŐHELYÉNEK SUGÁRÁRNYÉKOLÁSA

**Dr. Náfrádi Gábor**

adjunktus, BME NTI

1111 Budapest, Műegyetem rkp. 3, +3614631930, [nafradi@reak.bme.hu](mailto:nafradi@reak.bme.hu)

**Kókai Zsófia**

PhD hallgató, ESS,

Tunavägen 24, Lund, Svédország, +46 721792139, [Zsofia.Kokai@esss.se](mailto:Zsofia.Kokai@esss.se)

**Dr. Zagvai Péter**

Tudományos főmunkatárs, MTA Energiatudományi Kutatóközpont,

H-1121 Budapest, Konkoly Thege Miklós út 29-33, +3613923632, [zagvai.peter@energia.mta.hu](mailto:zagvai.peter@energia.mta.hu)

Az építés alatt álló Európai Neutronkutató Központ (European Spallation Source, ESS) a világ legnagyobb intenzitású spallációs neutronforrása lesz. A berendezés alapját a Széchenyi-díjas magyar akadémikus professzor, Mezei Ferenc által jegyzett úgynevezett hosszúimpulzusú forrás képezi. Az ESS-ben számos besugárzó hely kerül kialakításra, melyek közül az egyik az NMX, ami egy makromolekuláris neutron diffraktométer biológiai kutatásokhoz. Az NMX mérőhelye a volfrám céltárgytól több, mint 100 m-re helyezkedik el, a hideg neutronok neutronvezetőn jutnak a mérőhelyre.

A mérőhely sugárvédelmi követelményeinek teljesítéséhez átfogó és részletes számítások szükségesek, melyeket MCNP és CINDER segítségével végzünk. Az előadásban ismertetésre kerülnek a számítások alapját képező üzemeltetési forgatókönyvek és a számítások eredményei is. A modellalkotáshoz SuperMC/MCAM-et használunk, mely alkalmas 3D CAD modellek félautomata konverziójára, így MCNP inputok gyors és precíz megírására.

Az NMX besugárzó helyének számításait követően a hozzá kapcsolódó neutronvezetők sugárárnyékolását is ki kell számítani.



# A PÜSPÖKSZILÁGYI RHFT FORRÓKAMRÁJÁNAK NEUTRONÁRNYÉKOLÁSA

**Buday Péter**

mérnök-radiofizikus, Radioaktív Hulladékokat Kezelő Közhasznú Nonprofit Kft.  
2040 Budaörs, Puskás T. u. 11., +3620 5209080, buday.peter@rhk.hu

A püspökszilágyi RHFT-be érkező sugárforrásokon végzendő hulladékkezelési műveleteket a telephely forrókamrájában végzik. A forrókamra egy megközelítően 25 cm vastagságú ólomfallal rendelkező fülke, melyben manipulátor karokkal lehetséges a munkavégzés.

A forrókamra kialakítása alkalmassá teszi azt gyakorlatilag minden, a létesítménybe érkező alfa-, béta- és gammasugárzó sugárforrás kezelésére, ugyanakkor a neutronforrások ellen nem nyújt kellő védelmet. Ezt felismerve az RHK Kft. projektet indított a forrókamra neutronárnyékolásának kidolgozására. A projekt célja az ALARA elv szem előtt tartásával egy olyan kiegészítő árnyékolás kialakítása a forrófülke meglévő elemei mellett, mely sugárvédelmi szempontból elfogadható, műszaki szempontból pedig megvalósítható.

Az előadás a projekt iteratív jellegű elemzési-tervezési munkálatainak MCNP 6 szoftverrel végzett sugárvédelmi modellezési részeibe ad betekintést.

Az 1 TBq összaktivitású AmBe forrásra készült elemzések végeredményein kívül bemutatásra kerülnek a sugárvédelmi modell fejlődésének mérföldkövei, a szóráscsökkentés megvalósításának kérdésköre, valamint olyan, az elemzések pontosságát alapvetően befolyásolni képes tényezők, mint az anyagi összetételek, vagy a források spektruma.

# **A BUNCEFIELDI TARTÁLYTŰZ BIZTONSÁGI TAPASZTALATAI**

**dr. Czakó Sándor**

ügyvezető, CK-Trikolor Kft., 1023 Budapest Török utca 2., czako.dnv@t-online.hu

**Gyöngyösi Péter**

biztonsági elemző, CK-Trikolor Kft., 1023 Budapest Török utca 2., trikolor.dnv@t-online.hu

**Kelemen István**

Ügyvezető, CK-Trikolor Kft., 1023 Budapest Török utca 2., kelemen.dnv@t-online.hu

**Lipovics Tamás**

biztonsági elemző, CK-Trikolor Kft., 1023 Budapest Török utca 2., trikolor.dnv@t-online.hu

A buncefieldi üzemanyag tartályparkban 2005. december 11-én bekövetkezett robbanás és tűz az Egyesült Királyság történelmében az egyik legnagyobb balesetként szerepel. A telephelyen működő több létesítmény közül a HOSL-nél bekövetkezett baleset során a kb. 250 000 l benzin kikerülése váltotta ki az eseményt. A kialakult tüzet csak a harmadik napon sikerült eloltani.

Az eseményt kiváltó tartály automatikus szintmérő rendszerrel és egy ettől független magas-szintkapcsolóval rendelkezett. A balesetet ennek a két független védelmi meghibásodásnak az együttes bekövetkezése váltotta ki. Ennek következtében a szóban forgó tartály túltöltése miatt a tartály légzőin keresztül kiáramló és párologó benzin okozta a robbanást és a tüzet.

A balesetet követő vizsgálatok kimutatták, hogy az emberi sérüléssel járó és óriási kárt okozó esemény a menedzsment által elkövetett és kiváltott emberi hibák következtében állt elő. Megállapították, hogy a balesetet a telepen belüli vezetési és szervezeti hibák okozták.

Az előadás a biztonsági kultúra szerepére kíván rávilágítani a kiváltó hiba okok részletes bemutatásával, és arra kívánja felhívni a figyelmet, hogy a levonható tanulságok alapján ne következhesen be hasonló helyzet nukleáris területen sem.

# **RADIOKARBON A PÜSPÖKSZILÁGYI RHFT KÖRNYEZETI KÖZEGEIBEN**

**Dr. Janovics Róbert**

**Varga Tamás**

**Dr. Braun Mihály**

**Dr. Molnár Mihály**

MTA Atommagkutató Intézet, Debrecen, Bem tér 18/c, janovics@atomki.mta.hu

**Molnár Anita**

**Tóth István**

Isotoptech Zrt. Debrecen Bem tér 18/c

A nukleáris/izotópalkalmazási létesítmények környezeti vizekbe történő radiokarbon kibocsátásának ellenőrzése a hazai gyakorlatban a szerves formában kötött radiokarbon meghatározása alapján történik. Pontos dózisszámítás azonban a minta teljes aktivitásának ismeretében lenne lehetséges.

Korábbi vizsgálatainkkal, amely a víz szerves széntartalmának feltárására is alkalmas, igazoltuk, hogy a Püspökszilágyi Radioaktív Hulladék Feldolgozó és Tároló (RHFT) talajvizében mesterséges eredetű, a mostani rutin módszerekkel nem detektálható radiokarbon van jelen.

Jelen munka keretein belül 2016-ban az RHFT teljes kúthálózatára kiterjedő, a talajvizek szerves és összes széntől származó radiokarbon aktivitásának meghatározását, továbbá talaj-, illetve légköri minták méréseit végeztük el. A kiterjedt vizsgálat célja az volt, hogy a teljes szénfrakcióra kiterjedően azonosítsuk a radiokarbon forrásait illetve eloszlását a telephely környezetében. Vizsgálatainkhoz talajvizek teljes radiokarbon tartalmának mérésére rutinszerűen is alkalmazható eljárást fejlesztettük ki.

Az RHFT telephelyén a radiokarbon legjelentősebb forrása a T-24-es kút közelében található cellák valamelyike. A szennyezés pedig a Psz-54-es kút felé, a talajvíz fő áramlási irányába terjed.

A kutatás legfontosabb eredményeként kimutattuk, hogy a szerves frakció meghatározásán alapuló jelenlegi monitoring gyakorlatával csak kevesebb, mint 30 %-a detektálható a talajvíz teljes radiokarbon aktivitásának az RHFT egyes terheltebb kútjaiban. Ennek alapján megállapítható, hogy az RHFT környezeti ellenőrzése során a pontosabb kibocsátás ellenőrzés és dózisbecslés érdekében indokolt lenne a talajvíz teljes oldott széntartalmának radiokarbon koncentrációját mérni, nem csak a szerves frakciót. A teljes szénfrakció mérése még indokoltabb annak tudatában, hogy az RHFT-ben betárolt radiokarbon aktivitás jelentős része szerves anyag (szcintillációs koktélok, biológiai kutatások hulladékai stb.).

A K+F lehetséges folytatása: a jelentős szerves fajlagos aktivitástöbblet direkt módon történő mérése hasznos információval szolgálna a szennyezés terjedés pontosabb modellezéséhez és jobb megértéséhez.

# TOVÁBBFEJLESZTETT LÉGKÖRI C-14 MONITORING A PAKSI ATOMERŐMŰ KÖRNYEZETÉBEN

## **Varga Tamás**

tudományos segédmunkatárs, MTA ATOMKI  
Debrecen, Bem tér 18/C, varga.tamas@atomki.mta.hu

## **Major István**

tudományos segédmunkatárs, MTA ATOMKI  
Debrecen, Bem tér 18/c, imajor@atomki.mta.hu,

## **Orsovski Gergely**

tudományos munkatárs, Isotoptech Zrt  
Debrecen, Bem tér 18/C, orsovskigergely@isotoptech.hu,

## **Veres Mihály**

vezérigazgató, Isotoptech Zrt  
Debrecen, Bem tér 18/C, veresmihaly@isotoptech.hu

## **Kapás Péter**

MVM Paksi Atomerőmű Zrt.  
Paks, hrsz 8803/17., kapasp@npp.hu

## **Bujtás Tibor**

MVM Paksi Atomerőmű Zrt.  
Paks, hrsz 8803/17, bujtas@npp.hu

## **Manga László**

MVM Paksi Atomerőmű Zrt.  
Paks, hrsz 8803/17, mangal@npp.hu

## **Molnár Mihály**

tudományos főmunkatárs, MTA ATOMKI  
Debrecen, Bem tér 18/C, molnar.mihaly@atomki.mta.hu

Folyamatos léggöri C-14 monitoring történik a Paksi Atomerőmű környezetében már az 1990-es évek óta. Kezdetben 4 db A-típusú állomáson és a dunaföldvári B24 háttérállomáson történtek integrált, havi mintavételek GPC mérés technikára. Ezt továbbfejlesztve, újabb 5 állomást bevonva a környezetellenőrzésbe, immár összesen 9 helyszínen, az erőművet gyűrű alakban körbevevő állomáson működik mintavevő egység a léggöri  $^{14}\text{C}$  mérésére  $^{14}\text{CO}_2$  és  $^{14}\text{C}_n\text{H}_m$  kémiai formákban.

Az 500 ml 3M NaOH oldatban elnyeletett léggöri mintákat a debreceni HEKAL (Hertelendi Ede Környezetanalitikai Laboratórium) laboratóriumában, savas feltárással tártuk fel, majd gyorsító tömegspektrométerrel (AMS) mértük a C-14 aktivitásukat.

Ebben a tanulmányban 2 év (2015-2016) havi radiokarbon adatait elemeztük és modelleztük szoftveresen. A B24 háttér állomás eredményeit összehasonlítottuk a hegyhátsági léggöri háttérállomás adataival, hogy bizonyítsuk, a B24 állomás megfelelő háttérállomásként szolgál. A tanulmányban bemutatjuk, hogy az erőmű határozott bár kicsi hozzájárulást okoz a levegő  $^{14}\text{C}$  tartalmához. Az Atomerőmű kibocsátási és meteorológiai adatainak segítségével modelleztük a C-14 aktivitások lehetséges irányait, majd ezeket az adatokat összehasonlítottuk a havi szinten mért adatokkal. A modellezett és mért C-14 aktivitások eloszlását térképen ábrázoltuk, és jól megfigyelhető, nem várt C-14 többletaktivitás mértünk az A3 állomáson. Feltételezhetően, az állomás közelében található V3-as jelű, szennyvíz-kibocsátási pont lehet a többletellenőrzés oka, amely időszakosan többlet  $^{14}\text{C}$ -t juttathat az A3 állomás közelében a levegőbe is. A többletellenőrzés a modellen nem érzékelhető, mivel a szoftver csak előre definiált kibocsátási pontok és egységek alapján modellezi a C-14 alakulását a levegőben, viszont a V3 nem volt kibocsátási pontként ismert.

