MAGYAR NUKLEÁRIS TÁRSASÁG

XXIII. NUKLEÁRIS TECHNIKAI SZIMPÓZIUM

kivonatai az előadások sorrendjének megfelelően

Tartalmas három napot kívánunk Kollégáinknak!

(01) AZ ORSZÁGOS ATOMENERGIA HIVATAL AKTUALITÁSAI ÉS JÖVŐBENI FELADATAI

Kádár Andrea Beatrix
elnök, Országos Atomenergia Hivatal,
1036 Budapest, Fényes Adolf utca 4.

elnok@haea.hu

Az előadás bemutatja az Országos Atomenergia Hivatal (OAH, Hivatal) kiemelt, közelmúltbeli tevékenységét és a jövőben várható fontosabb feladatait és stratégiai célkitűzéseit.

Az idei, 2026-os év nyara az OAH számára is számos többletfeladattal járt tekintettel a Duna alacsony vízszintjének a Paksi Atomerőműre gyakorolt hatására. A Hivatal a helyzet alakulását folyamatosan monitorozta, és kiemelt erőforrásokat biztosított a hatósági felügyelet megfelelő szintje érdekében.

Az elmúlt években az új atomerőművi blokkok felügyeletével összefüggésben az OAH ellenőrzéseinek és döntéseinek száma jelentősen növekedett, valamint építésfelügyeleti területen is új feladatok jelentkeztek a nukleáris sziget betonozásának megkezdésével.

A Hivatal tovább folytatta a kis moduláris reaktorok felügyeletére történő felkészülést, valamint a vonatkozó jogszabályok elkészítését. Ennek egyik eredménye az atomenergiáról szóló 1996. évi CXVI. törvény 2026 áprilisában hatályba lépett módosítása, amely megteremtette a kis moduláris reaktorok engedélyezési keretrendszerét áramvonalasabb és párhuzamos eljárások kialakításával, valamint tovább folytatódott a részletes nukleáris biztonsági követelményeket meghatározó új OAH rendelet kidolgozása.

A Hivatal koordinálásával Magyarország az idei évben tizedik alkalommal számolt be a nukleáris biztonsági egyezmény keretében, a Nemzetközi Atomenergia Ügynökség szervezésében a Convention on Nuclear Safety felülvizsgálati értekezleten a hazai nukleáris biztonság helyzetéről.

(02) KIS MODULÁRIS REAKTOROK HAZAI NUKLEÁRIS BIZTONSÁGI SZABÁLYOZÁSA

Siklósi András Gábor
felügyelő, Országos Atomenergia Hivatal,
1036 Budapest, Fényes Adolf utca 4.

siklosi@haea.hu

A kis moduláris reaktorok (SMR) sajátos jellemzőik miatt sok tekintetben másfajta hatósági felügyeleti megközelítést igényelnek a nagy teljesítményű, hagyományos atomerőművekhez képest. A nukleáris biztonsági szabályozást szerte a világban felülvizsgálták, felülvizsgálják ennek megfelelően.

Az SMR-ekhez kapcsolódó nukleáris biztonsági szabályozás felülvizsgálatát az Országos Atomenergia Hivatal (OAH) is megkezdte, figyelembe véve az eddigi nemzetközi tapasztalatokat, irányokat. Ennek egyik első eredménye az atomenergiáról szóló 1996. évi CXVI. törvény (Atomtörvény) 2026. április 19-én hatályba lépett módosítása, amely újfajta, párhuzamosított, valamint összevont engedélyezést lehetővé tevő eljárásokat vezetett be az SMR-ek vonatkozásában.

Az OAH továbbá dolgozik egy új, kifejezetten SMR-ekre dedikált nukleáris biztonsági követelményrendszer kidolgozásán is, amely egy, a korábbiaktól eltérő, technológiasemleges és fokozatos megközelítés elvét hatékonyabban alkalmazó szemléletmód szerint készül.

Az előadás bemutatja az Atomtörvény fontosabb változásait az SMR-ek vonatkozásában, továbbá az új, SMR-ekre vonatkozó OAH rendelet koncepcióját.

(03) NUKLEÁRIS LÉTESÍTMÉNY LESZERELÉSÉBŐL SZÁRMAZÓ HULLADÉK KARAKTERIZÁLÁSÁNAK BIZONYTALANSÁGAI

Ötvös Nándor
nukleáris biztonsági felügyelő, Országos Atomenergia Hivatal,
1036 Budapest, Fényes Adolf utca 4.

otvos@haea.hu

A nukleáris létesítménnyel kapcsolatos kockázatok felügyeletének egyik elve, hogy ezekre a kockázatokra előre kell tervezni már a létesítéskor, amely tervet a későbbiekben rendszeresen pontosítani kell. A tervezésnek egyik sarokpontja a rendelkezésre álló hulladékkezelési és elhelyezési technológia, amelynek a tervezéséhez pl. becsülni kell, hogy milyen mennyiségű nagyon kis aktivitású hulladék (VLLW) keletkezik majd.

Egy nukleáris vagy tároló létesítménynél nem csak azt kell igazolni, hogy biztonságosan üzemeltethető, hanem azt is, hogy biztonságosan és az utókorra háruló indokolatlan teher nélkül meg is szüntethető vagy felhagyható a létesítmény. Lehet-e egy kutatóreaktor leszerelésének vagy egy atomerőmű üzemidőhosszabbításának a biztonságát igazolni a tervezés korai szakaszában, még a szennyezések mértékének ismerete előtt? Ezt a bizonytalanságot - a hazai és a nemzetközi szabályozás figyelembevételével - a konzervatív elemzéseknek kell tudniuk kezelni.

A bizonytalan mértékben ismert szennyezésre példa a nehezen mérhető (DTM) izotóppal szennyezett anyag, a sugárzást elnyelő közeg ismeretlen mélységében lévő szennyező, a geometriai vagy méretbeli okokból nehezen mérhető anyagok, így pl. a folyékony hulladékkal szennyezett repedezett beton. Ez a bizonytalanság két feladatot is ad: a szennyezett anyagok méréstechnikájára és olyan létesítmény tervezésére, amelyben a később nehezen karakterizálható szennyezések megjelenése korlátozott. Mindkettőre mutatunk példát is. A szennyezett beton tárolóba történő elhelyezhetőségét (HÁK-nak való megfelelését) biztonsági elemzés kell igazolja, a konzervatív elemzések NAÜ által is ajánlott módszere az előzetes forgatókönyvekkel (screeing scenario) számolás. Az ezekben lévő paraméterek megválasztása jelentősen befolyásolja az eredményt, melyeket szintén példával illusztrálok, felhívva a figyelmet e paraméterek igazolásának szükségességére a biztonsági elemzésekben.

(04) MAGYARORSZÁG ÉS A NAÜ – SZERZŐDÉSES KAPCSOLATOK ÉS AKTUÁLIS FEJLEMÉNYEK

dr. Silye Judit
szenior nukleáris tanácsadó, Országos Atomenergia Hivatal/Magyarország Állandó Képviselete az EBESZ, az ENSZ és más bécsi nemzetközi szervezetek mellett
Bécs, Bankgasse 4-6, A-1010

judit.silye@mfa.gov.hu

Az előadás röviden bemutatja a Nemzetközi Atomenergia-ügynökséget (NAÜ), annak feladatait és szerepét a nemzetközi nukleáris jog alakításában, valamint áttekinti a legfontosabb nemzetközi nukleáris jogi egyezményeket és azok magyarországi kapcsolódásait.

Ezt követően kitér a nemzetközi nukleáris jog aktuális fejleményeire, különösen a meglévő nukleáris biztonsági, védettségi és biztosítéki jogi keretek megerősítésére, a nukleáris kárfelelősségi rendszer továbbfejlesztésére, valamint a jelenlegi szabályozási kihívásokra.

Az előadás bemutatja továbbá az egyes nukleáris jogi egyezmények keretében megrendezett felülvizsgálati konferenciákon közösen azonosított főbb problémákat, kihívásokat és fejlődési irányokat.

(05) NUKLEÁRIS JOGI ALAPVETÉSEK AZ EMBERI JOGOK ÖSSZEFÜGGÉSÉBEN

Dr. Zsigmond-Sziebig Orsolya Johanna
adjunktus, Szegedi Tudományegyetem Állam- és Jogtudományi Kar Nemzetközi Jogi és Európa-jogi Tanszék, 6721 Szeged, Bocskai u. 10–12.

sziebig.orsolya.johanna@szte.hu

A „*Nukleáris jogi alapvetések az emberi jogok összefüggésében*” című előadásomban két kutatási kérdésre keresem a választ. Először is, milyen emberi jogi összefüggések azonosíthatók a nukleáris energia alkalmazásának szabályozásában, és milyen jogi válaszokat találunk? Másodsorban, a szabályozás bővítésének, továbbfejlesztésének szükségességét.

Kutatásaim kezdő gondolatát Alvin M. Weinbergtől származó idézet biztosítja: “*Az atomenergia képes gyógyítani és pusztítani. Ugyanúgy képes egy régió gazdagítására, mint megsemmisítésére. Tágíthatja az ember látókörét, és visszaszoríthatja a barlangba*”. Előadásomban röviden kitérek az emberi jogok védelmével kapcsolatos alapvető megfontolásokra, különös tekintettel a harmadik generációs emberi jogokra, valamint az emberi jogi megközelítés (*Human Rights Based Approach*) jelentőségére a nukleáris jog összefüggésében. Véleményem szerint az emberi jogok és a nukleáris jog kapcsolata megragadható a nukleáris fegyverek, a nukleáris leszerelés és a nukleáris energia békés célú alkalmazásának szempontjából is. Előadásomban az utóbbi kérdéskör feltárásával foglalkozom.

Az emberi jogok kontextusában négy fő kapcsolódási pontot azonosítottam a nukleáris joggal: a fenntarthatóságot, a biztonságot, a tudományos kutatást és az ellátásbiztonságot. A prezentáció második felében kifejezetten a harmadik generációs emberi jogokra koncentrálok, külön figyelmet fordítva a jövő generációk érdekeire, az őslakos népek jogaira és a radioaktív hulladékok kezelésének emberi jogi vonatkozásaira. Az előadás lényegi üzenetének megfelelően megállapítható, hogy a nukleáris jog és az emberi jogok között számos összefüggés azonosítható, azonban a felvetett metszéspontok csak marginálisan szerepelnek a vonatkozó nemzetközi egyezményekben. További jövőbe tekintő kérdésként merül fel, hogy a környezeti jogok fejlődése miként hat majd a nukleáris energia alkalmazására, valamint a releváns nukleáris jogi egyezményekre és szabályozásokra. Fő célkitűzésem, hogy megvilágítsam az emberi jogi megközelítés szerepét a nukleáris jog összefüggésében, feltárva a jövőbe mutató kutatási kérdéseket és szabályozási tendenciákat.

Az előadás kulcsszavai: nukleáris jog, emberi jogi megközelítés, Nemzetközi Atomenergia Ügynökség, radioaktív hulladékok, őslakos népek jogai.

(06) A DUNA MINT KORLÁTLAN VÍZFORRÁSTÓL A FENÉKKÜSZÖBIG

Buránszky István
műszaki főszakértő, MVM Paksi Atomerőmű Zrt.,
7030 Paks, Hrsz. 8803/17

buranszky@npp.hu

A Paksi Atomerőmű tervezésekor azt vették figyelembe, hogy a Duna az erőmű üzeme során korlátlan hűtővizet tud biztosítani. Ez a tézis már az erőmű első üzemévében megdőlt. Az előadás röviden bemutatja, hogy hogyan oldották meg a problémát és milyen módosításokat hajtottak végre az eset után.

A változtatásoknak köszönhetően hosszú ideig elkerülte az erőművet az alacsony vízszint veszélye, viszont a tendenciák előre vetítették a később bekövetkező problémákat. 2018-ban rekord alacsony vízszintet ért el a Duna Paksnál, melynek következtében egy munkacsoport alakult az erőműben az egyre alacsonyabb vízszint kezelésére. Az elhatározott átalakítások egy része befejeződött, a hosszabb átfutásúak folyamatban vannak. Az előadásban ezekre is kitérek.

Ezek után következett be az idei extrém alacsony dunai vízállás hőkupolával kiegészülve, melynek következményeként a nyolc üzemelő turbinából hetet már le kellett állítani és az utolsó turbina is a leállítás határán volt. Olyan még nem volt az erőmű történetében, hogy teljesen le kelljen állítani, de az idén majdnem megértük ezt az esetet is.

Az események ezután felgyorsultak. Több lehetőség vetődött fel a reaktorok biztonságos hűtésének biztosítására, de ezek egy részénél az utolsó turbinát is le kellett volna állítani és biztonsági kételyek is felmerültek. Végül 2026. augusztus 12-én, a Paksi Atomerőműben tartott kormányülésen született döntés arról, hogy minden erőforrást a Duna vizének duzzasztására, azaz két bárka lesüllyesztésére és a hidegvíz csatorna alatti fenékküszöb megépítésére kell fordítani.

A munkát még aznap megkezdte az OVF és vízügyi partnerei, a honvédség és az erőmű szakemberei. A kitartó, áldozatkész munkának eredményeként a fenékküszöb mederfenék töltése augusztus 30-án zárt össze a két oldalról épített sarkantyúk folytatásaként. Ezzel az erőmű számára olyan vízszintet tudtak biztosítani, amely mellett a blokkok teljes teljesítményen tudnak üzemelni, az azóta még alacsonyabb vízhozamok ellenére is.

Meg kell még jegyezni, hogy a kormány kiemelt figyelmet fordított a fenékküszöb építésére és a kormány felhívására szinte az egész ország megmozdult, hogy segítse, támogassa ennek a feladatnak a sikeres végrehajtását.

(07) TÁJÉKOZTATÓ A PAKS – DUNASZENTBENEDEK KÖZÖTTI FENÉKKÜSZÖB MEGÉPÍTÉSÉRŐL, ÉS ANNAK TAPASZTALATAIRÓL

Gacsályi József
mb. főigazgató, Országos Vízügyi Főigazgatóság,
1012 Budapest, Márvány utca 1/D

ovf@ovf.hu

A 2026-os év komoly kihívások elé állította az országot, a tartós vízhiány hatására hazánk jelentősebb vízfolyásain, köztük a Dunán is több helyen megdőltek a sokéves LKV szintek. Az alacsony dunai vízállások következtében a Paksi Atomerőmű a reaktorainak leterhelésére kényszerült. Az előadás röviden próbálja bemutatni, hogyan is kezdődtek meg a fenékküszöb tervezési és kivitelezési munkálatai, valamint milyen nehézségekkel kellett szembenéznie a szakembereknek.

Augusztus elején a tartós és jelentős kisvízi állapot hatására felmerült az atomerőmű teljes leállítása, így a rákövetkező kormányzati munkacsoport ülésen az OVF feladatul kapta egy olyan műszaki beavatkozásra vonatkozó javaslat elkészítését, amely lehetővé teszi az atomerőmű biztonságos működését a kialakult helyzet tartós elhúzódása esetén is. A benyújtott javaslatot soron kívül elfogadták és elrendelték az azonnali védekezési feladatok végrehajtását. A probléma kezelésére a vízügyi ágazat szakmai vezetésével, a Magyar Honvédség, a Paksi Atomerőmű, felsőoktatási és kivitelezői szereplők összehangolt közreműködésével, a Védelmi Igazgatási Hivatal irányítása alatt indult meg a Duna medrében egy fenékküszöb építése.

Annak érdekében, hogy a kőmű megfelelő duzzasztási szintre való kiépítéséig is biztosítható legyen az atomerőmű még működő blokkjainak hűtése (és a megfelelő vízszint biztosítása), a hűtővízcsatornához szállítottunk két bárkát, melyeknek végül a ballasztolására is szükség volt.

A kivitelezés 2026. augusztus 12-én kezdődött, és a rendkívül szoros határidő miatt a munkálatokat párhuzamosan, a Duna két partja felől végezték a Paksi Atomerőmű hideg- és melegvíz-csatornája közötti folyószakaszon. A jobb parti munkaterületen döntően a vízről zajlott a kivitelezés: úszóművek, bárkák és pontonok segítségével juttatták a beépítendő terméskövet a mederbe. A bal parton, Dunaszentbenedek térségében a Magyar Honvédség munkagépei és személyi állománya a szárazra került mederben végezte a kőmű folyó közepe felé történő kiépítését.

A beavatkozás hatására az atomerőmű augusztus 26-án ismét négy blokkal és mind a nyolc turbinával, mintegy 2000 MW-on üzemelt. Augusztus 30-án a jobb és bal parti kőművek víz alatti részei összeértek, és megkezdődött az utófenék biztosítása.

Nehézséget jelentett a Duna medrének a kivitelezés következtében előállt gyors kimosódása, de a beépített kőpaplannal megállították a további mélyülési folyamatokat.

A beavatkozás az eddig tapasztaltak alapján sikeresnek mondható. A folyamatos vízszintmérések kimutatták, hogy a fenékküszöb a Duna kisvizes időszakaiban 50-60 cm-el emelte meg a vízszintet (a legmagasabb duzzasztási szint eddig 80 cm volt). Ezzel folyamatosan biztosítható volt az atomerőmű biztonságos üzemeléséhez szükséges vízkivétel, a küszöb nélkül azonban hónapokra kiestek volna a reaktorok a hazai áramtermelésből.

A média és az emberek kíváncsian követték az eseményeket, miközben a vízügyi ágazat és több más szerv is azon dolgozott, hogy biztosítsa hazánk zavartalan energiaellátását.

(08) A PAKSI ATOMERŐMŰ KISVÍZI TERVEZÉSI ALAPJÁNAK FELÜLVIZSGÁLATA

Siklóssy Tamás
divízióvezető, NUBIKI Kft., 1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.
Bareith Attila
igazgató, NUBIKI Kft., 1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.
Burján Bence
tudományos munkatárs, NUBIKI Kft., 1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.
Fekete Dezső Domonkos
tudományos segédmunkatárs, NUBIKI Kft., 1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.

siklossyt@nubiki.hu

2026. július végére a hosszan tartó aszály következtében olyan alacsony vízszint alakult ki a Dunán, amely már a Paksi Atomerőmű villamosenergia-termelését is jelentősen befolyásolta. A csökkenő vízszint egyre kevésbé tette lehetővé a kondenzátor-hűtővízszivattyúk biztonságos üzemeltetését; augusztus 2-án már egyedül csak a 2. blokk üzemelt, 50%-os teljesítménnyel, és az atomerőmű felkészült a villamosenergia-termelés teljes leállítására. A kialakult helyzet kezelésére a Kormány a 122/2026. (VIII. 12.) Korm. rendelettel elrendelte egy, a Duna medrében létesítendő fenékküszöb soron kívüli megtervezését és megvalósítását a Paksi Atomerőmű termelésbiztonságának mértékadó körülmények közötti fenntartása érdekében, és a kapcsolódó építési beruházásokat kiemelt beruházássá minősítette.

A Nukleáris Biztonsági Szabályzat előírásai alapján a Paksi Atomerőmű védettségét a természeti eredetű külső veszélyekkel, így a Duna szélsőséges kisvizes állapotaival szemben is legalább a 10^{-4}/év gyakoriságú, azaz 10 000 év visszatérési idejű események hatásával szemben biztosítani kell. A 2026. évi kisvizes helyzet, ideértve a szélsőségesen alacsony vízszintet és az újonnan épült műtárgyat, szükségessé tette a kisvízre vonatkozó tervezési érték átfogó felülvizsgálatát. A felülvizsgálat keretében meghatároztuk, hogy a Paksi Atomerőmű hidegvíz-csatornájának torkolatánál milyen alacsony Duna-vízszint alakulhat ki 10^{-4}/év gyakorisággal.

Az elemzésben figyelembe vettük a 2026. évi kisvizes időszak tanulságait és a fenékküszöb hatását a kialakuló vízszintekre. A szélsőséges kisvízi állapotok közvetlen vízszintalapú extrapolációja nem bizonyult kellően megalapozhatónak, mert az azonos vízhozamhoz tartozó vízszint időben nem állandó: azt a medermélyülés, illetve a fenékküszöb hidraulikai hatása is módosítja. Ezért első lépéseként – elsősorban statisztikai extrapoláció alkalmazásával – meghatároztuk azt a Duna-vízhozamot, amelyhez 10^{-4}/év alulmúlási gyakoriság tartozik. A meghatározott mértékadó vízhozamérték, valamint a fenékküszöb hatását is figyelembe vevő vízhozam–vízszint összefüggés alapján kijelöltük a tervezési vízhozamhoz tartozó vízszintet a fenékküszöb különböző nyílásszélességei mellett, valamint azt a nyílásszélességet, amely esetén biztosítható a biztonsági hűtővízszivattyúk üzeméhez szükséges vízszint.

(09) NUKLEÁRIS BIZTONSÁG HELYZETE A VÍZÁLLÁS ÁRNYÉKÁBAN

Farkas Péter
főosztályvezető, Országos Atomenergia Hivatal,
1036 Budapest Fényes Adolf utca 4.

farkaspr@haea.hu

Az előadás során a kialakult alacsony vizes helyzet és annak kezelésével kapcsolatos információk kerülnek bemutatásra. A prezentációban a nukleáris biztonsági megfontolások is érintve lesznek a helyzet kezelésére tekintettel.

A Paksi Atomerőmű figyeli a külső veszélyeztető tényezőket, azokat időszakosan elemzi, így tesz a Duna vízállásával, vízhozamával, hőmérsékletével kapcsolatban is. Az elemzések eredményei alapján meghatározza a működésére hatással lévő értékeket, azokat monitorozza, és szükség esetén beavatkozik. Az elemzéseket az Időszakos-, a Célzott Biztonsági Felülvizsgálat, valamint új információk felmerülésekor elvégezték.

Alacsony vizes helyzetek többször előfordultak az erőmű életében. Először 1983-ban merült fel ezzel kapcsolatban olyan probléma mely beavatkozást tett szükségessé. Az utóbbi időszakra tekintettel 2018-ban volt olyan vízállás, ami alacsonyabb volt a vártnál.

A Dunát több fizikai paraméter jellemzi, melyek hatással vannak a Paksi Atomerőmű működésére. Az elmúlt időszakban jellemzően a víz hőmérséklete okozott kivívást. Ez miatt leterhelések váltak szükségessé. Az üzemeltetésre közvetlenül a Duna vízállása van hatással. A vízállást befolyásolja a vízhozam, továbbá a meder állapota is.

Az Atomerőmű idén nyáron magas hőmérsékletű Dunavíz miatti leterhelések után fordult át alacsony vízszint kezelését igénylő üzemeltetésbe. A meglévő utasítások mellett elvi stratégiák alkalmazása vált szükségessé. Az OAH folyamatosan nyomon követte az erőmű döntéseit, a biztonság elsődlegességének teljesülését vizsgálta. A hatóság a kialakult helyzetben, különböző szinteken támogatta a döntéshozatalt.

A helyzet hosszabb távú kezelésére több műszaki megoldás merült fel. Azonban fontos kérdés volt, hogy üzemeltetni kell-e a blokkokat. Ez nagyban befolyásolta a kiválasztott megoldást.