"A munka a Nemzeti Kutatási, Fejlesztési és Innovációs Alap által támogatott VKSZ\_14-1-2015-0021 azonosító számú projekt keretében folyik"

# **RÖNTGEN-GAMMA SPEKTROMÉTER RADIOAKTÍV ANYAGOK ELEMI ÖSSZETÉTELE ÉS IZOTÓP-SZELEKTÍV RADIOAKTIVITÁSA MEGHATÁROZÁSÁRA**

**Szalóki Imre**

egyetemi docens

**Gerényi Anita**

tudományos segédmunkatárs

**Radócz Gábor**

tudományos segédmunkatárs

Nukleáris Technikai Intézet, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem

Az elmúlt két évben a BME Nukleáris Analitikai Csoportja kifejlesztett egy hordozható kombinált spektrométert veszélyes, nukleáris és radioaktív anyagok elemi összetételének elemzésére és izotóp-szelektív radioaktivitásának meghatározására. Ha a vizsgált objektum nagyobb térbeli méretekkkel és esetleg szabálytalan geometriai alakkal rendelkezik, illetve heterogén összetételű, akkor annak átlagos kémiai összetételét a minta mélyebb rétegeiben és több felületi ponton végzett roncsolásmentes elemzéssel lehet jellemezni. Ennek az analitikai problémának a megoldására kifejlesztettünk egy új típusú röntgen-gamma spektrométert egy 3D nyomtató mechanikai és elektronikai eszközeire és programozható funkcióira építve. A berendezés egy energiadiszipatív röntgenspektrométert, kis teljesítményű röntgensöveget és egy CZT típusú gammadetektort tartalmaz. A röntgenspektrométer konfokális módban, 0,5-2mm tartományban változtatható átmérőjű gerjesztő és másodlagos röntgennyalábokkal működik, ami lehetővé teszi a vizsgált anyag mélységi rétegeinek elemzését is. A lokális elemi összetétel meghatározására, azaz a konfokális XRF elemzés adatainak kiértékelésére kifejlesztettünk egy új elméleti modellt és annak numerikus megoldási algoritmusát.

Gammasugárzó radioaktív izotópok aktivitását a 3D berendezés függőlegesen mozgó konzoljára épített CZT típusú, kompakt kialakítású gamma-spektrométerrel lehet meghatározni. A hordozható CZT detektorral mért gammaspektrumok alapján a minták izotóp-szelektív aktivitását reverz Monte Carlo szimulációs technikával oldottuk meg, amely elemzési módszer alkalmas a határozatlan alakú és ismeretlen kémiai összetételű radioaktív hulladék minták izotóp-szelektív aktivitásainak meghatározásához. Kollimált gammanyaláb segítségével kimértük a CZT detektor kristálya aktív tartományának térbeli kiterjedését, amely lehetővé teszi a detektálási folyamat valóság-hű szimulációs modelljének megalkotását. A berendezést különféle radioaktív, atomerőműi eredetű, szilárd hulladék anyagok, illetve standard fém minták elemzésével teszteltük.

A munka a Nemzeti Kutatási, Fejlesztési és Innovációs Alap által támogatott VKSZ\_14-1-2015-0021 azonosító számú Nemzeti Nukleáris Kutatási Program keretében zajlott.

# **BIOLÓGIAI RENDSZEREK ALKALMAZKODÁSI MÓDJAI AZ IONIZÁLÓ SUGÁRZÁSSAL SZEMBEN**

**Madas Balázs Gergely,**

**Drozdik Emese**

MTA Energiatudományi Kutatóközpont  
Környezetfizikai Laboratórium, Sugárbiofizikai Kutatócsoport  
1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.

Az elmúlt évtizedekben számos olyan jelenséget ismertünk meg, amelyek arra utalnak, hogy az élő rendszerek képesek alkalmazkodni bizonyos mértékű sugárterheléshez. A jelenségek többségét sejtszintű adaptációval magyarázzák. Az előadás során két olyan jelenséget mutatunk be, melyek esetében valószínűsíthető, hogy sejtek rendszerei, azaz szövetek szintjén valósul meg az alkalmazkodás, és megvizsgáljuk, hogy ennek milyen következményei lehetnek a sugárvédelem alapelveit meghatározó LNT-hipotézisre (lineáris küszöb nélküli dózis) nézve.

A munka a Nemzeti Kutatási, Fejlesztési és Innovációs Alap által támogatott VKSZ\_14-1-2015-0021 azonosító számú projekt keretében zajlott.

# ZÓNATARTÓ LEMEZ ZÓNAOLVADÉK OKOZTA SÉRÜLÉSÉNEK MODELLEZÉSE VÉGESELEM-MÓDSZERREL

**Hajas Tamás**

hallgató, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem  
Budapest, Műegyetem rkp. 3, 1111, +36203263975, hajas.tamas.1996@gmail.com

Az atomenergetika egyik fő fejlesztési iránya a gazdaságosság, a proliferációállóság és a fenntarthatóság mellett a nukleáris biztonság folyamatos növelése. A korszerű reaktoroknak egyre szigorúbb biztonsági követelményeknek kell megfelelnie. Mind a tervezés, mind a reaktorok üzemeltetése során elengedhetetlen az atomerőmű valamennyi üzemiállapotbeli viselkedésének ismerete, melyhez modellezésre, illetve folyamatos monitorozásra van szükség. Kis valószínűségű, de lehetséges üzemiállapot az üzemanyag olvadásával járó súlyos baleset, modellezésük rendszerkódokkal történik.

A súlyosbaleset-elemző rendszerkódok moduláris felépítésűek. A számítások során a lejátszódó fizikai folyamatokat, továbbá az egyes rendszer elemek sérülését a számítási idő racionalizálása mellett igyeksenek a lehető legpontosabban figyelembe venni. A baleset lefolyásakor a zónaolvadék relokációja során fontos visszatartó szerepe van a zónatartó lemezeknek. Az elterjedten alkalmazott kódok korlátozottan alkalmasak vagy egyáltalán nem képesek ennek hő- és mechanikai terhelés hatására történő sérülését modellezni.

Előadásomban ismertetek egy sérülés tanulmányozására alkalmas fizikai modellt. Bemutatom a numerikus megoldásra általam fejlesztett végeelem-algoritmust, mely képes a zónatartó lemez mechanikai terhelés hatására bekövetkező sérülésének szofisztikált és egyben konzervatív jellemzésére az anyagi paraméterek hőmérsékletfüggésének figyelembe vétele mellett. Az Octave/MATLAB környezetben fejlesztett kód a hálógeneráláshoz egy különálló, de hozzá csatolt szoftvert, a GMSH-t alkalmazza.

A zónaolvadék okozta hő- és mechanikai terhelés modellezése összetett feladat. Kutatásom jövőbeli célja egy olyan realiztikus és verifikált, súlyos baleseti rendszerkódhoz csatolható zónatartó lemez sérülési modul fejlesztése, melyben a mechanikai terhelés mellett a hőterhelés, továbbá a zónatartó lemez plasztikus, nemlineáris viselkedése is szerepet kap.

# ASZIMMETRIKUS ZÓNAOLVADÁS VIZSGÁLATA AC<sup>2</sup> RENDSZERKÓDDAL

**Lovász Líviusz**

tudományos munkatárs, GRS gGmbH

Boltzmannstr. 14, 85748, Garching, Németország, liviusz.lovasz@grs.de

**Sebastian Weber**

tudományos munkatárs, GRS gGmbH

Boltzmannstr. 14, 85748, Garching, Németország, sebastian.weber@grs.de

Atomerőművi súlyos balesetek során végbemenő folyamatok megértésére irányuló kutatások már több évtizede folynak, a fukushimai atomerőművi baleset azonban kiemelte ezen munkák fontosságát. Különböző rendszerkódok fejlesztésével és használatával lehetőség nyílik a súlyos balesetek szimulálására, melynek eredményei többek között felhasználhatók a súlyos baleset hatásait csökkentő intézkedések kidolgozásában.

Az összes releváns rendszerkód, mely képes súlyos baleset szimulálására, azzal a feltételezéssel él, hogy a vizsgált baleset szimmetrikus. Így ezen kódokban radiális irányban a reaktorzóna csak koncentrikus körökre osztható. Ez azzal a következménnyel jár, hogy erősen aszimmetrikus feltételek mellett végbemenő súlyos balesetek nem számíthatóak pontosan a kódok segítségével.

A GRS által kidolgozott AC<sup>2</sup> rendszerkód fejlesztői változatába egy új modell lett implementálva, mellyel lehetőség nyílik lokális/aszimmetrikus folyamatok szimulálására súlyos baleset közben is. A modell a reaktorzónát nem csak radiális és axiális, de azimutális irányban is felosztja. Mindehhez egy új hőszállítás modell is tartozik, mely a különböző nódusok leolvadása miatt létrejövő komplex geometriában is képes gyorsan, az árnyékolást figyelembe véve meghatározni a sugárzásos hőátadást.

Egy nyomottvízes atomerőműben végbemenő hipotetikus, aszimmetrikus súlyos baleset példáján keresztül mutatom be az új modell tulajdonságait, működési elvét, valamint azt, hogy mennyire befolyásolhatják lokális effektek a baleset lefolyásának menetét. Végezetül kitekintést adok az új modellel kapcsolatos további szükséges munkákra, valamint a lehetséges továbbfejlesztési irányokra.



# VVER-1000 REAKTORBAN LEJÁTSZÓDÓ SÚLYOS BALESET ELEMEZÉSE AZ AC<sup>2</sup> RENDSZERKÓDDAL

Sarkadi Péter

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH  
Boltzmannstraße 14, 85748 Garching, [Peter.Sarkadi@grs.de](mailto:Peter.Sarkadi@grs.de)

Az ATHLET-CD a németországi székhelyű GRS gGmbH által fejlesztett AC<sup>2</sup> rendszerkód része, amit súlyos balesetek során lejátszódó folyamatok szimulálására fejlesztettek ki. A rendszerkód képes a zóna sérülésének, ill. leolvadásnak szimulációjára, továbbá a hasadási termékek kiszabadulásának és transzportjának modellezésére. A rendszerkódot folyamatosan számos reaktortípuson és kísérleti berendezésen tesztelték.

Jelen tanulmány egy általános VVER-1000/320 modell kifejlesztésére, valamint egy ilyen típusú atomerőműben végbemenő súlyos baleset szimulációjára összpontosít. A kiválasztott baleseti szituáció egy „station black out (SBO)”-tal kombinált hidegági csőtörés. Az elemzés legfőbb célja az ATHLET-CD VVER reaktorokon történő alkalmazhatóságának a prezentálása, valamint a fűtőelemek sérülésének, a zóna leolvadásának, a zónaolvadék áthelyeződésének ill. a reaktortartály sérülésének / átolvadásának időbeli meghatározása, melyek segítségével az ATHLET-CD főbb jellemzői is bemutatásra kerülnek.

# KIS MENNYISÉGŰ HASADÓANYAGOK MEGHATÁROZÁSÁRA ALKALMAS NEUTRON INTERROGÁCIÓS MÓDSZEREK ÖSSZEHASONLÍTÁSA

**Hlavathy Zoltán**

tud. főmunkatárs, MTA EK, 1525Budapest 118. Pf 49., (1) 392 2222/3335,  
hlavathy.zoltan@energia.mta.hu

**Szentmiklósi László**

laborvezető, MTA EK, szentmiklosi.laszlo@energia.mta.hu

**Huszi József**

főtanácsos, MTA EK, huszi.jozsef@energia.mta.hu

Kis mennyiségű hasadóanyagok meghatározására – ami jelen esetben elsősorban  $^{235}\text{U}$ -t jelent – megvizsgáltuk többféle neutron interrogációs módszer alkalmazhatóságát, különös tekintettel azok kimutatási hatáira. Korábbi fotofissziós vizsgálatok késő neutronok mérésével 25 mg-os kimutatási határt állapítottak meg. Jelen vizsgálatok célja ezen kimutatási határ csökkentése volt.

A Budapesti Kutatóreaktorhoz kapcsolódó hidegneutron nyaláb lehetővé tette mind a neutronkoincidenziás, mind a későneutronos méréseket. A neutronok kis energiájával járó nagy hatáskeresztmetszet a  $10^6$  n/cm<sup>2</sup>s fluxussal eleve nagy érzékenységet jósolt. Az érzékenység javításának kulcsa az alacsony háttér, vagyis a szórt kisenergiájú neutronok elválasztása a hasadás során keletkezettől, ami a detektor érzékeny térfogatának Cd lemezekkel történő gondos árnyékolásával érhető el. A kimutatási határ széles tartományban fordítottan arányos a mérési idővel, 3 órás mérés esetén 1 µg-t kapunk  $^{235}\text{U}$ -ra.

Későneutronos mérésekhez a hidegneutron nyalábot chopperrel vagy nyalábzárral szaggattuk. Előbbi esetben néhány 10 Hz frekvenciát, utóbbiban a nyalábzárat 10 s nagyságrendű nyitás-zárásra állítottuk be. A módszer használhatónak bizonyult, de kevésbé volt érzékeny, mint a koincidenzia mérések.

A mérési idő rövidítése érdekében megvizsgáltuk a reaktorban történő aktiválással való későneutron mérést. A várható előny a lényegesen nagyobb fluxus, hátrány a neutronok nagyobb energiája, és a minta lassabb mozgása. A mintát a reaktorba és onnan vissza csőpostával mozgattuk, a minta utazása 14-18 másodpercet vett igénybe. A jelek fogadásához PTR-32 listamódú analizátort használtunk, amelynek két csatornája fogadta a detektor jeleit és a reaktorból való indulás triggerjelét. A jelsorozatból az időfüggés és a késő neutronjel integrálja kiszámítható. A módszerrel 1 ng körüli kimutatási határt értünk el 15 perces teljes mérési idővel. A spektrum nagy energiájú neutronokat is tartalmaz, ezért a módszer 3 nagyságrenddel kisebb érzékenységgel  $^{232}\text{Th}$ -ot is kimutat.

A hidegneutronos mérésnél bármilyen kémiai környezetű minta (folyadék, szilárd) mérhető, az eredmény független a környezettől. A reaktorba a hőterhelés miatt csak szilárd mintát tehetünk.

# MVM PA ZRT. BLOKKSZÁMÍTÓGÉP REKONSTRUKCIÓ

## Puskás Bendegúz

nukleáris biztonsági felügyelő, Országos Atomenergia Hivatal  
1036 Budapest, Fényes Adolf utca 4., +36-1/4364-948, puskas@haea.gov.hu

Az MVM Paksi Atomerőmű Zrt. 1.-4. blokkjain üzemelő blokkszámítógép rendszer elérte az elavulás olyan szintjét, hogy indokolt lett a rekonstrukciója. Az átalakítást első körben az NBSZ szerinti 3. átalakítási kategóriába sorolta az engedélyes, amellyel az OAH a vonatkozó feltételeket figyelembe véve egyetértett. A 2. blokkon 2016. év végén, a blokki főjavítás alatt elvégezték a rekonstrukciót. Ezt követően több javító módosításra volt szükség, az előforduló hibajelenségek kezelése érdekében. Ezt figyelembe véve az OAH úgy döntött, hogy az átalakítás még hátra lévő munkáit szigorúbb engedélyezési eljárás alapján az NBSZ szerinti 2. átalakítási kategóriába sorolja, és az átalakítási engedélyezés kategóriájának megfelelő dokumentációt várja el az engedélyestől. Az engedélyes összeállította, és 2017 május végén benyújtotta az átalakítási engedélykérelmet a hátra lévő blokkok vonatkozásában, melyet az OAH a PAE-HA6622 számú határozatában engedélyezett. Az engedélyezési eljárás során, a jogszabályi keretek betartása mellett, az elsődleges cél az volt, hogy a rekonstrukció szempontjából hátralévő blokkokon hasznosíthatóak legyenek a 2. blokki rendszer rekonstrukciója során szerzett tapasztalatok.

A 2017 augusztusában kezdődő 1. blokki főjavítás során elvégezték a következő felújítást. Ennek a tapasztalatai azt mutatták, hogy a 2. blokkon történt hibajavító intézkedések a további blokkokra történő implementálása lényegesen javította a megbízhatóságot.

Az előadás célja az Országos Atomenergia Hivatal hatósági eljárásának ismertetése, az engedélyezés folyamatának és tapasztalatainak megosztása, az engedélyező határozatban rögzített feltételek ismertetése, valamint a hatósági ellenőrzések tapasztalatainak áttekintése.

Előadás tartalma:

- Előadás céljának rövid ismertetése,
- Előzmények bemutatása,
- Blokkszámítógép rendszerek feladatainak, funkcióinak áttekintése,
- Hatósági engedélyezés, valamint döntések történetének áttekintése,
- Elvégzett ellenőrzések céljai, eredményei,
- Következtetések, tanulságok.

# **BME OKTATÓREAKTOR IBF ÉS ÜZEMELTETÉSI ENGEDÉLYEZÉS**

**Huszka Ádám**

nukleáris biztonsági felügyelő, Országos Atomenergia Hivatal  
1036 Budapest, Fényes Adolf utca 4., +36-1/4364-948, huszka@haea.gov.hu

2016 szeptemberében a BME Oktatóreaktor benyújtotta a hatóság részére az Időszakos Biztonsági Felülvizsgálatot összefoglaló Időszakos Biztonsági Jelentést, valamint az üzemeltetési engedélykérelmet. A felülvizsgálatot az Országos Atomenergia Hivatal (OAH), mint hatóság, és az értékelésben részt vevő három szakhatóság (Baranya Megyei Kormányhivatal környezetvédelmi és természetvédelmi hatáskörében eljáró Pécsi Járási Hivatal, a Belügyminisztérium Országos Katasztrófavédelmi Főigazgatóság, valamint a Fővárosi Katasztrófavédelmi Igazgatóság Dél-Budai Katasztrófavédelmi Kirendeltség) vizsgálta. Az OAH az eljárást 2017. augusztus 1-én határozattal lezárta, egyben több biztonságnövelő intézkedést is előírt az engedélyes számára, melyek a nukleáris biztonság szintjének további növelését célozzák.

Az előadás célja az OAH által végzett értékelés bemutatása, az eljárás fontosabb mérföldköveinek, tapasztalatainak megosztása, az IBF lezáró határozat és az üzemeltetési engedély ismertetése, beleértve az IBF kapcsán tartott hatósági ellenőrzéseket és tárgyalásokat.

# **ATOMENERGIA ALKALMAZÁSA KÖRÉBEN ELJÁRÓ FÜGGETLEN MŰSZAKI SZAKÉRTŐK MINŐSÍTÉSE SORÁN SZERZETT TAPASZTALATOK**

**Dr. Vincze Árpád**

elnök, Minősítő Bizottság

(főosztályvezető, Országos Atomenergia Hivatal)

1036 Budapest, Fényes Adolf utca 4.

Az előadás igyekszik képet adni az atomenergia alkalmazása körében eljáró független műszaki szakértői kérelmek engedélyezési eljárásában közreműködő, a Budapesti és Pest Megyei Mérnöki Kamarához (a BPMK elérhetősége: [www.bpmk.hu](http://www.bpmk.hu)) az atomenergiáról szóló 1996.évi CXVI. törvény (Atv.) által telepített Minősítő Bizottság eddig végzett tevékenységéről és tapasztalatairól.

Az előadásban áttekintjük a harmadik fél általi minősítés előnyeit, a jelenlegi vonatkozó szabályozási környezetet és az abban történt fontosabb változásokat, amelyek egy részét többek között a Minősítő Bizottság által szerzett tapasztalatok indukálták. Kifejtjük a jelenlegi minősítési rendszer előnyeit és az eddig azonosított problémákat, azok megoldási lehetőségeit.

Az immáron hat év távlatából összességében megállapítható: az új szabályok révén tisztább, átláthatóbb, garanciákkal övezett szabályozási környezet valósult meg. A rendszer létjogosultságát igazolja, hogy mára több mint háromszáz szakember jelentkezett a területi mérnöki kamaráknál minősítésre, közülük több mint kétszázötven fő adata szerepel a Magyar Mérnöki Kamara honlap névjegyzék rovatában (<http://www.mmk.hu/kereses/tagok>), az országos közhiteles névjegyzékben.

# PÁLCAKÖTEGBEN KIALAKULÓ ÁRAMLÁS PIV MÉRÉSTECHNIKÁVAL TÖRTÉNŐ KÍSÉRLETI VIZSGÁLATÁNAK LEHETŐSÉGEI

**Dr. Yamaji Bogdán**

adjunktus, BME Nukleáris Technikai Intézet  
1111 Budapest, Műegyetem rkp. 3, +36 1 463 2112, yamaji@reak.bme.hu

A Nukleáris Technikai Intézetben 2007-től áll rendelkezésre Particle Image Velocimetry (PIV) mérőrendszer, mely alkalmas komplex geometriában lejátszódó áramlási folyamatok beavatkozásmentes mérésére. A kétdimenziós sebességmezők rögzítésére és vizsgálatára alkalmas méréstechnikát eredményesen alkalmaztuk eddig többek között eltérő hőmérsékletű csóvák keveredésének vizsgálatára, az Oktatóreaktor fűtőelempálcája körül kialakuló áramkép feltérképezésére, és a pálca felületén kialakuló hőátadási tényező becslésére, vagy az MSFR sóolvadékos reaktorkonceptió aktív zónájában létrejövő áramlási tér vizsgálatára.

A nemzetközi szakirodalomban jelenleg dominálnak a négyzetrács geometriájú pálcakötegeket vizsgáló PIV mérések, hiszen a publikációk esetében nagyon gyakran a nyugati PWR-ekben alkalmazott fűtőelemköteg-geometriát veszik alapul. Háromszög-rács geometriát csak Hassan és szerzőtársai [1] vizsgáltak negyedikgenerációs LMFR üzemanyag modelljén végzett mérésekkel, illetve korábban Tar és szerzőtársai végeztek méréseket VVER-440 üzemanyag modellen [2].

Jelen cikk a VVER atomreaktorokban alkalmazott fűtőelem-kötegek, illetve a negyedikgenerációs gázhűtésű reaktor demonstrációs reaktora, az Allegro kerámia üzemanyagánál alkalmazott háromszög-rácsban elrendezett pálcakötegekben kialakuló áramlások vizsgálati lehetőségeit foglalja össze különös tekintettel a PIV módszer alkalmazására. A munka célja egy olyan kisminta modell megtervezése és összeállítása, mely alkalmas lesz a fent vázolt geometriákban lejátszódó áramlási folyamatok CFD (Computational Fluid Dynamics) validációra alkalmas minőségű vizsgálatára. A kísérleti modellek kialakításában alapvető fontosságú lesz a MIR (Matching Index of Refraction) módszer alkalmazása.

[1] : Nguyen, Goth, Jones, Lee, Hassan: PIV measurements of turbulent flows in a 61-pin wire-wrapped hexagonal fuel bundle; International Journal of Heat and Fluid Flow 65 (2017) 47–59

[2] : Tar és tsai: VVER üzemanyag kazetta hűtőközeg keveredésének kísérleti vizsgálata PIV méréstechnikával; Nukleon, 2008. november I. évf. (2008) 20

# **A VVER-SCP SZUPERKRITIKUS REAKTOR EGYENSÚLYI KAMPÁNYSZÁMÍTÁSA**

**Hegyí György**

MTA Energiatudományi Kutatóközpont

1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út. 29-33. (1) 392 2222, [hegyi.gyorgy@energia.mta.hu](mailto:hegyi.gyorgy@energia.mta.hu)

**Maráczy Csaba**

MTA Energiatudományi Kutatóközpont

1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út. 29-33. (1) 392 2222, [maraczy.csaba@energia.mta.hu](mailto:maraczy.csaba@energia.mta.hu)

**Szabó András**

Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem

1111 Budapest, Műegyetem rkp. 3. (1) 463-1111, [s.szaboa@gmail.com](mailto:s.szaboa@gmail.com)

Az egykörös, szuperkritikus nyomású, vízhűtéses negyedik generációs VVER-SCP reaktorkoncepció beruházási igény csökkenést és nagyobb hatásfokot ígér a jelenlegi nyomott vizes reaktorokhoz képest. MOX fűtőanyaggal, epitermikus-gyors spektrumban a tenyésztési tényező is nagymértékben emelkedik. A VVER-SCP elképzelésnek létezik egy- és két-utas változata is, ami azt jelenti, hogy a hűtőközeg egyszer, illetve kétszer halad át a zónán. Utóbbi a hőmérséklet-maximumok csökkentésének szempontjából ígéretesebb, mivel egy keverőtérben egyenlítődnek ki a hőmérsékletek. A koncepció kidolgozása azonban még kezdeti stádiumban van, így az SCWR európai változatának, a három-utas HPLWR reaktornak az áramlási sémáját vettük alapul számításainkban. A reaktorra csatolt neutronfizikai és termohidraulikai számításokat végeztünk a KARATE programrendszerrel.

A következő megfontolások voltak mérvadóak az egyensúlyi kampány kialakításánál:

- a 390 W/cm lineáris teljesítmény limit betartása;
- a fűtőelem középponti hőmérsékletének jóval az olvadáspont alatti tartása;
- a maximális burkolathőmérséklet 630 °C alatt tartása;
- lehetőség szerint nagy kiegészítés elérése;

Az elgőzöltetőben fellépő erős axiális hűtővízsűrűség-változás miatt axiális dúsitásprofilírozásra is szükség volt. Az egyensúlyi kampány számítása során megterveztük az átrakási sémát és egyszerűsített forrócsatorna számításokkal elemeztük a zónát.

# A HELIKÁLIS TÁVTARTÓ TERMOHIDRAULIKÁRA GYAKOROLT HATÁSÁNAK NUMERIKUS ÁRAMLÁSTANI VIZSGÁLATA

**Kiss Attila**

egyetemi adjunktus, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem  
1111 Budapest, Műegyetem rkp. 9., +36-1/463-1997, [kissa@reak.bme.hu](mailto:kissa@reak.bme.hu)

**Mervay Bence**

egyetemi hallgató, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem  
1111 Budapest, Műegyetem rkp. 3.