A döntés a fenékküszöbre esett, ami lényegében egy vízbe helyezett akadály. Ez feltorlasztja a vizet, így nagyobb ráfolyást tesz lehetővé a hidegvíz csatornába alacsony vízállás esetén. A torlasztás hatása észlelhető volt, az üzemeltetést lehetővé tette.

Mivel egy új objektum került a Duna medrébe, mely hatással van az Erőműre, annak hatásait vizsgálni kell. A hatások vizsgálatát, illetve a műtárgy állapotának fenntartását az erőmű a vízügyi szakemberekkel közösen tudja végezni. Ez hosszabb távú együttműködést jelent.

A helyzet kezelése után le kell vonni a tanulságokat is. Pozitívumként mindenképp meg kell említeni, hogy a vízügyi és a nukleáris szakemberek közelebb kerültek egymáshoz.

(10) PELLETBELÖVÉS, A FÚZIÓS ÜZEMANYAGCIKLUS KULCSELEME

Szepesi Tamás Zoltán
tudományos főmunkatárs, HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont, Atomenergia-kutató Intézet,
1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.
Cseh Gábor, Kocsis Gábor, Longauer Bence, Málics Marcell, Oravecz Dénes, Szalai Súta, Takács Donát M., Vavrik Márton, Walcz Erik, Zoletnik Sándor
HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont, Atomenergia-kutató Intézet
1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.

szepesi.tamas@ek.hun-ren.hu

A magfúziós kísérletek reaktorméretűvé fejlődése élénken felkeltette az ipari szereplők érdeklődését is, és mára az állami ráfordításokat világszinten is meghaladták a magánvállalatok fúzióra költött befektetései. A gyors eredményeket ígérő startup cégeknél pedig még inkább előtérbe került és kritikus fontosságúvá vált a fúziós üzemanyagciklus kérdése.

A fúziós kutatások és fejlesztések túlnyomó többsége továbbra is a DT-reakciót veszi alapul. A folyamatnak két gyenge pontja van: a trícium beszerzése, illetve az üzemanyag alacsony plazmabeli hasznosulási aránya (ún. burn-up fraction). Mivel a trícium felezési ideje 12,3 év, a természetes előfordulása nagyon csekély. Ezért a jelenlegi elképzelés szerint minden fúziós reaktornak meg kell termelnie a saját tríciumját, amihez adott a DT-reakcióban keletkező nagyenergiájú neutron. Általánosan elterjedt koncepció a lítiumból történő trícium-szaporítás, azonban a tényleges megvalósításra már többféle terv létezik.

Az üzemanyag-ciklus másik kritikus eleme az alacsony burn-up fraction: mágneses összetartású fúziós berendezésekben ez mindössze néhány százalék körüli érték lesz, míg egyes tehetetlenségi összetartású koncepciók akár 30%-ot is elérhetőnek tartanak. A reaktorból elszívott gáz újrafelhasználásához azonban a keveréket alkotóira kell választani, ami tulajdonképpen a jövőbeli fúziós erőművek gazdaságos működésének egyik kritikus problémája. A reaktorból távozó gáz ugyanis nemcsak DT üzemanyagot és héliumot (mint reakcióterméket) tartalmaz, hanem a plazma működését befolyásoló gázokat is (ún. plasma enhancement gases, PEGs), pl. nitrogént, neont vagy argont; neutronreakciókban keletkező anyagokat, pl. próciumot; továbbá mindenféle szennyezőt, ami a reaktorba kerülhetett.

Az üzemanyag-utánpótlás alapvető fontosságú technológiai eleme a kriogén pelletbelövők használata: ez a kísérletileg igazolt leghatékonyabb üzemanyag-bejuttatási módszer, azaz a hidrogénizotópok szilárd, milliméter méretű darabkaként (pellet) való nagysebességű belövése. A HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpontban két éve zajlik egy ilyen pelletbelövő fejlesztése, a kriogén pellettechnológia know-how megszerzése. Az előadásban bemutatásra kerülnek az eszköz főbb alkotórészei, továbbá a fejlesztés aktuális állása, legfrissebb eredményei és a kutatás-fejlesztés jövőbeli irányai.

(11) FÚZIÓS REAKTOROK ÜZEMANYAG-UTÁNPÓTLÁSA PELLETEKKEL, OPTIMÁLIS PELLETVEZETÉSI GEOMETRIÁK

Vavrik Márton
PhD hallgató, BME Természettudományi Kar, 1111 Budapest, Műegyetem rakpart 3.
HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont, FPL, 1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.
Magyar Nukleáris Társaság, FINE, 1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.
Szepesi Tamás
tudományos főmunkatárs, HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont, FPL,
1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.

vavrik.marton@ek.hun-ren.hu

A kriogén pelletbelövés a mágneses összetartású plazmák egyik leghatékonyabb üzemanyag-utánpótlási módszere. A belövés során a kriogén hidrogén- vagy deutériumpellet nagy sebességgel belép a plazmába, ahol a nagy hőmérséklet hatására gyorsan ablálódik, vagyis külső rétegeit egy semleges gázfelhő formájában leadja. A keletkezett semleges felhő a nagy hőluxus hatására gyorsan ionizálódik, és egy, a környező plazmához képest sűrű és hideg plazmafelhőt, egy plazmoidot alkot. A plazmoidra a görbült mágneses térben fellépő driftjelenségek hatnak, amelyek jellemzően a berendezésen radiálisan kifelé, a low-field side (LFS) felé mozgatják. Végül a plazmoid addig nyúlik a mágneses erővonalak mentén, hogy a sűrűség és hőmérséklet egész fluxusfelületen kiegyenlítődik, ekkor a plazmoid homogenizálódik, a pellet anyagát lerakva a háttérplazma részévé válik.

Előadásomban a HPI2 pelletszimulációs kód segítségével mutatom be a pelletbelövés folyamatát és az egyes paraméterek hatását az anyaglerakásra, több berendezés, köztük a Compass-U és W7-X sztellarátor példáin keresztül.

A pellet egy darabban történő bejuttatásához megfelelő nagyságú, és megfelelően lassan változó görbületű pelletvezetőcsőre van szükség, melynek megtervezése a különböző geometriájú berendezésekben különböző kihívások társulnak. Előadásomban bemutatok több fúziós berendezésre optimalizált belletvezetőcső geometriát, és az optimalizálás lépéseit, a kompakt méretű Compass-U-tól az EU legnagyobb tervezett berendezéséig, a VNS-ig.

(12) GYORS SUGÁRZÁSMÉRÉS ÉS MODELLEZÉSE TOKAMAKBAN

Lengyel Ferenc
doktorandusz, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem, 1111 Budapest, Műegyetem rkp. 3.
Weikang Tang
Postdoctoral researcher, Max Planck Institute for Plasma Physics, 85748 Garching, Germany
Matthias Hölzl
Group leader non-linear MHD, Max Planck Institute for Plasma Physics, 85748 Garching, Germany,
Adjunct Professor, Department of Physics and Astronomy, Chalmers University of Technology,
Göteborg, SE-41296, Sweden
Matthias Bernert
Senior researcher, Max Planck Institute for Plasma Physics, 85748 Garching, Germany
Pokol Gergő
egyetemi docens, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem, 1111 Budapest, Műegyetem rkp. 3.

lengyel.ferenc@reak.bme.hu

Mi történik a 150 millió kelvines plazmában tárolt energiával, amikor vészleállítást hajtunk végre? Ennek a kérésnek egyik aspektusára keresi a választ a többek között az ASDEX Upgrade (AUG) fúziós kísérleti tokamakban elhelyezett gyors, AXUV (Absolute eXtended UltraViolet) dióda alapú kamerarendszer, illetve az ezen rendszerhez fejlesztett szintetikus diagnosztika.

Reaktorméretű tokamakokban a plazma hirtelen összeomlása egy kerülendő esemény, mely több ismert és még ismeretlen okból is előfordulhat. Diszrupciónak nevezzük ezt a nemkívánatos eseményt, mely a berendezésre több szempontból is veszélyes lehet. Egyrészt lokális hőterhelés érheti a plazmaközeli komponenseket, ami olvadáshoz vagy elpárolgáshoz vezethet. Másrészt a plazmát összetartó mágneses térszerkezetben, valamint a tokamakokban hajtott, sok esetben több megaamperes nagyságrendű plazmaáramban is jelentős energia van tárolva, mely disszipációja nem azonnali, és ennek hatására jelentős elektromágneses erőhatások érhetik a berendezés alkatrészeit. Végül, de nem utolsó sorban, a plazma lehűlése nyomán megnövekedett elektromos ellenállás következtében relativisztikus elektronnyaláb alakulhat ki, mely az eredeti plazmaáram jelentős hányadát hordozhatja és kiemelten veszélyes a plazmaközeli alkatrészekre. A diszrupciókat elsősorban elkerülni szeretnénk, másodsorban előrejelezni és, ha elkerülhetetlen, hatásaikat csillapítani. Utóbbinak egyik ígéretes eszköze a Magyarországon is fejlesztett ún. törtpellet-belövés, melynek során fagyasztottgáz-pelleteket lövünk a plazma felé, amik a plazma közelében elhelyezett lemezen darabokra törnek, majd így hatolnak be a plazmába. Törtpellet-belövést fognak használni a jelenleg épülő, reaktorméretű ITER tokamakon is.

A pellet törése, illetve a töredékek és a plazma kölcsönhatása nehezen modellezhető folyamatok. A bemutatott 3D szintetikus diagnosztika modellezi mit mérnek az AUG tokamakban használt AXUV sugárzásmérő kamerák például ilyen törtpellet-belövés esetén. Célja, hogy összekapcsolja a törtpellet-belövéses plazmaszimulációkat kísérleti mérésekkel, és ezáltal visszajelzést adjon a használt szimulációs modellekről. Az AXUV kamerák gyorsak (~μs felbontás), de érzékenységük hullámhosszfüggő, ami részletes fizikai modellezést tesz szükségessé a helyes interpretáció érdekében. A bemutatott eredmények két kísérletet, illetve ezek szimulációit hasonlítják össze: a szimulált és mért jeleket összevetve több esetben igen jó egyezést mutatva, más esetekben a plazmaszimuláció által használt modellek fejlesztési lehetőségeire rávilágítva.

(13) GÁZNYOMÁS MÉRÉSE ATOMNYALÁB-EMISSZIÓS SPEKTROSZKÓPIÁVAL

Angyal Ádám
MSc hallgató, BME Nukleáris Technikai Intézet, 1111 Budapest, Műegyetem rakpart 9.
Dr. Asztalos Örs
egyetemi adjunktus, BME Nukleáris Technikai Intézet, 1111 Budapest, Műegyetem rakpart 9.
tudományos munkatárs, HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont, FPL,
1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.
Dr. Pokol Gergő
egyetemi docens, BME Nukleáris Technikai Intézet, 1111 Budapest, Műegyetem rakpart 9.
Dr. Tőkési Károly
tudományos tanácsadó, HUN-REN Atommagkutató Intézet, 4026 Debrecen, Bem tér 18/C.

angyaladam@reak.bme.hu

A szobahőmérsékletű gáz nyomásának mérése nem hangzik bonyolult feladatnak. De ha egy nagyáramú (~100 kA) relativisztikus elektronnyaláb helyén szeretnénk ezt meghatározni, az már olyan kihívásokat rejt, amivel a jelenlegi méréstechnika erősen küzd. Az előadás egy gázba lőtt nagyenergiájú (~30 keV) atomnyaláb fénykibocsátásán alapuló mérési eljárás alkalmazhatóságát vizsgálja, ami a plazmasűrűség mérésére rutinszerűen alkalmazott atomnyaláb-emissziós spektroszkópián alapul.