A 2014-ben lezárult SCWR-FQT Európai Unió projekt célja egy olyan tesztkör megtervezése és engedélyeztetése volt, amely demonstrálja az SCWR európai változat (a HPLWR) kazettamodelljének működőképességét radioaktív, tehát valós környezetben. A demonstráció fő feladata a kazettafal és üzemanyag burkolat anyagok megfelelőségének (kellő mértékben ellenállnak-e a kémiaiag agresszív szuperkritikus nyomású víznek) és a helikális távtartós kazettageometria termohidraulikai szempontú megfelelőségének bebizonyítása. A BME NTI is részt vett a projektben, a kazettamodell termohidraulikai tervezésében. Az intézet feladata többek között az volt, hogy részt vegyen egy vak CFD benchmarkban, amihez az egyik kínai partner szolgáltatott később mérési eredményeket. A mérést a korábban megépült SWAMUP mérőkörbe behelyezett tesztszakaszon végezték el, amely az SCWR-FQT kazettarész 1,25-szörösére növelt geometriája volt.

A projekt lezárása után a tanszéken tovább foglalkoztunk a problémával: meg szeretnénk volna vizsgálni, hogy milyen hatása van a hőátadásra a távtartók menetszámának azonos fűtött hossz (750 mm) mentén. Összesen hét geometriát vizsgáltunk meg: egy távtartó nélkülit, és hat darab helikális távtartóval rendelkező geometriát. Az első távtartós geometriában a helikális távtartó egyszer fordult körbe a fűtött hosszban, a következőben kétszer, és így tovább, egészen hat körbefordulásig. A számítási tartomány diszkretizálásához strukturálatlan tetraéder rácsot készítettünk, a határreéteget prizmatikus elemek segítségével bontottuk fel. A számítások elvégzéséhez a BSL Reynolds Stress turbulencia modellt használtuk. A három körülfordulást tartalmazó geometria esetében az SCWR-FQT projekt keretében kapott mérési adatokkal el tudtuk végezni a validációt.

Az eredmények kiértékelésének célja az volt, hogy meghatározzuk a helikális távtartó menetszámának műszakilag optimális értékét, amely figyelembe vesz két, egymással ellentétes szempontot. Az első szempont az, hogy a hőátadási tulajdonságok jók legyenek, ami a gyakorlatban minél magasabb értékű és a fűtött hossz mentén lehetőleg minél egyenletesebb hőátadási tényező eloszlást jelent, amely a menetek számával előnyösen változik. A másik szempont az, hogy ne legyen túl nagy a fűtött szakaszon a nyomásesés, amely pedig a menetek számával növekszik. Végül, azt találtuk, hogy hárommenetnyi helikális távtartó tekinthető a műszaki optimum értéknek.



# **ÉRZÉKENYSÉGI ÉS BIZONYTALANSÁGI SZÁMÍTÁSOK AZ ALFRED ÓLOMHŰTÉSŰ GYORSREAKTOR KONCEPCIÓRA**

**Szieberth Máté, German Péter, Aranyosy Ádám, Böröczki Zoltán**

Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem, Nukleáris Technikai Intézet

1111 Budapest, Műegyetem rkp. 3., 06-1-4634339, szieberth@reak.bme.hu

Az ólomhűtésű gyorsreaktor (LFR) az egyike a negyedik generációs gyorsreaktoroknak, amelyet ma a nátriumhűtésű gyorsreaktor (SFR) lehetséges alternatív technológiájának tekintenek az ólom hűtőközeg egyes kedvezőbb tulajdonságai miatt. A technológia ugyanakkor komoly kihívásokat tartogat ezért a fejlesztés fontos lépése egy demonstrációs reaktor. Ezt a célt szolgálja az elsősorban olasz intézmények által kidolgozott európai ALFRED reaktorkoncepció.

Új reaktortechnológiák fejlesztésénél különösen fontos a rendszer viselkedését meghatározó érzékenységi paraméterek vizsgálata, amelyek segíthetnek az optimalizálásában, valamint a kísérleti validáció hiányában alapvető a számítások bizonytalanságának elemzése is. A BME NTI-ben az ALFRED reaktor publikusan hozzáférhető tervei alapján elkészítettük annak számítási modelljét és meghatároztuk az alapvető érzékenységi paramétereket, melyek segítségével nem csak a reaktivitás-együtthatók határozhatók meg, hanem az azokat meghatározó fizikai folyamatok is feltárhatók. A hatás-keresztmetszetek bizonytalanságát leíró kovariancia könyvtárak segítségével pedig meghatározható a számítások azokból fakadó várható hibája is. Az érzékenységi számításokat a SCALE kódrendszer KENO és TSUNAMI moduljaival, a Serpent Monte-Carlo- és a PARTISN diszkrét ordinátás neutrontranszportkóddal is elvégeztük mind a lineáris perturbációelmélet, mind a direkt perturbációk módszerével, amely lehetőséget adott a különböző számítási módszerek összevetésére és az alkalmazhatósági tartományuk vizsgálatára is. Eredményeink az ólomhűtésű gyorsreaktorok biztonságával kapcsolatos tervezett vizsgálatainkat alapozzák meg, melyekkel a vonatkozó nemzetközi együttműködésekbe tervezünk bekapcsolódni.

A munka a Nemzeti Kutatási, Fejlesztési és Innovációs Alap által támogatott VKSZ\_14-1-2015-0021 azonosító számú Nemzeti Nukleáris Kutatási Program keretében zajlott.

# **GYORSREAKTOROKAT TARTALMAZÓ ÜZEMANYAGCIKLUSOK VIZSGÁLATA A SITON V2.0 KÓDDAL ÉS A FITXS MÓDSZERREL**

**Halász Máté<sup>a</sup>, Brolly Áron<sup>b</sup>, Szieberth Máté<sup>a</sup>, Fehér Sándor<sup>a</sup>**

<sup>a</sup>Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem, Nukleáris Technikai Intézet

1111 Bp. Műegyetem rkp. 9. +36 1 463-4172, halasz@reak.bme.hu

<sup>b</sup>MTA Energiatudományi Kutatóközpont, 1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.

A nukleáris üzemanyagciklus zárását a jelenlegi elképzelések szerint negyedik generációs gyorsreaktorokkal tervezik megvalósítani, amelyek képesek megtermelni az üzemanyagukat természetes vagy szegényített urán betáplálással, valamint elhasítani az általuk termelt és a könnyűvízes reaktorok kiégett üzemanyagából származó másodlagos aktinidákat. A nukleáris hulladék keletkezése ilyen módon a hasadási termékekre és reprocesszási veszteségekre korlátozható, miközben a jelentősen lecsökkent hulladéktérfogat és bomláshő lehetővé teszi a mélységi geológiai tárolók gazdaságosabb kihasználását. A gyorsreaktorok üzembe helyezésével kapcsolatos stratégiai döntésekhez és a különböző visszatáplálási stratégiák vizsgálatához részletes modellek szükségesek, amelyek figyelembe veszik az üzemanyagciklus legfontosabb létesítményeit és a közöttük lévő anyagáramokat.

A BME Nukleáris Technikai Intézetben kifejlesztett gyors kiéggyszámítási módszer (FITXS) segítségével az előző években létrehoztuk több negyedik generációs gyorsreaktor, köztük az ELSY (European Lead-cooled SYstem) ólomhűtésű gyorsreaktor közelítő kiéggésmo­delljét. A modell felhasználásával megvizsgáltuk az ólomhűtésű gyorsreaktor tenyész­­tési és transzmutációs képességeit egy zárt üzemanyagciklus tranziens és egyensúlyi állapotában, amiről a 2016. évi MNT Szimpóziumon számoltunk be. A GFR2400 típusú gyorsreaktorra vonatkozó FITXS kiéggé­­s-modell integrálásra került az MTA Energiatudományi Kutatóközpontban fejlesztett SITON v2.0 üzemanyagciklus-szimulációs kód­ba is, amelynek segítségével paraméteres vizsgálatokat végeztünk egy EPR (European Pressurized Reactor) reaktorokról GFR2400-ra történő átállást feltételező szcenárióra. A kapott eredmények ismeretében megvizsgáltuk továbbá egy tisztán könnyűvízes reaktorparkról ólomhűtésű gyorsreaktorokat, illetve MOX üzemanyaggal üzemelő termikus reaktorokat tartalmazó atomenergia-rendszerre történő átállást is. Megmutattuk, hogy a gyorsreaktor-termikus reaktor teljesítményarány változtatásával beállíthatók az atomerőmű-rendszer tenyész­­tési jellemzői, és található olyan teljesítményarány, amely mellett a másodlagos-aktinida készletek csökkentése mellett is stabilizálható, vagy akár csökkenthető a teljes üzemanyagciklusban található plutónium mennyisége is.

A BME NTI-ben végzett munka a Nemzeti Kutatási, Fejlesztési és Innovációs Alap által támogatott VKSZ\_14-1-2015-0021 azonosító számú Nemzeti Nukleáris Kutatási Program keretében zajlott.

# CIRKÓNium FŰTŐELEM BURKOLATOKKAL VÉGZETT MECHANIKAI KÍSÉRLETEK

**Király Márton**

tudományos segédmunkatárs, MTA EK FRL  
36-44, kiraly.marton@energia.mta.hu

**Nagy Richárd**

tudományos segédmunkatárs, MTA EK FRL  
13-10, nagy.richard@energia.mta.hu

Az E110 és az E110G cirkónium ötvözetből készült burkolat csövek tengely- és gyűrűirányú szakítószilárdságának összehasonlítására végrehajtottuk két mérési sorozat tervet, amely szobahőmérsékletű vizsgálatok mellett emelt (150 °C) és üzemi hőmérsékleten (300 °C) végzendő szakítóvizsgálatokat is tartalmaztak. Az első mérési ciklusban kezeletlen, alapállapotú próbatestek mérésén túl vizsgáltuk a kismértékű (1-3% ECR), magas hőmérsékletű (800 °C) vízgőzös oxidáció és a hidrogénezés (100-400 ppm) hatását is a tengelyirányú és a kerületi szakítószilárdságra mindhárom szakítási hőmérsékleten. A második kísérleti tervben a hőkezelés hatását vizsgáltuk 600 °C és 1000 °C között kezeletlen, alapállapotú mintákon, valamint a kismértékű magas hőmérsékletű vízgőzös oxidáció (1-5% ECR) és az azonos hőmérsékletű és idejű, inert atmoszférában végzett hőkezelésnek a tangenciális szakítószilárdságra gyakorolt hatását próbáltuk egymástól elkülöníteni.

Vizsgáltuk a kétféle cirkónium ötvözetből készült burkolat cső termo-mechanikai kúszását is, több különböző elrendezésben. A cirkónium csövek hosszú távú kúszásának vizsgálatára megterveztünk és megépítettünk egy magas hőmérsékletű mérőberendezést és lézeres mikrométer segítségével nyomon követtük a maradó alakváltozást. A 100 mm hosszú, lehegesztett végű E110 és E110G csöveket először állandó, 500 °C hőmérsékleten 5-10 MPa belső nyomásnak tettük ki. Ezután újabb, hasonló mintákat, 300 °C és 600 °C közötti állandó hőmérsékleten, egytengelyű axiális terhelésnek tettük ki. A maradó alakváltozást több eszközzel, közöttük újonnan fejlesztett mérési eljárások segítségével is nyomon követtük, a kiépített mérési elrendezés segítségével pedig a burkolatok hőtágulását is vizsgáltuk. Az üzem közben fellépő kúszás modellezésére egy új eljárást dolgoztunk ki, melyben a lehegesztett végű mintadarabokat kívülről terheltük az üzemi nyomásnak megfelelő nyomással, majd az autoklávot 350°C-ra, a burkolat üzemi hőmérsékletére melegítettük. A következő években a belső nyomással végzett kúszás mérést 400°C-on és hidrogénezett mintákkal fogjuk folytatni, ami a száraz tárolás körülményeit modellezi.

A burkolatok baleseti viselkedésének, elsősorban felfúvódásának és felhasadásának vizsgálatára elkészítettünk egy egyedi csökemencét. Beépítettünk egy magas hőmérsékleten működő optikai leképező rendszert, amelyhez bármilyen optikai mérőegység könnyen csatlakoztatható. Mérésirányító és adatrögzítő rendszert építettünk, mellyel automatikusan szabályozni tudtuk a nyomásnövelés sebességét.. A mérőrendszer lehetővé tette, hogy megfigyeljük a felfúvódás folyamatát és megmérjük a burkolat alakváltozásának alakulását. A mérést rögzítő felvételek elemzéséből a minták geometriai változásait nyomon tudtuk követni a mérés teljes időtartama alatt. A méréseket gyorskamerás mérésekkel is kiegészítettük, melyek segítségével a minták felhasadását és a repedésterjedést sikerült pontosabban nyomon követni, valamint a minta felhasadását követő rugalmas alakváltozását is meg tudtuk figyelni.

A burkolat és a tableta között létrejövő mechanikai kölcsönhatás modellezésére olyan egyedi mérési elrendezést és szegmentált elemekből álló szerszámot, úgynevezett mandrel szerszámot terveztünk, mellyel vizsgálható cirkónium pálcaburkolat csövekből előállított gyűrű minták képlékenysége radiális terhelés hatására. A normál üzemi és azt meghaladó mértékű oxidációnak és hidrogénfelvételnek kitett burkolatcsövekből levágott 8 mm magas alapállapotú, oxidált és hidrogénezett minták gyűrűminták viselkedését vizsgáltuk szobahőmérsékleten és emelt hőmérsékleten, melyhez egy egyedi kemencét terveztünk.