A módszer validálásához a svájci TCV tokamakon végzett kísérletek eredményeit használtuk fel. A kísérletek során 28 keV energiájú semleges deutériumatom-nyaláb haladt át különböző sűrűségű semleges deutériumgázon. Az atomnyaláb részecskéi a gázmolekulákkal történő ütközések során gerjesztődnek, majd karakterisztikus fényt bocsátanak ki. A kibocsátott sugárzás intenzitása és nyalábmenti térbeli eloszlása érzékenyen függ a gáz sűrűségétől, ezért a fénykibocsátás méréséből a gázsűrűség meghatározható.

A mért emissziós profilokat a RENATE kód szimulációival hasonlítottuk össze. Az erre a célra számított atomfizikai ütközési hatáskeresztmetszetek felhasználásával a modell jól reprodukálta a különböző gázsűrűségek mellett megfigyelt emissziós viselkedést. Az eredmények igazolják, hogy az atomnyaláb-emisszió alkalmas a semleges gáz sűrűségének és térbeli eloszlásának meghatározására, és megalapozzák egy olyan diagnosztikai eljárás fejlesztését, amely szélsőséges körülmények között is alkalmazható, ahol a hagyományos mérési módszerek nem használhatók.

(14) ÖNÁLLÓ HATÓSÁGI SZABÁLYOZÁS FELÉ TART A FÚZIÓ

Cserháti András
nyugdíjas mérnök
Frank Ákos
stratégiai-jogi vezető, igazgatósági tag, NKT Cables Group A/S, Amerika Plads 29, 2100 Koppenhága, Dánia

cserhati@tolna.net

Az atomenergetika egésze újra egyfajta pezsgést mutat, megint felfutó ágban van, esélyekkel és kihívásokkal teli. Az új trendek túlmutatnak a műszaki, gazdasági területen, jogi kérdésekben is megnyilvánulnak.

A sok-sok évtizede működő maghasadáson alapuló atomenergetika legfőbb trendjei a következők: gazdaságosság, beruházási költségek; élettartam hosszabbítás; SMR-ek kereskedelmi bevezetése; AI, digitalizáció és robotika; atomenergia és adatközpontok összekapcsolása a felfutó villamosenergia-igény miatt; 4Gen (nem csak vízhűtésű) reaktorok; üzemanyag-ellátás és HALEU, balesettűrő fűtőelemek; újrafeldolgozás és hulladékkezelés; változó energiamix és villamos hálózati rugalmasság; nukleáris hő és hidrogén; hibrid rendszerek, az atomenergia együttműködés megújulókkal, energiatárolókkal és engedélyezési reform.

A magfúzió előbb-utóbb túllép a K+F határain, látható közelségbe kerül energetikai alkalmazásba vétele. Markánsan nő a magántőke-áramlás a szektorba, illetve differenciálódik a hatósági engedélyezés.

Várhatóan a jövőben egyszerűbben és gyorsabban lehet majd fúziós berendezéseket engedélyeztetni, mert az országok egyre inkább egyértelműsítik, hogy a fúzió önálló szabályozás alá eső technológia. Az uralkodó szakpolitikai irányvonal szerint a jövőbeli fúziós létesítményeket a maghasadáson alapuló reaktorok engedélyezési eljárásától elkülönülő, fokozatos megközelítésen alapuló – radiológiai és iparbiztonsági szempontokat is magában foglaló – keretrendszer alapján szabályozzák. Ugyanakkor néhány ország fenntartja annak jogi lehetőségét – különösen a nagy mennyiségű tríciumot és neutront termelő létesítmények esetében –, hogy azokat nukleáris létesítményként minősítsék.

Áttekintjük, hol tart e folyamat világszinten és egyes fontosabb országokban.

(15) 316L ACÉL CSŐCSATLAKOZÁSOK KEMÉNYFORRASZTÁSÁNAK VIZSGÁLATA

Figeczki-Mélykuti Péter
fejlesztőmérnök, HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont, Fúziós Technológiai Laboratórium, 1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.
doktorandusz, Magyar Agrár- és Élettudományi Egyetem, Szent István Kampusz, Műszaki Tudományok Doktori Iskolája, 2100 Gödöllő, Páter Károly utca 1.
Szőke József
fejlesztőmérnök, HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont, Fúziós Technológiai Laboratórium, 1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.
Dr. Baross Tétény
tudományos munkatárs, HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont, Fúziós Technológiai Laboratórium, 1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.
Prof. Dr. Veres Gábor
laboratórium vezető, HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont, Fúziós Technológiai Laboratórium, 1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.
egyetemi tanár, BME Nukleáris Technikai Intézet, 1111 Budapest, Műegyetem rakpart 9.
Dr. Szakál Zoltán
tudományos főmunkatárs, Magyar Agrár- és Élettudományi Egyetem, Szent István Kampusz, Műszaki Tudományok Doktori Iskolája, 2100 Gödöllő, Páter Károly utca 1.

figeczki.peter@ek.hun-ren.hu

A jövőbeli DEMO fúziós erőmű karbantartási munkálatai során a kritikus csőrendszereknél alkalmazott kötéstechnológiákkal szemben rendkívül szigorúak a követelmények. A magas üzemi hőmérséklet, a nagy nyomás és a tartósság miatt kiemelt jelentőségű a 316L típusú ausztenites acélok közötti megbízható keményforrasztási eljárások kidolgozása. Jelen kutatás keretében a kötések mechanikai stabilitását vizsgáltuk kisminta darabokon, valamint félipari DN 80-as és ipari léptékű DN 200-as csőcsatlakozásokon.

Mivel a reaktorkörnyezetben valós szerelési körülmények között a vákuumban történő forrasztás nem kivitelezhető, a kísérletek során alternatív atmoszférákat vizsgáltunk. Eredményeink igazolták, hogy az argon (Ar) védőgáz alatt a forrasztás sikeresen létrehozható, ezzel szemben a hidrogén-argon (HAr) gázkeverék, illetve a szabad levegő alkalmazása részben vagy nem eredményezett kötéskialakulást. A kismintákon végzett szakítószilárdsági tesztek rámutattak, hogy a Nicrobraz cég által forgalmazott NB152-es forraszpaszta biztosította a legkedvezőbb mechanikai értékeket, jelentősen megelőzve az NB10-es típusú pasztát.

A DN 80-as csöveken végrehajtott keményforrasztások sikeresek voltak, azonban a vizsgált kötések jelenlegi ~380 MPa-os szakítószilárdsága egyelőre elmarad a DEMO által elvárt 485 MPa-os célértéktől, ami az eljárás további finomhangolását teszi szükségessé. A DN 200-as csőcsatlakozások esetében a ~1000 °C-os forrasztási hőmérséklet elérése komoly kihívást jelentett. Ezt a paramétert kizárólag egy egyedileg tervezett, 3D nyomtatott réz induktor alkalmazásával sikerült biztosítani, míg a hagyományos, kézzel hajlított tekercsek nem nyújtottak megfelelő hőbevitelt.

A kutatási program további szakaszában a forraszanyag alapanyagba való diffúziós folyamatainak elemzésére fókuszálunk. Kiemelt gyakorlati kérdés továbbá, hogy a reaktor karbantartási ciklusai során egy-egy csatlakozás hányszor forraszthető újra biztonságosan anélkül, hogy komolyabb forgácsoló megmunkálásra lenne szükség.

(16) A KIVITELEZÉS ÉS TERVEZÉS AKTUALITÁSAI 2026 A HŰTŐVÍZRENDSZER KIVÁLASZTÁSÁNAK FOLYAMATA

Szarvas Krisztián
műszaki igazgató, Paks II. Atomerőmű Zrt., 7030 Paks, Hrsz. 8803/16

szarvask@paks2.hu

Az előadásban bemutatásra kerül a P2 projekt aktualitásai, a kivitelezés státusza és közeljövőt érintő feladatai.

Nagyszabású kivitelezés zajlik a Paks 2. telephelyén, az 5.blokk nukleáris sziget épületek alapozása kapcsán.

A 6.blokk alatti talajszilárdítási munkák befejezése után az ún. Első Beton (First Concrete) építésének előkészítése zajlik.

Több nagyberendezés gyártása is folyamatban van.

A tervezési, engedélyezési és kivitelezési tevékenységek összehangolása a projekt legkritikusabb feladata.

Az előadás alatt részletesebben bemutatásra kerül a Paks 2 hűtővízrendszer kiválasztásának folyamata, a tervezett üzemidőre vonatkozó tervezési alapadatok meghatározása beleértve a Duna vízhozam, vízállás és hőmérséklet értékeit. A normálüzemi, a biztonsági és a tervezési alap kiterjesztéshez tartozó hűtőrendszerek bemutatásra kerülnek. Kitérünk a közelmúltban tapasztalt szélsőséges vízállás és vízhozamok kihatására a tervezésre, majdani üzemeltetésre. Továbbá a paksi mederküszöb hatására, a Paksi Atomerőmű és PaksII párhuzamos üzem hűtővízoldali kérdéseire.

(17) FÜGGETLEN BIZTONSÁGI ELEMZÉSEK ELŐREHALADÁSA

Szécsényi Zsolt
nukleáris osztályvezető, Paks II. Atomerőmű Zrt., 7030 Paks, Hrsz. 8803/16

szecsenyizs@paks2.hu

Már hagyománynak tekinthető, hogy minden évben ezen a szimpóziumon beszámolunk a PaksII blokkok üzembehelyezési engedélykérelméhez tervezetten elkészítendő független biztonsági elemzések előrehaladásáról. Az előadás során bemutatásra kerül, hogy az előző szimpózium óta eltelt egy esztendőben milyen előrehaladást értünk el ennek a feladatnak az elvégzésében.

A prezentáció ezen a téren egy összefoglaló anyag. A részletes eredmények egy részét külön előadásokban mutatjuk be. Bemutatásra kerül, csak címszavakban az a munka, amelyet a PaksII saját erőből hajtott végre ezen a területen, és azok az eredmények is felsorolásra kerülnek, amelyeket külső vállalkozókkal végeztettünk el.

Az elmúlt esztendőben a külső vállalkozók által végzett feladatok kevésbé voltak hangsúlyosak. A feladatok jelentős részét PII önállóan, végezte. Sajnálatos módon a külső vállalkozók bevonását biztosító tervezett keretszerződések megkötése nem valósult meg.

Jelentős előrehaladást értünk el a modelljeink és segédprogramok fejlesztésében. Fejlesztettük a termohidraulikai modellünket, főleg a szekunderkör modellezésében volt előrehaladás. Számos kezdeti eseményre új biztonsági elemzés készül. Aktuálissá vált az emberi tevékenységekből eredő külső veszélyjellemzők 5 éves felülvizsgálata. A primerköri berendezések szilárdsági számításaihoz kapcsolódóan szintén készültek elemzések. A reaktorfizika terén normálüzemállapothoz kapcsolódóan is végeztünk számos elemzést a keretparaméterek vonatkozásában. Nem utolsó sorban elkezdtük a kiégett üzemanyag szállító eszközökhöz kapcsolódó elemzéseket.

Az előadás végén kitekintünk a közeli jövőben tervezett további feladatokra. A következő évben külső vállalkozók bevonása még nem várható. A feladatok elsősorban még sajáterőből kerülnek megoldásra. Jelenlegi állás szerint a tervezett feladataink megvalósíthatónak tűnnek az üzembehelyezési engedélykérelem beadásáig.