# NUKLEÁRIS LÉTESÍTMÉNYEK LESZERELÉSÉHEZ KAPCSOLÓDÓ KUTATÁSOK HALDENBEN

**Szöke István**

Senior kutató, Institute for Energy Technology (IFE)  
P.O. Box 173, NO-1751 Halden, Norway, Istvan.Szoke@ife.no

A Halden Reactor Project (HRP) a Nemzetközi Atomenergia Ügynökség pártfogása alatti nemzetközi kutatási program, 21 OECD ország nemzeti szervezeteinek támogatásával. Az együttműködésben az MTA Energiatudományi Kutatóközpont is részt vesz.

A HRP célja az atomerőművek biztonságos és megbízható működésének támogatása a legújabb műszaki újítások és kutatás-fejlesztés eredményeinek felhasználásával. A HRP egyik kutatási területe a nukleáris létesítmények leszereléséhez kapcsolódik, elsősorban a biztonság, másodsorban pedig a hatékonyság növelése érdekében. Mivel a leszerelés emberi, szervezési és műszaki szempontból egyaránt összetett kihívást jelent, a HRP kutatás rendszerszerű alkalmazásokat támogat a leszerelési projektek megvalósításához. A projekt keretében számos interjú készítésére került sor erőművek, beszállítók, kutatóintézetek és hatóságok szakembereivel. Ezek célja a jelenlegi gyakorlat hiányosságainak azonosítása az ember, a technológia és a szervezet kapcsolata szempontjából. A HRP projekt támogatja a modern elemző, kommunikációs és információs módszerek alkalmazását az érintett szervezetek egységes csoportba való integrálásához és könnyen érthető információra alapozott biztonsági és megvalósíthatósági értékelések elvégzéséhez. A kutatócsoport különböző, fejlett információs technológia alapú, munka támogatási rendszereket tesztel emberi és csoportos teljesítőképesség szempontjából. A kutatás eredményei alkalmazhatóak gyakorlati problémák megoldására a nukleáris leszereléssel kapcsolatos projektekben.

A kutatási eredményeket felhasználva az Institute for Energy Technology (IFE) több projektben közvetlen támogatást is nyújt. A tapasztalatok alapján az innovatív információs technológiai módszereknek mindennapi eszközökké kell válniuk a biztonsági tervezésben, a gyakorlati képzésben, valamint a helyszíni információ és a tudásmenedzsment során, az atomenergia-ipar fenntarthatósága érdekében.

## **FŰTŐELEMES KUTATÁSOK HALDENBEN**

### **Hózer Zoltán**

Magyar Tudományos Akadémia Energiatudományi Kutatóközpont  
hozer.zoltan@energia.mta.hu

### **Somfai Barbara**

Magyar Tudományos Akadémia Energiatudományi Kutatóközpont  
somfai.barbara@energia.mta.hu

### **Kulacsy Katalin**

Magyar Tudományos Akadémia Energiatudományi Kutatóközpont  
kulacsy.katalin@energia.mta.hu

### **Griger Ágnes**

AEMI Atomenergia Mérnökiroda Kft.  
griger.agnes@energia.mta.hu

### **Szabó Péter**

Magyar Tudományos Akadémia Energiatudományi Kutatóközpont  
szabo.peter@energia.mta.hu

A haldeni Institute for Energy Technology (IFE) kutatóközpontban folyó tevékenység a világ fűtőelemes kutatásainak élvonalába tartozik. A Haldenben működő nehézvizes reaktor konstrukciója lehetővé teszi több besugárzó csatorna és hurok egyidejű üzemeltetését, így párhuzamosan több különböző mérést lehet folytatni különböző anyagokkal. A kísérletekhez speciális eszközöket hoztak létre, amelyekkel követhetőek a főbb fűtőelemes paraméterek a besugárzások során. A mérések fontos adatokat szolgáltatnak az atomerőművi fűtőelemek viselkedéséről normál üzemi és üzemzavari körülmények között. Új fűtőelem típusok – többek között a jelenleg fejlesztés alatt álló balesetálló fűtőelemek – tesztelésére is van lehetőség a reaktorban, amit elsősorban a fűtőelemgyártók vesznek igénybe. Az on-line méréseken túl nagyon fontos adatokat szolgáltatnak a fűtőelem mintadarabokkal végzett forrókamrás utóvizsgálatok is.

Az MTA EK az OECD Halden Reactor Project keretében, valamint a VVER reaktorokat üzemeltető országok részvételével létrehozott konzorcium tagjaként jut hozzá a kísérleti eredményekhez. A mérési adatok használhatóak fűtőelemes modellek fejlesztéséhez és nagyon fontos adatbázist jelentenek a paksi atomerőmű biztonsági elemzéseikhez is használt FUROM és FRAPTRAN kódok VVER-specifikus validációjához.

Hazai szempontból a legfontosabbak a VVER fűtőelemekkel végzett kísérletek, amelyekhez a loviisai erőműből származó, valamint az orosz fűtőelemgyártó által átadott mintadarabokat használnak fel.

Az MTA EK laboratóriumaiban elsősorban besugárzatlan cirkónium burkolattal végeznek fűtőelemes kísérleteket, amelyeket nagyon jól kiegészítenek a kiégett üzemanyaggal végrehajtott haldeni fűtőelemes mérések.

Az előadás bemutatja a legfontosabb haldeni fűtőelemes mérések típusait, eszközeit és néhány érdekes eredményét. A hazai hasznosulást kódvalidációs számítások illusztrálják és röviden szó lesz arról is, hogy a hazai kísérletek hogyan kapcsolódnak a haldeni mérésekhez.

# BIZTONSÁGI KUTATÁSOK A DIGITÁLIS MŰSZEREZÉS ÉS VEZÉRLÉS TERÜLETÉN HALDENBEN

**Kárpáti Péter**

Senior kutató, Institute for Energy Technology (IFE)  
P.O. Box 173, NO-1751 Halden, Norway, Peter.Karpati@ife.no

A Halden Reactor Project (HRP) 19 ország által finanszírozott, lassan 60 éve működő együttműködési program az OECD Nuclear Energy Agency pártfogása alatt.

A HRP keretein belül folyó, a digitális műszerezés és vezérlés (Digital Instrumentation & Control, DI&C) biztonságához kapcsolódó tevékenységek alapvető célja, hogy elősegítse az egyes országokban kialakult gyakorlatok elvi alapjainak egységesítését. A jelenlegi hároméves időszakban folyó kutatás a kihívásokat és a megoldási lehetőségeket vizsgálta a hatóságok és az engedélyesek szakembereivel készített interjúkkal, workshopok szervezésével, valamint a szakirodalom tanulmányozásával.

Az előadás rövid áttekintést ad a biztonsági (safety) érvelésről és az ehhez kapcsolódó jelenlegi munkáról, különös tekintettel a 2017 márciusában szervezett „Expert Workshop on DI&C Safety Assurance with Special Focus on Experiences with Assurance Cases” rendezvény tapasztalataira. A tíz meghívott előadás és az azokat követő megbeszélések az alábbi témákat érintették

- (1) kihívások a különböző szervezetekben a biztonság szavatolása területén,
- (2) a biztonsági elemzések ok-okozati szerkezetű rendszerezése milyen mértékben segíti a szükséges és megfelelő információk azonosítását,
- (3) gyakorlati tapasztalatok az ok-okozati szerkezetű biztonsági elemzés alkalmazásáról atomerőművi vagy egyéb biztonságilag kritikus ipari területek összefüggésében,
- (4) a Haldenben ezen a területen zajló kutatások milyen mértékben tudják segíteni a nehézségek legyőzését vagy felgyorsítani a megoldáshoz vezető utat.

A workshop fő tapasztalata, hogy a nukleáris iparban egyre többet használnak a strukturált érvelést a biztonság szavatolására, és az érdeklődés folyamatosan nő. A legfontosabb kihívások és a lehetséges megoldások azonosításával az eredmények várhatóan közvetlenül hasznosíthatóak mind a résztvevő szervezeteknél, mind a Haldenben tervezett kutatások esetében.

# **A HALDEN REAKTOR PROJEKT**

**Gadó János**

atomenergiai tanácsadó, Magyar Tudományos Akadémia Energiatudományi Kutatóközpont  
1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33., +36 1 392 22 22 / 2296, gado.janos@energia.mta.hu

Az előadás Halden földrajzi elhelyezkedésével és a városka történetével indul. A Halden reaktort az 1950-es években építették, az előadás ismerteti ennek meglehetősen érdekes történetét. Röviddel később elindult a projekt, ennek szervezete is figyelmet érdemel. Az előadás elsősorban ennek fő elemeit (fűtőelem-tulajdonságok és reaktoranyagok paramétereinek vizsgálata besugárzás során és után, ember-gép kapcsolati kutatások és fejlesztések, virtuális valóság alkalmazása) mutatja be. Az előadás végül kitér a magyar részvétel történetére és a projekt aktuális helyzetére.

# **MIT TANULTUNK AZ OECD NEA SZERVEZÉSŰ NUKLEÁRIS BIZTONSÁGI KUTATÁSOKBÓL?**

**Horváth Ákos**

főigazgató, Magyar Tudományos Akadémia Energiatudományi Kutatóközpont  
1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33., +36 1 395 91 59, horvath.akos@energia.mta.hu

Az OECD NEA első eredményei közé tartozik három nagy kormányközi kutatási program megszervezése. Ezek közül az egyik a Halden Reactor Project volt, 1958-ban. A '60-as évektől sokáig úgy tűnt, a sokszereplős nemzetközi kutatásokat felváltják a nemzeti ipari szervezésű programok, de a '80-as évek nukleáris biztonsági kutatásaihoz ismét szükség volt közös finanszírozásra. A '90-es évek végétől egyre növekvő számban, összesen mintegy harminc kutatási programot indítottak OECD NEA szervezésben, amelyek közül néhányban a hazai intézetek is részt vettek. Az előadásban áttekintjük, hogy a Halden Reactor Project mellett mit tanultunk az egyéb OECD NEA szervezésű kutatási programokból.



# A CORONA II PROJEKT ELSŐ PRÓBA KÉPZÉSÉNEK EREDMÉNYEI

**Dr. Pesznyák Csilla**

egyetemi docens, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem  
1111 Budapest, Műegyetem rkp. 9., +36-1/463-1997, [pesznyak@reak.bme.hu](mailto:pesznyak@reak.bme.hu)

**Kiss Attila**

egyetemi adjunktus, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem  
1111 Budapest, Műegyetem rkp. 9., +36-1/463-1997, [kissa@reak.bme.hu](mailto:kissa@reak.bme.hu)

A CORONA II projekt az Európai Unió által a H2020-as keretprogramban finanszírozott nemzetközi koordinációs és támogató (Coordination and Support Action, CSA) projektek egyike. Általános célja a nukleáris létesítmények biztonságának növelése a magas szintű képzés biztosításán keresztül, amit a nukleáris létesítményekben dolgozók tudásának, jártasságának és kompetenciájának növelése révén kíván a projekt konzorciuma elérni. A projekt legfőbb célja korszerű tanítási technikákat alkalmazó, a VVER technológiához kapcsolódó képzéseket nyújtó, regionális képzési központ (CORONA Akadémia) létrehozása. A képzési központ megvalósíthatóságát tesztelték próba képzések szervezésével az előző, CORONA nevű projekt (2011-2014) keretein belül. Ennek során a nemzetközi hallgatócsere és az élethosszig tartó tanulás koncepciójának alkalmazhatósága is bizonyítást nyert.

A CORONA II projekt folytatja az európai együttműködést a VVER típusú reaktorokkal kapcsolatos tudás, jártasság és kompetencia területén a meglévő szakértelem összegyűjtése, megőrzése és továbbfejlesztése révén. A CORONA II projekt konzorciuma által javasolt CORONA Akadémia biztosítaná a nukleáris szakértelmet a meglévő képzési potenciál összegyűjtésével és új képzések kidolgozása által a VVER technológia területén. Az Akadémia összefogná az adott tudományterület legtapasztaltabb oktatóit Európából és az európai régióon túli területekről, ezzel megoldva a VVER technológiát használók és használni kívánó országok mobilitási problémáit. A CORONA II projekt által létrehozandó Akadémia, az on-line elérhető képzési programokkal kiegészülve lehetővé tenné, hogy a világ különböző pontjain élő hallgatók a saját igényeiknek megfelelő módon sajátíthassák el a szükséges tudást, jártasságot és kompetenciát. A megvalósuló képzési formák és programok lehetővé teszik a folyamatos képzést és továbbképzést az egyetemi hallgatóktól egészen a nukleáris létesítmények felső vezetőségéig.

Előadásunkban bemutatjuk a CORONA II projekt keretében 2017. január 30. és február 3. között „*Pilot training for Radiation Protection Worker*” címmel megrendezett nemzetközi próba kurzust és eredményeit.

Az előadás alapjául szolgáló kutatást és oktatási tevékenységet az Európai Unió támogatja a CORONA II nevű és 662125 azonosító számú H2020-as kutatási projekt keretében.

# **ELFUTÓ ELEKTRON KELETKEZÉSI MECHANIZMUSOK FÜGGÉSE A DISZRUPCIÓ ALAPPARAMÉTEREITŐL**

**Erdős Boglárka**

hallgató, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem  
Budapest, 1111, Műegyetem rkp. 3, +36 30 694 6932, erdos@reak.bme.hu

**Dr. Papp Gergely**

tudományos munkatárs, Max Planck Plazmafizikai Intézet  
Németország, Garching bei München, 85748, Boltzmannstraße 2, +49 89 3299 1810, ppg@ipp.mpg.de

**Dr. Pokol Gergő**

egyetemi docens, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem  
Budapest, 1111, Műegyetem rkp. 3, +36 1 463 2469, pokol@reak.bme.hu

A tokamak típusú fúziós berendezések egyik sajátossága, a plazmában vezetett áram miatt jöhet létre az úgynevezett diszrupció, melynek során a plazmaösszetartás megszűnik. Ilyenkor az összeomló plazmában úgynevezett „elfutó elektronok” is tudnak keletkezni, melyek nagyenergiájú részecskenyalábot alkotva súlyos károkat tehetnek a berendezés belső falában, ezért elkerülésük vagy elnyomásuk hatékony megoldása a fúzió egyik égető kérdése.

Mélyebb megértésük és kezelésük megvalósításának érdekében számos kísérleti berendezésen, többek között a németországi ASDEX Upgrade tokamakokon is, mesterségesen létrehozott diszrupciókban vizsgálják viselkedésüket. Ezekben a kísérletekben a diszrupciók biztonságos és megismételhető keltésére, illetve az elfutó elektronok elnyomására nemesgáz (pl. argon) befecskendezéseket használnak.

Hogy korábban nem vizsgált, új körülményekre is megjósolhassuk az elfutó elektronok viselkedését, elméleti modellek alapján felépített numerikus kódokra van szükségünk, mint amilyen a GO kód is. Ennek alapja egy 1 dimenziós „fluid” modell, mely önkonzisztensen számolja az elektromos tér változását, az elfutó elektronok keletkezését és a plazmában végbemenő atomfizikai folyamatokat. A kód lehetővé teszi a gázbefecskendezéses kísérletek szimulációját, melyet a bejuttatott gáz dinamikájának megadásával és asszimilációs rátájával tudunk jellemezni.

A munka célja az ASDEX Upgrade tokamakokon végzett kísérletekben tapasztalt trendek feltérképezése volt, melyhez széles tartományokon vizsgáltuk a gázbefecskendezés és plazmakisülés paramétereinek hatását a szimulációkban. A kísérleti tapasztalatok alapján a kisülés hőmérsékletprofilja erős, nemlineáris hatással van a diszrupció dinamikájára. A trendek tanulmányozásához különböző, kísérleti adatokra illesztett hőmérsékletprofilokkal végeztünk paramétervizsgálatokat. Az elfutó elektronok számán kívül számos más diszrupcióra jellemző paraméter összehasonlítására is lehetőségünk adódott a kísérleti eredményekkel, melyekben azonosíthatóak voltak az egyezést mutató tartományok.

# FÚZIÓS MÉRNÖKI TÉMÁK A WIGNER INTÉZETBEN

**Baross Tétény**

fejlesztőmérnök, gépészmérnök, WIGNER RCP RMI, PO Box 49, H-1521 Budapest, Hungary,  
Tel.: +36 (1) 3922222/2509, E-mail: [baross.teteny@wigner.mta.hu](mailto:baross.teteny@wigner.mta.hu)

A jelenleg Franciaországban épülő ITER fúziós reaktor egy széleskörű nemzetközi együttműködésben megvalósuló projekt, amelynek célja a magfúzió, mint energiaforrás békés célú felhasználhatóságának technológiai és fizikai demonstrálása. Manapság a fúziós kutatások elsősorban ennek a berendezésnek a megépítésére összpontosulnak (lásd Fusion Roadmap).

A Wigner Kutatóközpont Plazmafizikai osztályán a fúziós mérnöki munkák igen szerteágazó területekhez kapcsolódnak. Az ITER-hez köthető mérnöki munkáinkat az európai domestic agency, a Fusion for Energy szervezetén keresztül végezzük. Ugyanakkor fizikusok és mérnökök közös fejlesztésével számos kutatási célra szánt diagnosztikai berendezést szállítottunk a jelenleg működő fúziós berendezésekhez.

Az ITER-ben a legfontosabb mérnöki munkáink közé tartozik a vákuumkamra falán elhelyezett diagnosztikai szenzorok elektromos jeleinek továbbítására szolgáló kábelek és azok rögzítésének tesztelése. Feladataink a gyárthatóság tesztelése, a kábelek üzemi követelményeknek való megfelelésének kimérése, mintadarabok legyártása, valamint részt veszünk a belső falra szerelt összes kábelköteg, kábelcsatorna 3D modelljeinek létrehozásában az ITER CAD adatbázisában, együttműködve az ITER mérnökeivel. Továbbá a plazma sugárzását mérő Bolométer kamerák koncepcionális tervezésében adunk mérnöki támogatást.

A jelenleg működő fúziós berendezésekhez elsősorban nyalábemissziós spektroszkópiát, illetve a hozzá tartozó optikai berendezéseket fejlesztünk és építünk. Ilyen épült Prágában (COMPASS tokamak), Dél-Koreában, Daejeonban (KSTAR tokamak), Kínában, Hefeiben (EAST tokamak), valamint az idén nyáron Greifswaldban, a W7-X stellarátoron. Az osztály jelentős fejlesztései közé tartozik egy intelligens (esemény vezérelt) kamera (rendszer) fejlesztése is. Jelenleg 7 db ilyen kamerát üzemeltetünk a W7-X stellarátoron,

Mérnöki munkáinkat elsősorban vákuumtechnikai, optikai, finommechanikai szerkezetek tervezése és gyártása jellemzi. Az előadás az elmúlt pár éve zajló munkákról és főbb eredményekről ad rövid áttekintést.

# SZUPRAVEZETŐ SZTELLARÁTOR: A W7-X HELIOTRON A VIDEÓDIAGNOSZTIKA SZEMÉVEL

**Szepesi Tamás**

tudományos főmunkatárs, MTA Wigner FK

1525 Budapest, Pf. 49, +361 3922222/3463, szepesi.tamas@wigner.mta.hu

**Cseh Gábor, Kocsis Gábor, Szabolcs Tamás, Zoletnik Sándor**

MTA Wigner FK

**Christoph Biedermann, Matthias Otte, Thomas Sunn Pedersen**

MPI für Plasmaphysik, 17491 Greifswald, Wendelsteinstrasse 1, Németország

A végéhez közeledik a Wendelstein 7-X (W7-X) szupravezető sztellarátor második kampányának első fázisa. A sztellarátort jelenleg is a fúziós kutatások másodhegedűseként aposztrofálják; az Európai Unió fúziós útiterve is „csak” egy fő fejezetet szentel neki, gonoszul fordítva „A sztellarátor vonal megérlelése” címmel. Ezen a vonalon a W7-X az egyik fontos mérföldkő, amelynek célja annak bebizonyítása, hogy egy sztellarátorban is elérhető a jelenlegi tokamakokban használatos plazmaparaméter-tartomány.

A sztellarátorok számos előnnyel kecsegtetnek, mint például a folyamatos üzemű működés lehetősége, cserébe viszont olyan alapvető hiányosságok léphetnek fel, mint amilyen a plazmaösszetartás alapját jelentő, egymásba ágyazott mágneses fluxusfelületek megléte – ami viszont a tokamakok működési elvéből eredendően adott. A W7-X összeszerelésénél elért  $10^{-4}$  pontosság kulcsfontosságú volt a fluxusfelületek minősége kérdésében; egy közvetlen mérési módszerrel pedig  $10^{-6}$  pontossággal sikerült megmérni – és egyben igazolni – a felületek létezését is. Előadásomban bemutatom a mérési módszert és a legfontosabb eredményeket is.

A fenti eredmény utat nyitott a különböző mágneses konfigurációk kidolgozása és a fizikai alap kutatás előtt, még a legelső, a berendezés elindítására szánt technikai kampány (OP1.1) alatt is: a limiterrel határolt plazmákban figyelemreméltó paramétertartományt értek el, a főbb plazmaparaméterek tekintetében szinte kivétel nélkül túlteljesítették az elvárásokat.

A második kampányt két lépésben tervezik megvalósítani (OP1.2a és OP1.2b), ennek az OP1.2a fázisa éppen folyamatban van. Az OP1.2-re a sztellarátort egy ún. sziget divertorral szerelték fel, amelynek célja a plazma-fal kölcsönhatás kontrollált keretek közé szorítása, illetve a plazmaszennyezők koncentrációjának alacsonyan tartása. A divertor – a tokamakokhoz hasonlóan – itt is kulcsszerepet tölt be a magasabb hőmérséklet- és sűrűség tartomány elérésben.

Az MTA Wigner FK kutatói egy tízcsatornás, látható tartományban működő, intelligens gyorskamera-rendszerrel járultak hozzá a W7-X-hez, amelynek nemcsak fejlesztését, de üzemeltetését is végzik. Előadásomban legfőképpen ennek a sokoldalú rendszernek az eredményeit mutatom be, különös hangsúlyt helyezve a limiteres és divertoros működés összehasonlítására.

## **ENEN+ PROJEKT - ÚJ NUKLEÁRIS TEHETSÉGEK FELKUTATÁSA, MEGTARTÁSA, KÉPZÉSE ÉS TOVÁBBKÉPZÉSE**

### **Pesznyák Csilla**

Egyetemi docens, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem  
1111 Budapest, Műegyetem rkp. 9., +36-1/463-1997, [pesznyak@reak.bme.hu](mailto:pesznyak@reak.bme.hu)

### **Behrooz Bazargan-Sabet**

Université de Lorraine, Franciaország

### **Abdesselam Abdelouas**

IMT Atlantique (IMTA), Franciaország

### **Filip Tuomisto**

Aalto University, Finnország

### **Michèle Coeck**

SCK•CEN, Belgium

### **Leon Cizelj**

Jožef Stefan Institute, Szlovénia

### **Pedro Dieguez Porras**

ENEN Association, Franciaország

Az ENEN+ projekt az Európai Unió által a H2020-as keretprogramban finanszírozott nemzetközi koordinációs és támogató (Coordination and Support Action, CSA) projektek egyike.

Az ENEN+ projekt elsődleges célja, hogy segítse az új tehetségek felkutatását, megtartását, képzését és folyamatos szakmai fejlődését, az Európai Unión belül és kívül egyaránt.

A nukleáris tudományterületnek új tehetségekre van szüksége. Az európai országokban utánpótláshiány van, nagyon kevés fiatal választja a nukleáris szektort. Az egyetemeken az utóbbi években hallgatói hiánnyal küzdenek, a fizikus BSc képzést nagyon kevés fiatal választja, és a végzős hallgatóknak is csak elenyésző hányada folytatja tanulmányait nukleáris szakterületen.

Egyes felmérések rávilágítottak, hogy a pályaválasztók nagyon hiányos információkkal rendelkeznek. A fiatalok tájékoztatásának magában kell, hogy foglalja a középiskolásokkal, a graduális és posztgraduális képzésben résztvevő BSc, MSc és PhD hallgatókkal való folyamatos kommunikációt, gyors és minőségi információáramlást.

A projektben Európa 22 intézete és tudományos társasága vesz részt. Az ENEN+ konzorcium egyaránt támogatja a nukleáris technika és biztonság, a radioaktív hulladék menedzsment, a sugárvédelem és az orvosi fizika területén dolgozni, fejlődni kívánó hallgatókat, fiatalokat.

Az előadásban részletesen bemutatásra kerülnek a projekt célkitűzései, az egyes munkacsoportok feladatai.

Az ENEN + projekt az H2020 EURATOM NFRP 12, 2016-2017 kutatási és képzési munkaprogramjának támogatásban részesült a 755576. számú támogatási megállapodáson keresztül.