(18) A TIANWANI ATOMERŐMŰ 7. BLOKKJÁNAK ÜZEMBE HELYEZÉSE: HELYSZÍNI TAPASZTALATOK ÉS TANULSÁGOK

Kasó Ferenc Áron
szerkezet integritási szakértő, Paks II. Atomerőmű Zrt., 7030 Paks, Hrsz. 8803/16

kaso.ferenc@paks2.hu

A Tianwani Atomerőmű 7. blokkjának megvalósítása és üzembe helyezése során szerzett tapasztalatok értékes betekintést nyújtanak egy korszerű VVER-1200 típusú blokk kivitelezési és üzembe helyezési folyamatába. A projektben való szakmai együttműködés 2025-ben kezdődött, amelynek során lehetőség nyílt a beruházás különböző szakaszainak helyszíni megismerésére, a rendszerek előkészítésének, tesztelésének és üzembe helyezésének nyomon követésére.

Az előadás bemutatja a blokk üzembe helyezési programjainak főbb mérföldköveit, kiemelten az első üzemanyag-betöltés és az első kritikusság eseményeit, amelyeknek a helyszíni megtekintésére is lehetőség nyílt. Ezen események különleges alkalmat biztosítottak az üzemeltetéshez kapcsolódó folyamatok, a műszaki és szervezési feladatok, valamint a biztonsági követelmények gyakorlati alkalmazásának megfigyelésére.

Az ismertetés kitér továbbá azokra a műszaki, szervezési és projektirányítási tapasztalatokra, amelyek hasznosíthatók lehetnek a hazai nukleáris beruházások, különösen a Paks II projekt előrehaladása során. Az előadás célja, hogy a résztvevők számára gyakorlati példákon keresztül mutassa be egy új atomerőművi blokk üzembe helyezésének kihívásait, valamint azokat a tanulságokat és bevált megoldásokat, amelyek hozzájárulhatnak a jövőbeni projektek sikeres megvalósításához.

(19) PRIMER ÉS SZEKUNDER KÖR KAPCSOLATA: MILYEN KIHÍVÁSOKAT REJT EGY GŐZFEJLESZTŐ NODALIZÁCIÓJA

Lukács Bence
Paks II. Atomerőmű Zrt., 7030 Paks, Hrsz. 8803/16

lukacs.bence@paks2.hu

A független biztonsági elemzések elvégzéséhez elengedhetetlen a megfelelően felépített atomerőművi modell. Mivel elfogadási kritériumok mind a primer, mind a szekunder oldalon vizsgálandóak, így ezek kapcsolatát alkotó berendezést minden üzemi és üzemzavari eseményre alkalmas módon szükséges lemodellezni.

A gőzfejlesztő sajátossága a fekvő kialakítása és a rendszerkódok felépítése miatt további kihívásokat rejt. Amíg egy nyugati típusú gőzfejlesztő esetében a kód jobban támogatja a recirkulációt (a primer köri közeg áramlási iránnyal párhuzamos irányba kering a munkavégző közeg), addig az orosz dizájnban a fekvő kialakítás jelentősen másabb áramlási tér alakul ki (magasabb recirkulációs szám, így más hőátadási tényező van a szekunder oldalon). Különböző tranziensek folyamán mind a primer, mind a szekunder oldali modellnek megfelelő felbontással kell rendelkeznie, hogy meghatározható legyen a közeg állapota a különböző térrészekben. A túlzott felbontás viszont jelentősen megnövelné a számítási időt.

A gőzfejlesztő felszálló és leszálló ágának felbontása és összekapcsoltsága így kritikus kérdés, főként a RELAP 5 modellben található komponensek függvényében. Mivel a kód kialakítása a nyugati típusú gőzfejlesztők igényei alapján történt, a VVER típusú gőzfejlesztő modellezésének kihívásai a gőzfejlesztő modell fejlődésén, és ezzel párhuzamosan a különböző paraméterek változásain keresztül kerülnek bemutatásra a szakmai közönség részére.

(20) AZ SCW-SMR REAKTORKONCEPCIÓ TERMOHIDRAULIKAI VIZSGÁLATA

Varju Tamás
tudományos munkatárs, BME Nukleáris Technikai Intézet, 1111 Budapest, Műegyetem rakpart 9.
Babcsány Boglárka, Antók Csenge, Aszódi Attila
BME Nukleáris Technikai Intézet, 1111 Budapest, Műegyetem rakpart 9.

varjutamas@reak.bme.hu

A GIF (Generation IV International Forum) által további fejlesztésre javasolt hat reaktor típus egyike a szuperkritikus nyomású vízzel hűtött reaktor (SCWR). A nemzetközi ECC-SMART projekt keretében 2020 és 2025 között megkezdődött az ezen technológián alapuló, európai kis moduláris reaktor (SCW-SMR) előzetes koncepciójának kidolgozása. Különlegessége, hogy az üzemanyagkazetták vízszintes elrendezésűek és a zóna hét, egymást követő felmelegedési szintre van felosztva, ezzel igyekezve orvosolni a HPLWR gyengeségeit.

A PhD kutatásom az SCW-SMR koncepció termohidraulikai modellezésére és elemzésére összpontosított, melyhez az Apros rendszerkódot használtam. Ezen elemzések elsődleges célja az volt, hogy feltérképezzem a zóna és a reaktortartály viselkedését különféle üzemi és üzemzavari körülmények között, megvizsgáljam a továbbfejlesztési lehetőségeket, ellenőrizzem a tervezési célok teljesülését, és értékeljem a HPLWR-hez képest elért javulást. Az előadás a doktori disszertációm legfontosabb eredményeit foglalja össze.

A kutatásomat egy sor kísérleti elemzéssel kezdtem a továbbiak megalapozásának céljából. Az első vizsgálat a szuperkritikus vízben végbemenő hőátadási folyamatokra összpontosított, míg a második a hidegágban bekövetkező, hűtőközeg-vesztéses (LOCA-típusú) kezdeti események modellezésével foglalkozott. Az eredményeimet nem csupán kvalitatív, hanem kvantitatív módszerek (FFTBM-SM és SARBM) segítségével is értékeltem.

Ezt követően kifejlesztettem az SCW-SMR koncepció részletes Apros modelljét, beleértve a felmelegedési szinteket reprezentáló felhasználói komponenst, illetve kollégákkal együttműködve csatolási módszereket dolgoztunk ki az Apros - Serpent 2 és Apros - SPNDYN modellek között. Iteratív számítások segítségével meghatároztuk a reaktorkoncepció névleges üzemállapotához tartozó paraméter eloszlásokat. Az elemzések az egyes szinteken belül jelentős egyenlőtlenséget mutattak a kazetták teljesítmény-tömegáram arányában, ami magas maximális burkolat-hőmérsékletet (~610 °C) eredményezett. Ezt a problémát később a névleges tömegáram megemelésével, illetve egy tömegáram-hangoló szűkítő-lemez bevezetésével és méretoptimalizálásával sikerült orvosolnom, így a maximális burkolat hőmérsékletet 525 °C környékére csökkentve, ami a HPLWR-hez képest is jelentős előrelépést jelent.

Az állandósult állapot elemzését követően azt vizsgáltam meg, hogy az SCW-SMR esetében a remanens hő egy hosszútávú teljes feszültségvesztéssel járó kezdeti eseményt követően természetes konvekció útján elvezethető-e. Paramétervizsgálatokkal igazoltam, hogy egy passzív hőelvonó rendszer, valamint hidroakkumulátor-betáplálás alkalmazásával a passzív hőelvonás több mint 72 órán keresztül biztosítható. A kutatás záró szakaszában egy hidegági vezeték guillotine típusú, 200%-os törésének tranziens elemzését végeztem el, a szükséges és elégséges biztonsági rendszer-konfiguráció meghatározása céljából. Az elvégzett paraméter vizsgálatokkal sikeresen demonstráltam az SCW-SMR reaktortartályának kedvező kialakítását a remanens hő elvonása szempontjából, és egyben teljesítettem kutatásom céljait. Az SCW-SMR-hez kapcsolódó kutatást a jövőben egy új EU projekt keretében szeretnénk folytatni.

(21) KETTŐS CÉLÚ KIÉGETT ÜZEMANYAG SZÁLLÍTÓ KONTÉNEREK KRITIKUSSÁGI SZEMPONTÚ BIZTONSÁGI ELEMZÉSE

Selmi Bálint
reaktorfizikus munkatárs, Paks II. Atomerőmű Zrt., 7030 Paks, Hrsz. 8803/16

selmi.balint@paks2.hu

A kiégett nukleáris üzemanyagot szállító konténerek tervezését szigorú nemzetközi és hazai előírások szabályozzák. A konténernek szilárdsági, hőmechanikai, sugárvédelmi és kritikussági szempontból is teljesítenie kell azokat az elvárásokat, melyek biztosítják annak integritását és a nagymennyiségű radioaktív izotóp környezettől való elhatárolását. A Magyarországon épülő, VVER-1200 típusú reaktorok kiégett üzemanyagának szállítására alkalmas konténertípus jelenleg még engedélyeztetési szakaszban van az Oroszországi Föderációban. Prototípusai a már üzemelő VVER-1200 reaktorblokkokon teljesítik pilot-üzemüket.

Ahhoz, hogy Magyarországon is engedélyt kapjon a kiégett üzemanyag szállításra az Országos Atomenergia Hivataltól, a tervezőtől független elemzésekkel is igazolni kell a berendezés megfelelőségét. Ennek egy nagyon fontos aspektusa az ellenőrző kritikussági számítások elvégzése. Ez az elemzés annak alátámasztására szolgál, hogy a szállított nukleáris üzemanyag semmilyen az erre vonatkozó követelményekben és útmutatókban rögzített szcenárió esetén nem fogja meghaladni az előírt sokszorozási tényezőt, azaz kizárt az öngerjesztő nukleáris láncreakció létrejötte.

Az elemzés elvégzése a Studsvik Scandpower HELIOS2 szoftvercsomagjának segítségével történt, amelyben saját fejlesztésű kétdimenziós konténermodellen, a karakterisztikák módszerével, illetve az áramcsatolásos ütközési valószínűségek módszerével készültek kritikussági számítások.

A bemutatott számításokkal sikerült igazolni, hogy a TUK 137T.E konténer konzervatív konfigurációjú állapotaira teljesül a $k_{eff}<0,95$ szubkritikussági feltétel, és az előírások alapján a biztonságos szubkritikusság a számítási bizonytalanságot figyelembe véve is fennáll ezekre a konfigurációkra. Emellett az effektív sokszorozási tényezőre kapott eredmények moderátorsűrűségtől való függése megfelel a várakozásoknak. Készültek továbbá számítások a konténer külső felületén reflektív peremfeltétel alkalmazásával, mint ultrakonzervatív esetre, és a kapott eredmények igazolják a neutronok visszaszóródásának csekély jelentőségét, amelyet azok diffúziós hosszának és a konténer falának méretbeli nagyságrendi különbségéből is várhatunk.

(22) AZ ÉPÜLŐ BLOKKOK PSA-JÁNAK JELENLEGI HELYZETE ÉS JÖVŐBELI ELKÉPZELÉSEI

Gyuricza Erzsébet
PSA szakterület vezető, Paks II. Atomerőmű Zrt., 7030 Paks, Hrsz. 8803/16

gyuriczae@paks2.hu

Az atomerőművek biztonságának vizsgálata valószínűségi módszerekkel hatóság által előírt feladat az atomerőmű teljes élettartama alatt. Épülő blokkok esetében a dizájn még nem végleges, a tervezés folyamatban van. A létesítési engedély összeállításakor elegendő volt a referencia erőmű alapján készíteni PSA modellt, és az alapján készült elemzések eredményeit bemutatni a Hatóságnak. Ennek már hat éve, és annak ellenére, hogy részletesen kidolgozott, a Tervezővel egyetértésben jóváhagyott ütemterv állt a rendelkezésünkre, a blokkspecifikus PSA fejlesztése nem kezdődött meg. A speciális geopolitikai helyzet eredményeként bár látjuk az előttünk álló feladatokat, még nem látjuk az elvégzésükhöz vezető utat. A legnagyobb kérdés az erőművi irányítástechnika beszállítójának hiánya.