# OPTIKAI-ELEKTRONIKAI ESZKÖZÖK ÉS ANYAGOK BESUGÁRZÁSA <sup>60</sup>CO FOTONOKKAL ÉS NEUTRONOKKAL

## Fenyvesi András

tudományos főmunkatárs, MTA Atomki  
4026 Debrecen, Bem tér 18/c., Telefon: 52-509-200/11390, e-mail: fenyvesi.andras@atomki.mta.hu

## **Biró Barna**

tudományos segédmunkatárs, MTA Atomki  
4026 Debrecen, Bem tér 18/c., Telefon: 52-509-200/11317, e-mail: biro.barna@atomki.mta.hu

## **Hegyesi Gyula**

fejlesztőmérnök, MTA Atomki  
4026 Debrecen, Bem tér 18/c., Telefon: 52-509-200/11600, e-mail: hegyesi.gyula@atomki.mta.hu

## **Makovec Alajos**

tudományos segédmunkatárs, MTA Atomki  
4026 Debrecen, Bem tér 18/c., Telefon: 52-509-200/11424, e-mail: makovec.alajos@atomki.mta.hu

## **Molnár József**

tudományos főmunkatárs, MTA Atomki  
4026 Debrecen, Bem tér 18/c., Telefon: 52-509-200/11252, e-mail: molnar.jozsef@atomki.mta.hu

## **Nagy Ferenc**

tudományos főmunkatárs, Scanomed Kft.  
4032 Debrecen, Nagyerdei krt. 98., Telefon: 20-775-8985, e-mail: ferences@gmail.com

A jövő fúziós reaktorai (ITER, DEMO) és a nagy nyalábáramú ( $I_{nyaláb} > \sim 100$  mA – 1 A) lineáris gyorsítókra alapozott nagyintenzitású gyorsneutronforrásai (IFMIF, a transzmutációs rendszerek spallációs neutronforrásai, stb.) esetén hasonló sugárkárosodási problémák merülnek fel, mint a hasadási reaktoroknál. Figyelembe kell venni a szupravezető mágnesek néhány Tesla erősségű mágneses mezőinek jelenlétét is.

A lineáris gyorsítók esetén a szupravezető elemeket (üregrezonátorok, mágnesek) folyamatosan néhány tíz  $\mu$ m pontossággal kell pozicionálni (alignment) mindhárom térbeli dimenzióban a környezeti változók függvényében a nyaláb esetleges felfutásának elkerülése érdekében. A lézeres helyzetérzékelő rendszerek elvárt pontossága néhány  $\mu$ m nagyságrendű. Az optikai anyagok, optikai módszereken alapuló szenzorok és a sugárzási környezet monitorozására használt neutron- és gamma-detektorok paraméterei megváltozhatnak az ionizációs és atomkilökődési hatásokat okozó sugárzási környezetben.

Az MTA Atomki nagyintenzitású <sup>60</sup>Co forrásánál és az MGC-20E ciklotron p+Be neutronforrásánál optikai gömblencsék, száloptikai hőmérséklet- és páratartalom-érzékelők valamint szilícium alapú fotoelektron sokszorozó (Silicon PhotoMultiplier, SiPM) eszközök sugárkárosodását vizsgáltuk.

Fiber Bragg Grating technológiával módosított kvarc optikai szálakban kialakított hőmérsékletmérők hőmérséklet-érzékenysége mintegy egy nagyságrendnyit csökkent <sup>60</sup>Co gamma fotonokkal történő besugárzás során a  $D_\gamma = (0 - 210)$  kGy ( $\pm 10\%$ ) elnyeltdózis-tartományban és gyakorlatilag dóziszfüggetlenné vált. Besugárzási tesztek kezdődtek olyan relatívnedvesség-tartalom érzékelők esetén is, amelyek a Long Period Grating technológiával módosított kvarc optikai szálból és a körülötte kialakított poliimid rétegből állnak.

p+Be neutronokkal besugárzott szilícium alapú fotoelektron sokszorozók (SiPM) besugárzása során új eredmények adódtak a sötétáram és a letörési feszültség dóziszfüggésére.

Vizsgáltuk a  $30Y_2O_3 \cdot 30P_2O_5 \cdot 40SiO_2$  üvegkerámia termolumineszcens válaszában gammadózis- és neutront dózis-függését, valamint az anyag dozimetriai célú alkalmazási lehetőségeit is kevert neutron-gamma mezők esetén. A relatív neutronérzékenységre kvázi-monoenergiás ( $E_n = 12.4 \pm 0.22$  MeV) d+D neutronok esetén  $[(TL_n/TL_\gamma)/(D_n/D_\gamma)]_{d+D} = 0.11 \pm 43\%$ , míg az  $E_n = 0 - 14$  MeV neutronenergia-tartományt lefedő széles spektrumú d+Be neutronok esetén pedig  $[(TL_n/TL_\gamma)/(D_n/D_\gamma)]_{d+Be} = 0.04 \pm 60\%$  értékek adódtak.

# FUKUSHIMAI EREDETŰ IZOTÓPOK A KÖRNYEZETBEN

**Palcsu László**

tudományos főmunkatárs, laborvezető, palcsu.laszlo@atomki.mta.hu

**Bihari Árpád, Kiss Gabriella, Molnár Mihály, Janovics Róbert, Varga Tamás**

Izotóp Klimatológiai és Környezetkutató Központ

MTA Atommagkutató Intézet, Debrecen Bem tér 18/c, tel: 0652509200

A 2011. március 11-én történt nukleáris baleset során és az azt követő elhárítási munkálatok folyamán óriási mennyiségű radioaktív izotóp jutott ki a környezetbe. Az előadás a környezeti elemek több példáján keresztül mutatja be, milyen mennyiségben találhatóak fukushimai eredetű izotópok a környezetünkben. Bemutatjuk a Magyarországon néhány héttel a baleset után mért légköri  $^{131}\text{I}$ - $^{134}\text{Cs}$ - $^{137}\text{Cs}$  koncentrációinak változását. Ismertetjük az erőműtől néhány 10 km-re található talajszelvény nedvességtartalma tríciumkoncentrációjának változását, faévgyűrűk  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^3\text{H}$  és  $^{14}\text{C}$  koncentrációváltozását.

# **3D-S REAKTORFIZIKAI MODUL CSATOLÁSA AZ APROS TERMOHIDRAULIKAI KÓDHOZ**

**Kis Dániel Péter, Horváth András**

Nukleáris Technikai Intézet, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem

Mind az oktatás, mind az atomreaktorok biztonsági elemzései során elengedhetetlen szempont a reaktorban lezajló időfüggő folyamatok minél pontosabb feltérképezése, megismerése. Ennek egyik kézenfekvő módja olyan 3D-s időfüggő diffúziós kódok alkalmazása (fejlesztése), amelyek közvetlenül csatolhatók termohidraulikai kódokhoz, így lehetővé téve a lokális paraméterek változásának a reaktorfizikai folyamatokra gyakorolt hatásának időbeli vizsgálatát. Ilyen csatolt kódrendszerrel szimulálhatók többek között rövid időskálájú tranziens folyamatok. Kiegészítő algoritmussal is rendelkező diffúziós kóddal nagy időskálájú szimulációk is végezhetők.

A 3D-s reaktorfizikai kódok elkészítése és tesztelése mellett a másik releváns probléma a reaktorfizikai kód és az APROS közti univerzális csatolás megvalósítása. Az univerzalitás abban áll, hogy a 3D-s időfüggő diffúziós problémát megoldó különféle közelítő algoritmusok (véges differencia, véges elem) is csatolhatóvá váljanak az 1D-s APROS kódhoz. Ez lényegében egy külön kód fejlesztését jelenti, mely így a moduláris felépítése miatt lehetővé teszi a reaktorfizikai probléma eltérő módszerekkel történő szimulálását is. Az előadásban e munka részleteit mutatjuk be.



## POSZTER KIVONATOK

\*\*\*\*\*

### **BES SZINTETIKUS DIAGNOSZTIKA FEJLESZÉSE ÉS INTEGRÁLÁSA AZ EU – IM INFRASTRUKTURÁBAN**

#### **Asztalos Örs**

PhD hallgató, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem  
Budapest, 1111, Műegyetem rkp. 3, +40 752 262 481 , asztalos@reak.bme.hu

#### **Dr. Pokol Gergő**

egyetemi docens, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem  
Budapest, 1111, Műegyetem rkp. 3, pokol@reak.bme.hu

#### **Szondy Borbála**

hallgató, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem  
Budapest, 1111, Műegyetem rkp. 3, szondy@reak.bme.hu

#### **Dr. Tókési Károly**

professzor, Atommagkutató Intézet, Magyar Tudományos Akadémia,  
4026 Debrecen, Bem tér 18/c, tokesi@atomki.mta.hu

#### **Dr. Anders Henry Nielsen**

Technical Univesity of Denmark  
Fysikvej, Building 309, 2800 Kgs. Lyngby, Denmark, ahnie@fysik.dtu.dk

A plazmaturbulencia és -transzport folyamatok megértése kulcsfontosságú a stabil plazma konfigurációk fenntartásához, ezek tanulmányozásával foglalkozik számos turbulencia kód. A nyalábemissziós spektroszkópia (BES) egy aktív plazma diagnosztika, ami többek között a turbulens jelenségek megfigyelésére használatos jó térbeli és időfelbontása miatt.

A turbulenciamodellek validálásának egyik módszertana szintetikus diagnosztikákra épül. Ilyen célra fejlesztettek ki egy szintetikus nyalábemissziós diagnosztikát a RENATE BES szimulációs kódra [1] alapozva. A megfigyelési geometria térbeli kiterjedése szükségszerűvé teszi 3D nyalábok modellezését, melyekben a turbulens struktúrák erővonalak mentén vannak kiterjesztve, – akárcsak a leképezőrendszer térbeli modellezését – az 1D nyalábmenti modellezésekkel szemben.

Eltérő fizikai jelenségeket modellező kódok párosítása egy különös kihívás, melynek megoldására az EU – IM (Európai Integrált Modellezés) biztosít egységes felületet, ahol az egyes fizikai kódok objektumokként viselkednek, illetve a kommunikációt előre definiált adatstruktúrán keresztül valósítják meg [2]. A BES szintetikus diagnosztika integrálása ebbe az infrastruktúrába lehetővé teszi különböző turbulenciát modellező kódok kísérleti eredményekhez történő validálását.

Első alkalmazásként a HESEL, határréteg plazmát modellező turbulencia kód [3] eredménye lett a RENATE szintetikus diagnosztikával kiértékelve és összevetve a megfelelő kísérleti mérésekkel, a Kínai EAST szupravezető tokamakról.

[1] D. Guszejnov et al., Rev. of Sci. Inst. 83 113501 (2012)

[2] G. L. Falchetto, et al., Nuclear Fusion 54 043018 (2014)

[3] N. Yan et al. Plasma Phys. Control. Fusion 55 115007 (2013)

# **AUTOMATA BIDOZIMETRIAI RENDSZER ROBOSZTUSSÁGÁNAK TESZTELÉSE**

## **Hülber Tímea**

tudományos segédmunkatárs, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem  
fejlesztő mérnök, Radosys Kft.  
1111 Budapest Műegyetem rakpart 3., +36 30 7423006, thulber@radosys.com

## **Kis Enikő**

kutató biológus, OKK – Országos Közegészségügyi Intézet  
Sugárbiológiai Főosztály

## **Kocsis Zsuzsa**

klinikai sugárbiológus, Országos Onkológiai Intézet Sugárterápiás központ,  
Klinikai Sugárbiológiai és Onkocytogenetikai Osztály

## **Sáfrány Géza**

főigazgatóhelyettes-főorvos, OKK – Országos Közegészségügyi Intézet  
Sugárbiológiai Főosztály

## **Pesznyák Csilla**

docens, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem

A citokinézis-blokkolt mikronukleusz teszttel (CBMN) visszamenőleg megállapítható a baleset során elszenvedett sugárdózis. Kis dózisok esetén minél kevesebb idő alatt minél több binukleáris sejtet kell megvizsgálni a statisztikai hiba csökkentésére. Segít a minták automata mikroszkópiás feldolgozása (tárgylemezek automata szkennelése és képfeldolgozása). Az erre kifejlesztett Radosys Radometer-MN rendszer tesztelekor tapasztaltuk, hogy a NAÜ minta preparációs protokolljának szigorú követése sem elegendő arra, hogy minden esetben garantálni tudjuk a kész mintán lévő sejtek vizuális tulajdonságainak olyan mértékű reprodukálhatóságát, amely alig befolyásolja az automata képfeldolgozás hatékonyságát. Ez a jelenség arra vezethető vissza, hogy a különböző emberektől származó limfociták mind kissé másképp reagálnak az egyéni biológiai stressz-választól függően. A minta minőségi különbségek a vizuális számlálást nem feltétlenül befolyásolják jelentősen, ellenben az automata szegmentáló szoftverek nagy mértékben támaszkodnak a felismerendő objektumok és azok környezetének alakjára és képi tulajdonságaira. Tehát fontos elemezni, hogy az egyes minta minőségi jellemzők szórása mennyiben változtatja az automata rendszer felismerési pontosságát.

A vizsgálathoz 2 Gy 250 keV-os röntgennel sugaraztunk be egészséges embertől származó vérmintát. A tenyésztést elindítva a vérmintát kétfelé osztottuk, feldolgozásuk két különböző laboratóriumban folytatódott párhuzamosan. A mintákat a preparáció több lépésénél további részekre osztottuk. Az egyes alcsoportoknál az adott lépést úgy módosítottuk, hogy az a végső minta minőséget kis mértékben variálja, de a mikronukleusz (MN) gyakoriságot változatlanul hagyja (pl. többféle előzetes tárgylemez tisztítás, vagy különböző gyártótól származó GIEMSA festék használata). Így olyan tárgylemez sereget kaptunk, amelyben a minták minőségi paraméterei (sejtméret, festési intenzitás és homogenitás, citoplazma és sejtmagok kontrasztja, műtermékek száma) széles skálát fedett le.