A rövid előadás témája ismertetni a blokkspecifikus PSA elkészülésének problémáit, és lehetséges fejlődési irányok felé való kitekintések összefoglalása.

(23) A KOCKÁZATSZEMPONTÚ ENGEDÉLYEZÉSI CSOPORTOSÍTÁS AKTUALITÁSAI 2026-BAN

Pilisi Zsolt
PSA mérnök, Paks II. Atomerőmű Zrt., 7030 Paks, Hrsz. 8803/16

pilisi.zsolt@paks2.hu

2023 és 2024 során megtörtént a Paks II. atomerőmű épülő 5. és 6. blokkjainak, illetve a közösüzemi rendszereinek ABOS 2, vagy ABOS 3 atomerőművi biztonsági osztályba sorolt rendszerelemeinek a kockázatszempontú gyártási és beszerzési engedélyezési/jóváhagyási csoportosítása, mely a felügyeleti szint megtartása mellet segíti a kockázati szempontból nem szignifikáns rendszerelemek beszerzését és engedélyezését. Az Országos Atomenergia Hivatal 2024-ben elfogadta a csoportosítás módszertanát és eredményeit.

A csoportosítás a tervek aktuális állapotának megfelelően készült el, azonban az egyes rendszerek tervei a tervezés előrehaladtával; az építési engedélykérelmek összeállítása során pontosuló technológiai igények miatt; a rendszerek optimalizációja miatt; az üzemeltetési tapasztalatok alapján; illetve a biztonság-, és megbízhatóság-növelési megfontolások miatt megváltoztak. Az így létrejövő tervváltoztatások, több tervváltoztatási igény formájában kerültek alkalmazásra és a bennük érintett ABOS 2 vagy ABOS 3 biztonsági osztályba sorolt rendszerelemekre vonatkozó változtatásokat át kellett vezetni az kockázatszempontú gyártási és beszerzési engedélyezési/jóváhagyási csoportosításon. A tervváltoztatások között volt példa minden olyan komponenstulajdonság megváltozására, mely a komponens kockázatszempontú gyártási és beszerzési engedélyezési/jóváhagyási csoportosítását befolyásolhatja. Ezért a 2023-ban létrehozott és 2024 alkalmazott módszertant és a benne foglaltakat egyedi módon kellett alkalmazni.

A létesítés során a tervváltoztatások folyamatosak, emiatt a bennük foglalt változtatások kockázatszempontú gyártási és beszerzési engedélyezési/jóváhagyási csoportosításon történő átvezetése, vagy a csoportosítások felülvizsgálata is egy folyamatosan zajló feladat.

(24) A PSA ÉS MENEDZSELÉSE FEJLŐDÉSI IRÁNYAI, AKTUÁLIS TRENDJEI A PSAM18 ALAPJÁN

Neubauer István
Paks II. Atomerőmű Zrt., 7030 Paks, Hrsz. 8803/16

neubaueri@paks2.hu

A valószínűségi megbízhatósági és biztonsági elemzések a múlt század elejétől kezdtek terjedni a legkülönbözőbb műszaki területeken. Alkalmazásuk a fejlődéssel párhuzamosan az egyre bonyolultabb, egyre nagyobb következményekkel jellemezhető, egyre több funkcionális és más függőségekkel terhelt technológiák felé tolódott. Ennek a tendenciának az eredményeként mára a nukleáris területen nem csak egyszerűen fontos, hanem az egyes országok nukleáris szabályozásai szerint ugyan különböző mértékben, de a nukleáris szabályzatok szerves része. Magyarországon pl. a nukleáris kockázatot befolyásoló, vagy egyenesen biztonságnövelőnek szánt átalakítás nem engedélyezhető az erre vonatkozó valószínűségi elemzés nélkül. A biztonsági osztályba sorolás pedig ugyan "elsődlegesen determinisztikus módszereken kell alapulnia", azonban „kiegészítve valószínűségi módszerekkel és mérnöki becsléssel”.

A valószínűségi biztonsági elemzések és menedzselésük kétévenként megrendezésre kerülő legjelentősebb konferenciája PSAM, amely az elmaradhatatlan edukációs előadásokon kívül szekcióinak, plenáris üléseinek témaválasztásán keresztül jellemzi az elmúlt két évben a területen történt fejlesztéseket és előrevetíti a következő évek hangsúlyváltozásait.

2026-ban Pittsburgh adott otthon a PSAM18 konferenciának, az a város, ahol az iparosítással együtt járó üzemzavarok, robbanások, bányaszerencsétlenségek, jelentős anyagi és emberi áldozatokat követelő balesetek nyomán az USA-ban elsőként alakultak ki az európai értelemben vett biztonsági szabványokat, garanciákat követelő és kikövetelő mozgalmak, szervezetek.

Az előadás összefoglalja a konferencia programjának tanulságait, betekintést engedve a külső hazardok értékelésével-, a kockázatértékelési módszerek és eszközök fejlesztésével-, az SMR-ek és új generációs blokkok elemzésével és engedélyeztetésével-, a dózis értékeléssel-, balesetelhárítási intézkedési tervezéssel-, 2. és 3. szintű PSA-val-, az emberi megbízhatóság elemzésével-, az időfüggő kockázatelemzésekkel-, a kockázati-biztonsági alkalmazásokhoz fejlesztett gépi tanulással-, a kockázat szempontú alkalmazások fejlődésével-, az operátor-MI egymásra hatásával-, az integrált energiarendszerek kockázataival-, a közös okú hibákkal-, megbízhatósági elemzés modellezéssel-, tűzvészek kockázatával-, MI és a nagy nyelvi modellek kapcsolatával-, a digitális irányítástechnikai rendszerek és szoftvereik megbízhatóságával-, az emberi tényező és operátori teljesítmény kérdéskörével-, a többmodulos és több-blokkos kockázatelemzésekkel-, más iparág-beli alkalmazásokkal-, az automatizálás és emberi tényező összefüggéseivel-, a passzív biztonsági rendszerek megbízhatóságával-, az űrkutatási kockázatelemzésekkel-, a nem reaktor jellegű és fúziós létesítményekkel kapcsolatos legfajsúlyosabb előadások eredményeibe, a fejlődés kirajzolódó irányaiba.

(25) EMBERI TEVÉKENYSÉGEKBŐL EREDŐ KÜLSŐ VESZÉLYJELLEMZŐK 5 ÉVES FELÜLVIZSGÁLATA

Antus Antónia
Junior nukleáris elemzési szakértő, Paks II. Atomerőmű Zrt., 7030 Paks, Hrsz. 8803/16

antus.antonia@paks2.hu

A Paks II. Atomerőmű Zrt. 5-6. blokkjának biztonsága szempontjából releváns, az emberi tevékenységekből származó külső veszélyjellemzők monitorozása és felülvizsgálata hatósági előírás (pl. 1/2022. (IV. 29.) számú, a nukleáris létesítmények nukleáris biztonsági követelményeiről és az ezzel összefüggő hatósági tevékenységről szóló OAH rendelet mellékletei, a Nukleáris Biztonsági Szabályzatok vonatkozó követelményei) alapján, meghatározott időközönként szükséges. A monitorozás és felülvizsgálata célja annak felderítése, hogy a létesítendő blokkok tervezési alapjának meghatározása érdekében korábban elvégzett vizsgálatok eredménye helytálló-e a nyomon követett veszélyeztető tényező aktuális értékei alapján.

Az emberi eredetű veszélyeztető tényezők soron következő felülvizsgálata kiterjed a paksi telephely közelében lévő ipari, katonai, bányászati, közlekedési és szállítási tevékenységekre, a légiközlekedésre, valamint az olyan egyéb veszélyeztető tényezőkre, mint a fel- és alvízi létesítmények, a szél által mozgatott tárgyak, az esetleges tüzek hatásai, illetve az elektromágneses interferencia által okozott zavarok.

Összességében megállapítható, hogy a veszélyeztető tényezők monitorozására folyamatosan végzendő tevékenységként tekinthetünk, aminek következtében bármikor Paks II. tudomására juthat olyan megváltozott körülmény, új adat, aminek esetleges nukleáris biztonságra való hatásait vizsgálni és értékelni szükséges. Mindezeken felül meghatározott időközönként, így jelen esetben 5 évenként célzottan is szükséges az egyes veszélytípusokra ismételten elvégezni a meglévő hatáselemzések input adatainak felülvizsgálatát és értékelni annak biztonsági elemzések eredményeire gyakorolt hatásait.

(26) SZEMELVÉNYEK A VVER1200-AS ATOMERŐMŰ ELEMZÉSEKBŐL CÍMŰ TANTÁRGY BEMUTATÁSA

Dr. Rovni István
Paks II. Atomerőmű Zrt., 7030 Paks, Hrsz. 8803/16

rovnii@paks2.hu

A BME NTI-ben indított tantárgyon keresztül a Paks II. Zrt. Nukleáris Osztályának szakemberei az engedélyesi tevékenységük során szerzett nukleáris ipari tapasztalataikat igyekeznek átadni, és bepillantást nyújtanak a mindennapi munkájukba. Minden szakterület a saját munkatársai előadásán keresztül mutatja be, hogy az elemzésekre vonatkozó hatósági követelmények teljesítéséhez, pontosabban a nukleáris biztonság igazolásához milyen számításokat és vizsgálatokat kell végrehajtani. Konkrét esetekkel és a jelenlegi ipari gyakorlatban alkalmazott erőmű tervezési és számítási eljárások példáján próbálják szemléltetni, hogy az erőmű rendszerei hogyan kapcsolódnak egymáshoz, illetve milyen biztonsági funkciót látnak el. Természetesen a cél egy globális kép kialakítása arról, hogy hogyan jelenthető ki egy erőmű terveiről, hogy megfelelően le tudja kezelni a tervezési alapját és annak kiterjesztését. A mérnöki tervezés és a biztonsági elemzés egy nélkülözhetetlen iteratív folyamat az erőmű koncepcionális tervezésétől a leszereléséig. Az atomerőmű létesítés szépsége, hogy egyaránt szerepelnek benne magas szintű irányelvek és konkrét utasítások is, és egy adott műszaki feladatnál a technológiai korlátokon belül kell ezeket érvényre juttatni.

(27) VVER-1200 REAKTORFIZIKAI KÓDOK V&V VIZSGÁLATA NEMZETKÖZI ÜZEMELTETÉSI PUBLIKÁCIÓK ALAPJÁN

Temesvári Emese
tudományos főmunkatárs, HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont, Atomenergia-kutató Intézet,
1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.
Hegyi György
nyugdíjas, AEMI Atomenergia Mérnökiroda Kft., 1121 Bp., Konkoly-Thege 29-33.

temesvari.emese@ek.hun-ren.hu

Az elmúlt években jelentősen bővült a VVER-1200 reaktorok üzemeltetésével kapcsolatos, nyilvánosan elérhető információk köre. A típust alkalmazó és bevezetni kívánó országok – mint Fehéroroszország, Kína, Törökország, Egyiptom, Banglades és Vietnam – közzétett tapasztalatai, valamint az újabb orosz publikációk értékes lehetőséget teremtenek a reaktorfizikai számítási módszerek szélesebb körű verifikációjára és validációjára (V&V).

Míg korábban főként a Novovoronyezsi Atomerőmű VVER-1200 első blokkjának fizikai indításáról és a tervezett egyensúlyi kampányáról álltak rendelkezésre részletes adatok, a legújabb beszámolók már a második és harmadik üzemanyag-kampány tapasztalatait is tartalmazzák. Ez lehetővé teszi a modellezési eljárások mélyebb ellenőrzését és a kampányok közötti folyamatok összehasonlítását.

Az előadás áttekinti a V&V szempontjából legjelentősebb új üzemeltetési és irodalmi adatokat, valamint bemutatja azok alkalmazását saját fejlesztésű reaktorfizikai kódjainkban. A KARATE-1200 kóddal végzett stacioner számítások mellett új elemként a KIKO3DAES kóddal végrehajtott, egyszerűsített kinetikai vizsgálatokat is ismertetjük. Az eredmények részletes képet adnak a különböző számítási modellek teljesítményéről, a kiégési számítások pontosságáról és az ismert átrakási mátrixok bővítéséről.

Külön figyelmet fordítunk az egyensúlyi kampányok kialakításának új megközelítéseire – amelyeket az orosz és bangladesi beszámolók alapján elemzünk –, valamint a külön mozgatott abszorbens-klaszterek modellezési kérdéseire. Az újonnan hozzáférhető adatok összességében korábban nem látott részletességű alapot biztosítanak a hazai VVER-1200 reaktorfizikai kódok verifikációjához és validációjához.

(28) FOTONOK ÉS ELEKTRONOK KÖLCSÖNHATÁSA A KÖZÉPISKOLAI KÍSÉRLETEKBEN – A GLIMMLÁMPÁTÓL A MESTERSÉGES INTELLIGENCIÁIG

Piláth Károly
kutatótanár, ELTE Trefort Ágoston Gyakorló Gimnázium, 1088 Budapest, Trefort utca 8.

pilath.karoly@trefort.elte.hu

A fotonok és elektronok kölcsönhatása a modern fizika számos alapvető jelenségének hátterében áll. A középiskolai oktatásban ezek közül elsősorban a fényelektromos jelenséggel találkozunk, de egyszerű kísérletekkel ennél jóval szélesebb összefüggésrendszer mutatható be. Az előadás olyan, döntően saját fejlesztésű kísérleti összeállításokat ismertet, amelyek segítségével a fény és az anyag kölcsönhatásának különböző formái tanórai körülmények között is szemléletesen, több esetben kvantitatív módon vizsgálhatók.

Bevezetésként a fényelektromos jelenség klasszikus elektroszkópos bemutatását, majd ennek korszerű, elektronikus elektroszkóppal megvalósított változatát ismertetem. Az elektronikus mérés lehetővé teszi a fotoeffektus időbeli lefolyásának követését, így a megvilágítás hatására bekövetkező töltésvesztés nemcsak szemléltethető, hanem időfüggő mérési adatok formájában is vizsgálható.

Ezt követi a fényelektromos jelenség fotocellával történő kvantitatív vizsgálata, amely pontos mérések elvégzését teszi lehetővé, ugyanakkor a szükséges speciális eszközök miatt költségesebb megoldás. Ennek egyszerű és olcsó alternatívájaként kerül ismertetésre a glimmlámpával végzett kísérlet, amelyben különböző hullámhosszúságú fényforrások hatása vizsgálható.

A következő kísérletben különböző színű LED-ek áram–feszültség karakterisztikájának és nyitófeszültségének mérésével vizsgáljuk a kibocsátott fotonok energiája és a félvezető energiaszerkezete közötti kapcsolatot. A LED-ek hullámhosszának ismeretében a mérési adatokból a Planck-állandó közelítő értéke is meghatározható.

Végül megfordítjuk a LED-ek megszokott szerepét: fényforrás helyett fotodetektorként alkalmazzuk őket. A megvilágítás hatására létrejövő elektromos jelek egyszerű mikrokontrollerrel mérhetők. Több, eltérő spektrális érzékenységű LED együttes jele már egyfajta egyszerű szenzorrendszert alkot, amelynek adataiból gépi tanulási módszerekkel a megvilágító fényforrás is azonosítható.

A kísérletsor így a fényelektromos jelenség klasszikus demonstrációjától a kvantitatív méréseken és az olcsó félvezető-alapú eszközökön keresztül egészen a mikrokontrolleres adatgyűjtésig és a mesterséges intelligencián alapuló kiértékelésig vezet. Célja annak bemutatása, hogy a fotonok és elektronok kölcsönhatásának vizsgálata korszerű, látványos és a középiskolai oktatásban is megvalósítható kísérletekkel kapcsolható össze.

(29) AZ ATOMERŐMŰVEK ÉS A MEGÚJULÓ ENERGIAFORRÁSOK SZEREPE A SZÉNERŐMŰVEK PÓTLÁSÁBAN NÉMETORSZÁGBAN

Füri Péter
tudományos munkatárs, HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont, Energia- és Környezetbiztonsági Intézet, Környezetfizikai Laboratórium, 1121, Budapest, Konkoly Thege-Miklós út 29-33.

furi.peter@ek.hun-ren.hu

Az Európai Zöld Megállapodásban szereplő tervek szerint 2038-ban leáll az utolsó német szénerőmű is. Amennyiben nem csökken a villamosenergia-igény, vagy pedig nem nő jelentősen az ország importja, a kieső termelést legalább részben pótolni kell a megújuló energiaforrások, elsősorban a nap és szélerőművek által előállított villamosenergia növelésével. Emellett vagy pedig akár további nap és szélerőművek építése nélkül is megoldást jelenthet egyes meglévő atomerőművek újraindítása vagy pedig új nagy és kis moduláris reaktorok (SMR-ek) építése is.

Számításaink során az entsoe transparency platformról letöltött villamosenergia-termelési és rendszerterhelési adatokat használva 2025 januárjára és júliusára megvizsgáltuk, hogy hogyan hatna a villamosenergia importra és a karbonintenzitásra, ha a szén és olajtüzelésű erőműveket leállítanánk, de helyettük másfélszeresére, vagy pedig két és félszeresére növelnénk a nap és szélerőművek termelését. További forgatókönyvekként megvizsgáltuk azt is, ha 25, 35 vagy 45 GW atomerőművi termelést is hozzáadtunk a villamos energiamixhez.

A fosszilis erőművek leállítása mellett kizárólag az újabb nap és szélerőművek építésével számoló forgatókönyvek a másfélszeres növelés esetén (A1) jelentős villamosenergia-import növekedést okoztak volna januárban és júliusban is a valós, 2025-ös helyzethez képest. Bár az országban előállított villamosenergia karbonintenzitása földgáztüzelés nélkül így is akár egy nagyságrenddel is csökkenthető lenne, amennyiben úgy számolunk, hogy a villamosenergia import helyett földgáztüzelésű erőművekkel állítom elő a fogyasztás ellátásához kellő hiányzó mennyiséget, már jelentős, sok esetben 100 g/kWh-nál nagyobb CO_2- kibocsátást kaptunk. Az A2-es forgatókönyv, ami további ~130 GW naperőmű és ~110 GW szélerőmű létesítését feltételezi (2,5-szörös bővítés), az A1-es forgatókönyvhez képest kisebb import igényt eredményez, de amennyiben nem pótlom a hiányt földgáztüzelésű erőművekkel, még így is több hétre nőtt volna Németország villamosenergia-importja a fosszilis erőművek leállítása miatt a valós, 2025-ös adathoz képest. Amennyiben 25 GW atomerőművet is működtetünk, még új nap és szélerőmű építés nélkül is jelentősen csökkenthető az import villamosenergia mennyisége. A vizsgált hetek nagy részében még akkor is, ha az importot földgáztüzeléssel pótoljuk, kisebb az előállított villamosenergia karbonintenzitása is, mintha csak két és félszeresére növelném a nap és szélerőművek termelését. A legkisebb importigényt és a legkisebb karbonintenzitást a vizsgált négy forgatókönyv közül akkor kaptuk, ha másfélszeresére növeltük a megújulók termelését, de emellett még 25 GW atomerőművet is beindítottunk.

Eredményeink alapján kijelenthető, hogy az atomerőművek működtetése rendkívül fontos technológia egy kis üvegházgáz-kibocsátású és minél kisebb villamosenergia-importra szoruló Németország megvalósításához.

(30) A PAKSI ATOMERŐMŰ TOVÁBBI ÜZEMIDŐ-HOSSZABBÍTÁSÁNAK KIHÍVÁSAI

Czibula Mihály
kiemelt projektvezető, MVM Paksi Atomerőmű Zrt.,
7030 Paks, Hrsz. 8803/17

czibulam@npp.hu

A Paksi Atomerőmű nagyértékű közvagyon. Blokkjai 1982-87 között kezdték meg működésüket, eredetileg 30 év engedélyezett üzemidővel. Túl vagyunk a 43. éven. Az atomerőmű 2025-ben története 2. legjobb termelési évét zárta. 2026-ban pedig az egyik legrosszabbat fogja. Az USA-ban már 25 atomerőművi blokk szerezte meg a 80 évre vonatkozó üzemelési engedélyt, megkezdődött a 100 év üzemidő elérését lehetővé tevő jogszabályi háttér és műszaki követelmény rendszer kidolgozása.

Felmerül a kérdés, hogy a VVER-440 technológia esetén milyen reális célok tűzhetők ki, megbecsülhető-e az üzemeltetés vége. Egyáltalán, miért kell majd egyszer leállítani a blokkokat? Tervezett lesz, vagy tervezetlen? Meddig látható be az eseményhorizont, milyen megoldandók láthatók azon belül és láthatatlanok azon túl. Reaktor főosztósík dőlés, épületsüllyedés, a reaktor alapanyag ridegedése vagy duzzadása, kábelek öregedése, alkatrész utánpótlás, avulás, ellátási láncok összeomlása, nukleáris medencék, nehézbeton állapota, a Duna vízhiánya vagy emelkedő hőmérséklete, egyéb környezeti hatások, a kiégett fűtőelem tárolás kihívásai, a turbógenerátorok, dízelek, egyéb nagyberendezések, oktatási, mérnök-tudományos és kutatóintézeti háttér, a humán erőforrás problémák, társadalmi elfogadottság, gazdaságossági kérdések vagy öregedés? Ember vagy a gép?

Milyen kihívásoknak kell megfelelnünk a jövőben, beleértve a követelményrendszerek, a tulajdonosi, gazdaságossági kihívások, a társadalmi és politikai elvárások és a természeti környezet megváltozását.

Az előadásban sok felvetett kérdésre nem lesz válasz. De minden, a jó megoldáshoz vezető út a megfelelő kérdés felvetésével kezdődik.

(31) NUKLEÁRIS ÜZEMANYAG DIVERZIFIKÁCIÓ MAGYARORSZÁGON

Bóna Gábor
főosztályvezető, MVM Paksi Atomerőmű Zrt.,
7030 Paks, Hrsz. 8803/17

bonag@npp.hu

A nukleáris üzemanyag diverzifikáció jelentősége 2022 után nagyon megnőtt.

Az atomerőmű ellátásbiztonsága miatt az erőmű mindent megtett annak érdekében, hogy az üzemanyag gyártásban és a dúsított urán beszerzésben meglevő egyoldalú függést a lehető leggyorsabban és legbiztonságosabban csökkenteni lehessen. A folyamat az elmúlt egy évben jelentősen felgyorsult.

Az előadás összefoglalja az elmúlt évek erőfeszítéseit és bemutatja a következő években ránk váró feladatokat.

(32) WESTINGHOUSE ÜZEMANYAG BEVEZETÉSE AZ MVM PA ZRT. BLOKKJAIN

Kató Zoltán
osztályvezető, MVM Paksi Atomerőmű Zrt.,
7030 Paks, Hrsz. 8803/17

katoz@npp.hu

A paksi atomerőművi blokkok folyamatos, teljes kapacitáson történő üzemeltetésének hosszú távú biztosítása, valamint az Euratom Ellátási Ügynökség (ESA) nukleáris üzemanyag ellátás biztonságra vonatkozó ajánlása szükségessé tették, hogy a jelenlegi szállító (AO TVEL) mellett biztosítva legyen alternatív üzemanyaggyártási és beszerzési lehetőség.