A MN gyakoriság megállapításához az automata szegmentálását használtuk. Referenciának a fél-automata funkció eredményeit tekintettük (ekkor a felhasználó az automata módban megtalált MN-okat a lementett képek alapján utólag felülbíráhatja). A kettő összehasonlításából kaptuk a hatékonysági eredményeket. A fenti mintacsoportra azt találtuk, hogy a Radometer-MN esetén a tipikus automata MN detektálási hatékonyság a binukleáris sejtekben 74%+/-6%, ami összemérhető a többi automata MN számláló szoftverrel. 10%-kal kisebb sejtek esetén az MN detektálási hatékonyság 8%-kal csökken. A műtermékek típustól függően 10-40% mértékben befolyásolják a hatékonyságot. A többi vizsgált minőségi paraméter változása maximum 5%-ban járul hozzá a hibához. A félautomata eredmények várakozásainknak megfelelően a hibahatáron belül megegyeztek a különböző minőségű mintákra.

A munka a Nemzeti Kutatási, Fejlesztési és Innovációs Alap által támogatott VKSZ\_14-1-20150021 azonosító számú Nemzeti Nukleáris Kutatási Program keretében zajlott.

# **ATOMNYALÁB-EMISSZIÓS MÉRÉS MEGVALÓSÍTHATÓSÁGA AZ ITER TOKAMAK DIAGNOSZTIKAI NYALÁBJÁN**

**Boguszlavszkij Gergely Vlagyiszlav**

hallgató, BME NTI

1111, Budapest Műegyetem rkp. 3, +36305899975, bogugergo@reak.bme.hu

**Dr. Pokol Gergő**

egyetemi docens, BME NTI

1111, Budapest Műegyetem rkp. 3, pokol@reak.bme.hu

**Asztalos Örs**

doktorandusz, BME NTI

1111, Budapest Műegyetem rkp. 3, asztalos.ors@reak.bme.hu

A fúziós energiatermelés megvalósításához egy fontos lépcsőfok az ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor) kísérleti fúziós berendezésnek a megépítése. Elsősorban az ITER töltéscsere diagnosztikájához egy nagyságrendileg MW teljesítményű diagnosztikai atomnyalábot terveznek, melynek anyaga deutérium lesz. Egy ilyen nagy energiájú nyalábot a plazmába löve, a nyalábatomok gerjesztett állapotba kerülnek a plazma részecskékkal való ütközést követően. A gerjesztett atomok spontán emisszió útján fényt bocsátanak ki magukból az atomi átmenet karakterisztikus energiájának megfelelő és Doppler-eltolódott frekvencián, melyet detektálni tudunk a megfelelő megfigyelőrendszerrel. Ezzel a módszerrel mérni, illetve vizsgálni tudjuk a plazma sűrűségét és a benne fellépő gyors, több 100 kHz-es fluktuációkat.

Az atomnyaláb-emissziós mérés azért lehet érdekes, mert az ITER plazmájának a szélén jelentős tranziens transzportfolyamatokat tudunk ezzel megfigyelni, melyek lényegesen megterhelhetik a divertort és a berendezés falát. Ennek a mérési módszernek a megvalósíthatóságát vizsgáltuk az ITER tokamak diagnosztikai nyalábján a 3-as ekvatoriális porton lévő plazmaszéli töltéscsere-diagnosztika felső megfigyelési pozíciójában elhelyezkedő megfigyelési rendszerrel. Elemeztük a rendszert térbeli és időbeli felbontás szempontjából, a turbulens struktúrák karakterisztikus méret- és időskálájával összehasonlítva.

A RENATE (Rate Equation for Neutral Alkali beam TEchnique) szimulációs program segítségével vizsgáltuk a térbeli felbontást, illetve a detektált fénymennyiséget. A geometriára a SOS (Simulation of Spectra) szimulációs programot felhasználva pedig megkaptuk a detektált fény spektrumát, melyre az optikai szűrést optimalizáltuk. A módszer utolsó lépéseként pedig ellenőriztük, hogy megfelelő mennyiségű-e a detektált fotonáram a szűrést követően a nagysebességű mintavételhez. Az elemzés eredménye, hogy a diagnosztikai nyaláb és a megfigyelőrendszer jelenlegi paramétereivel lehetséges a plazmaszéli sűrűségfluktuációk mérése, de korlátokkal. Javaslatot teszünk a paraméterek optimalizálására a jobb felbontású mérés érdekében.

# FŰTŐELEM VISSZASZÁLLÍTÁS A BUDAPESTI KUTATÓREAKTORBÓL

**Gajdos Ferenc, Dr. Elter Dénes, Horváth László, Danczák Ákos**  
MTA Energiatudományi Kutatóközpont Reaktorüzem  
1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33

2005-ben egy háromoldalú megállapodás született Magyarország, Oroszország és az Amerikai Egyesült Államok között, hogy a Budapesti Kutatóreaktorban (BKR) használt nagy dúsítású (HEU) fűtőelemeket vissza kell szállítani Oroszországba, valamint Magyarországnak bele kell egyezni abba, hogy a kutatóreaktort leállítják vagy alacsony dúsítású (LEU) fűtőelemekkel üzemeltetik tovább. Magyarország a további üzemelés mellett döntött LEU kötegekkel. Az átállítás megvalósításában több követelményt is figyelembe kellett venni:

- a zónarácsot és a zónakonfigurációját nem szabad módosítani;
- a zónában a neutronfluxus nem változhat meg számottevően;
- az átalakítást lépésről-lépésre kell végrehajtani.

A fentieket figyelembe véve a választott üzemanyag típusa VVR-M2 LEU, melynek geometriája és termohidraulikai tulajdonságai a HEU kötegekével megegyeznek, valamint nukleáris tulajdonságai közel azonosak vele. A fűtőelemek kiválasztását és behozatalát követően négy vegyeszónán keresztül valósult meg a fűtőelem konverzió.

A nagy dúsítású fűtőelemek visszaszállítása két lépcsőben történt. Először 2008-ban 798 db került visszaszállításra Oroszországba a hagyományos közúti-vasúti-vízi útvonalon. A szállítás 25 napig tartott az előkészületek több mint négy évig, a szállításba bevont cégek száma pedig meghaladta a 24-et. Ezt követően a maradék 279 db fűtőköteg visszaszállítása 2013-ban légiszállítással történt. Ezt a nem túl megszokott szállítási módot az Orosz Sosny vállalat fejlesztése tette lehetővé Overpack nevű tárolójával, mely megfelel a NAÜ TS-R-1 ajánlásának. A légiszállítás legnagyobb előnye a gyorsaság és az ezzel nyert szállítási idő rövidege, ugyanakkor a hátránya, hogy kevesebb – a földi szállításhoz képest – fűtőelemmel valósítható csak meg egyszerre.

# CIRKÓNium ANYAGTUDOMÁNYI KUTATÁSOK

## Slonszki Emese

tudományos munkatárs, MTA Energiatudományi Kutatóközpont  
1525 Budapest, Pf. 49, tel.: +36-1-392-2222/3445, fax: 395-9293, e-mail: slonszki.emese@energia.mta.hu

## Hózer Zoltán

laboratórium-vezető, MTA Energiatudományi Kutatóközpont  
1525 Budapest, Pf. 49, tel.: +36-1-392-2586, fax: 395-9293, e-mail: hozer.zoltan@energia.mta.hu

## Groma István

tanszékvezető, Eötvös Loránd Tudományegyetem  
1053, Budapest, Egyetem tér 1-3., tel.: +36-1-372-2802, e-mail: [groma@metal.elte.hu](mailto:groma@metal.elte.hu)

## Dr. Gémes György András

anyagtudományi kompetencia központ vezető, TÜV Rheinland InterCert Kft.  
1132, Budapest, Váci út 48/A-B, tel.: +36-1-288-8456, e-mail: [gyorgy.gemes@hu.tuv.com](mailto:gyorgy.gemes@hu.tuv.com)

## Lajtha Gábor

divízióvezető, NUBIKI Nukleáris Biztonsági Kutatóintézet Kft.  
1525 Budapest, Pf.: 49, tel.: +36-1-392-2222/2110, fax: +36-1-392-2701, e-mail: [lajtha@nubiki.hu](mailto:lajtha@nubiki.hu)

A Magyar Tudományos Akadémia Energiatudományi Kutatóközpont, a NUBIKI Nukleáris Biztonsági Kutatóintézet Kft., a TÜV Rheinland InterCert Műszaki Felügyeleti és Tanúsító Kft. és az Eötvös Loránd Tudományegyetem konzorciuma a Nemzeti Kutatási, Fejlesztési és Innovációs Hivatal támogatásával végez cirkónium anyagtudományi kutatásokat. A 2017 januárjában indult, hároméves kutatási program alapvető célja az atomerőművekben használt cirkónium ötvözetekben végbemenő anyagszerkezeti változások hatásainak értékelése a fűtőelemek épsége és a környezeti terhelés szempontjából.

A világon üzemelő több mint 400 atomerőmű többségében a hasadóanyagot urán-dioxid formájában tartalmazó tablettákat cirkónium burkolatba helyezik el. A fűtőelemek burkolata olyan védelmi gátat képez, amely megakadályozza a tablettákból kikerülő radioaktív izotópok kijutását a környezetbe. A reaktorok működésének tapasztalatai bizonyítják, hogy ezek a cirkónium ötvözetek megbízhatóan ellátják a védelmi feladatot. Ugyanakkor a neutronsugárzás, a magas hőmérséklet és nyomás olyan terhelést jelent, amely anyagszerkezeti változásokat eredményez a burkolatban. A tervezett kutatásokban ezekről az anyagszerkezeti változásokról fogunk az eddigieknél részletesebb ismereteket szerezni új módszerek, eszközök alkalmazásával. A kutatási program négy fő részből áll:

- Kísérleteket végzünk olyan körülmények között, amelyek a cirkónium burkolat sérüléséhez vezethetnek. A mérési programban szerepelnek oxidált, hidrogénnel feltöltött mintadarabok, valamint kutatóreaktorban besugárzott cirkónium csövek is.
- Mechanikai és anyagszerkezeti vizsgálatokat fogunk végezni, hogy azonosítani tudjuk azokat a mechanizmusokat, amelyek a burkolat sérülését okozhatják.
- Numerikus modelleket fogunk továbbfejleszteni az új mérési adatok felhasználásával annak érdekében, hogy előre lehessen jelezni az erőművi körülmények között a burkolatban végbemenő változásokat.
- Egy olyan új berendezést fogunk kifejleszteni, amellyel a besugárzott cirkónium burkolat röntgen diffrakciós vizsgálatát el lehet végezni, annak érdekében, hogy a cirkónium ötvözet épségét ellenőrizni lehessen.

A Cirkónium Anyagtudományi Kutatások (CAK) során elvégzett vizsgálatok eredményei elősegítik az atomerőművi fűtőelemek biztonságos felhasználását és kezelését a reaktor üzemelése során, valamint a kiégett üzemanyag átmeneti tárolásakor és végleges elhelyezésénél.

A munkát a Nemzeti Kutatási, Fejlesztési és Innovációs Hivatal támogatta az NVKP\_16-1-2016-0014 számú projekt keretében.

## **BOXI BEVONATOK ELLENÁLLÓKÉPESSÉGÉNEK VIZSGÁLATA**

**Papp Gábor<sup>1</sup>, Szabó Péter<sup>1</sup>, Szabados Ottó<sup>1</sup>, Lojek Csaba<sup>2</sup>, Laki Tamás<sup>2</sup>  
Molnár János<sup>1,3</sup>, Kocsó Endre<sup>1,3</sup>, Pór Gábor<sup>1,3</sup>**

<sup>1</sup>Ecotech Nonprofit Zrt, H-2400, Dunaújváros, Táncsics M.u.1.

[szabados.otto@uniduna.hu](mailto:szabados.otto@uniduna.hu), 06-25-551-167

<sup>2</sup> MVM Paksi Atomerőmű Zrt., 7031 Paks, Pf. 71. [lojekcs@npp.hu](mailto:lojekcs@npp.hu), v

<sup>3</sup>Dunaújvárosi Egyetem, MAID laboratórium, H-2400, Dunaújváros, Táncsics M.u.1.

[porg@uniduna.hu](mailto:porg@uniduna.hu), 06-25-550-150

Az atomerőmű hermetikus terében található padozatok és falak nagy részét festékbevonattal látják el. Ha jelentős primerkörü vízközlésével járó primerkörü esemény történik, akkor a forró, akár 150 Celsius fokot meghaladó és akár 14 g/l savtartalommal bíró folyadék ömlik végig a festett felületeken. A festékeknek bírnia kell leválás és jelentős kopás nélkül a megpróbáltatásokat, különben a levált darabok eltömíthetik a szűrőket, és ez a hűtés meghibásodásához vezethet.

Ennek vizsgálatára hoztunk létre egy bevonat állóképességét vizsgáló öregítő berendezést a Dunaújvárosi Egyetemen, ahol a különböző bevonatok vizsgálatát végezzük el. A poszteren ismertetjük a berendezést, a megoldott vizsgálati problémákat, a megfigyelő rendszert, valamint az öregítés előtti és utáni vizsgálatokat.