2025. november 7-én aláírásra került az MVM Paksi Atomerőmű Zrt. és Westinghouse Electric Sweden AB által nukleáris üzemanyag gyártására és engedélyeztetésére vonatkozó szerződés. Ennek értelmében az erőműnek el kell végezni a NOVA-E6 és NOVCD típusú nukleáris üzemanyag magyarországi engedélyeztetését a hazai intézetek bevonásával. Az első fázisban a tesztkazetták (LTA) engedélyezése történik, amelyhez a szükséges megalapozó elemzéseket el kell végezni 2027.10.01-ig, míg a második fázisban az Westinghouse által gyártott üzemanyag kazetták általános engedélykérelméhez szükséges megalapozó elemzések elkészítése történik 2028.12.15-i határidővel.

Az új kazetták átlagdúsítása szinte azonos a jelenleg használt SLIM üzemanyagok átlagdúsításával (4,7% és 4,18%), szerkezeti felépítésük az eltérő számú és magasságú távtartó rácsoktól eltekintve azonos, viszont az elnyelő-következő kazetta átmeneti régió miatt jelentkező teljesítménycsúcsok elnyomására az eddigiektől eltérő megoldást alkalmaz a gyártó. A 4,18%-os átlagdúsítású kazettában a gadolínium kiégő mérget tartalmazó pálcák száma és elhelyezkedése megváltozott, valamint a felhasznált szerkezeti anyagok szintén különböznek az eddig alkalmazottól.

Az előadás célja bemutatni az új fűtőelem típusok jellemzőit, a tervezett egyensúlyi és az ehhez vezető átmeneti kampányok számított reaktorfizikai paramétereit, valamint a NOVA-E6 és NOVCD típusú fűtőelemek bevezetésének tervét.

(33) HOSSZÚ TÁVÚ CSÖKKENTETT TELJESÍTMÉNYŰ ÜZEMELTETÉS HATÁSA AZ ÜZEMANYAGRA

Mészáros Péter
medior reaktorfizikus, MVM Paksi Atomerőmű Zrt.,
7030 Paks, Hrsz. 8803/17
Kustár Gergely
medior reaktorfizikus, MVM Paksi Atomerőmű Zrt.,
7030 Paks, Hrsz. 8803/17

meszarosp1@npp.hu

A hosszútávú csökkentett teljesítményű üzem (ERPO) során a fűtőelempálcák burkolatában ébredő feszültség az alacsonyabb teljesítményszinthez tartozó egyensúlyi érték felé közelít. A névleges teljesítményre történő visszaterhelés ezért átmenetileg a korábbi, 100%-os üzemhez képest nagyobb burkolati feszültséget eredményezhet. A munka célja annak best estimate szemléletű vizsgálata volt, hogy a csökkentett teljesítményű üzem hossza, szintje és a felterhelés sebessége milyen mértékben befolyásolja ezt a jelenséget, illetve jelenthet-e üzemanyag-sérülési kockázatot.

Az elemzések alapját két, 2026-ban bekövetkezett üzemi esemény adta: a 3. blokk 39. kampányában egy generátormeghibásodás miatt több mint 60 napig tartó 50%-os teljesítményű üzem, valamint a 2. blokk 39. kampányában az alacsony dunai vízállás következtében kialakult, mintegy 12 napos félteljesítményes üzem. A számításokhoz a TransUranus és részben a Furom fűtőelem-viselkedési kódokat használtuk. A korábban fejlesztett inputszerkesztő programunkat új funkciókkal egészítettük ki, amelyekkel különböző ERPO-időtartamokhoz, teljesítményszintekhez, és felterhelési sebességekhez tartozó fiktív teljesítménytörténeteket tudtunk automatizáltan hozzáadni az inputjainkhoz. A 3. blokki elemzés során egy teljes szektort vizsgáltunk, míg a 2. blokk esetében a maximális igénybevételű pálcapozíció azonosítása után célzottan elemeztük az ERPO időtartamának, a teljesítményszintjének és a felterhelési sebességnek a hatását.

Az eredmények szerint a felterhelés utáni feszültségcsúcsot elsősorban az ERPO időtartama határozza meg. Rövid csökkentett teljesítményű üzem esetén a burkolat relaxációja korlátozott, hosszabb időtartamnál azonban a visszaterhelést követő csúcsfeszültség számottevően növekszik. Ezzel szemben a felterhelési sebesség hatása elhanyagolhatónak bizonyult. A 3. blokki számításokban a Furom és a TransUranus által adott maximális feszültségek jó egyezést mutattak, bár a feszültség időbeli lefutása eltért, amelynek okát további vizsgálatok tisztázhatják. A 75%-os részterhelési esetekben a feszültségcsúcsok összességében mérsékeltebbek voltak az 50%-os esetnél.

A vizsgált esetekben még a legkedvezőtlenebb számított burkolati feszültség sem haladta meg a vonatkozó szilárdsági kritériumokat. Az eredmények alapján az ERPO önmagában nem jelent számottevő termomechanikai sérülési kockázatot az üzemanyagra, és a felterhelési sebesség külön korlátozása a vizsgált tartományban nem indokolt. A hosszútávú részterhelés hatásának pontosítására ugyanakkor indokolt további üzemállapotok, különösen az eltérő előzetes kondícionáltság és hosszabb ERPO-időtartamok elemzése, valamint a két fűtőelem-viselkedési kód eltérő tranziens lefutásának részletes vizsgálata.

(34) TERMELÉSKIESÉSI KOCKÁZAT MONITOROZÁSA A PAKSI ATOMERŐMŰBEN

Fekete Domonkos
tudományos segédmunkatárs, NUBIKI Kft., 1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.
Karsa Zoltán
tudományos főmunkatárs, NUBIKI Kft., 1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.

fekete@nubiki.hu

Egy atomerőmű alapvető feladata a villamosenergia-termelés, amelyet a nukleáris biztonság szigorú követelményeinek betartása mellett kell teljesíteni. Az üzem során azonban olyan berendezés- és rendszermeghibásodások is bekövetkezhetnek, amelyek a nukleáris biztonságot nem veszélyeztetik, ugyanakkor leterheléshez vagy akár a blokk teljes kieséséhez, ezáltal jelentős gazdasági veszteséghez vezethetnek. A Paksi Atomerőműben ezért felmerült az igény annak számszerűsítésére, hogy a különböző lehetséges meghibásodások milyen valószínűséggel és milyen mértékű termeléskiesést okozhatnak.

A nukleáris biztonsági elemzések részeként széles körben alkalmazott valószínűségi biztonsági elemzés (Probabilistic Safety Assessment, PSA) módszerei a termelésbiztonság vizsgálatára is felhasználhatók. Az ezen az elven alapuló termeléskiesési kockázatelemzés (Generation Risk Assessment, GRA) a lehetséges rendszer- és berendezésmeghibásodások termelésre gyakorolt hatását vizsgálja valószínűségi alapon. Míg a PSA középpontjában a nukleáris biztonságot veszélyeztető események és a biztonsági rendszerek állnak, addig a GRA elsősorban azokat a jellemzően normálüzemi rendszer- és berendezésmeghibásodásokat vizsgálja, amelyek leterheléshez vagy blokk-kieséshez vezethetnek.

A GRA-modell nemcsak a termelésbiztonság szempontjából fontos gyenge pontok feltárására alkalmas, hanem alapot teremthet egy konfigurációfüggő leállásmonitor kialakításához is. A leállásmonitor a kockázatmonitorokhoz hasonló elven működik, de nem a nukleáris biztonsági kockázat változását követi, hanem azt számszerűsíti, hogy egy aktuális blokk-konfigurációban mekkora a különböző mértékű leterhelések, illetve a teljes blokk-kiesés várható gyakorisága. Segítségével az is meghatározható, hogy az adott konfigurációban mely további meghibásodások járulnak hozzá legnagyobb mértékben a termeléskiesés kockázatához. A leállásmonitor alkalmazása így lehetőséget ad arra, hogy a termeléskiesési kockázatot ne csak egy általános erőművi állapotra, hanem, az aktuális blokk-konfiguráció figyelembevételével, közel valós időben is értékeljük. Ez támogathatja az üzemeltetési és karbantartási döntéseket, valamint hozzájárulhat a jelentős termeléskieséssel járó helyzetek megelőzéséhez.

Előadásunkban röviden bemutatjuk a GRA alapvető megközelítését és az eddig elvégzett elemzések néhány fontosabb eredményét. Ezt követően ismertetjük, hogy hogyan alakítottuk ki a GRA-modell alapján a Paksi Atomerőmű leállásmonitor-modelljét, majd egy hipotetikus eseménytörténeten keresztül szemléltetjük annak működését és az eredmények értelmezését. Végül bemutatjuk a leállásmonitor jövőbeli lehetséges alkalmazási területeit az atomerőműben.

(35) ÚJ MÉRÉSEK TERVEZÉSE A BME OKTATÓREAKTORÁBAN

Dr. Czifrus Szabolcs
egyetemi tanár, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem, Nukleáris Technikai Intézet,
1111 Budapest, Műegyetem rkp. 9.

czifrus@reak.bme.hu

A BME Oktatóreaktora – amely egy 100 kW névleges teljesítményű, nyitott felszínű, medence típusú, elsődlegesen oktatási és kutatási célú kisreaktor - idén volt 55 éves. Ezzel egyidőben került sor a létesítmény modern kori történelmének negyedik Időszakos Biztonsági Felülvizsgálatára. Az IBF során a következő 10 éves periódusra vonatkozó engedélyt továbbra is a reaktorba 1971-ben, az indulás során, és 1980-ban, egy zónamódosítás alkalmával behelyezett EK-10 típusú üzemanyagkazetták alkalmazásával kértük meg.

Eközben a reaktort üzemeltető Nukleáris Technikai Intézet több, jelentős nemzetközi pályázatban is sikereket ért el. Ezek között található az EVEREST projekt, amelynek egyik kísérleti bázisa az Oktatóreaktor. Részben ennek, részben pedig a kiváló hallgatóink lelkesedésének köszönhető, hogy több új mérést is meg kellett terveznünk. A projekthez kapcsolódva megterveztünk egy olyan fűtőelemkazettát, amely jelentős számú mérőeszközzel van felszerelve. Ennek engedélyeztetését az év végén indítjuk el. Ugyanakkor az is nagyon fontos, hogy a mérések célja nagy precizitású szimulációk eredményeivel való összevetés. Emiatt minden eddiginél nagyobb szükség volt arra, hogy egy olyan karakterizációs programot indítsunk el, melynek célja egyrészt az EK-10 fűtőelem ismeretlen paramétereinek feltérképezése, másrészt pedig a reaktor aktív zónájának és környezetének rendkívül precíz bemérése. Az előbbi során a fűtőelempálcák bizonyos fizikai jellemzőinek (tömeg, hossz, átmérő, aktív hossz, burkolatvastagság stb.) statisztikus vizsgálatát végeztük el 16 üzemanyagpálcán. A zónabemérés során először aktivációs módszerrel – mintegy 100 aktivációs neutronmonitor használatával, hallgatói projektek keretében – egy nagyon precíz, saját tervezésű monitorfólia-tartó alkalmazásával végeztük el a zónában kialakuló neutronfluxus térbeli és spektrális eloszlásának meghatározását. A jövő évtől kezdve miniatűr hasadási kamrával és számos termoelemmel is tervezünk méréseket a reaktorban.

(36) ÁRAMLÁSI SEBESSÉG MEGHATÁROZÁSA HÁROM MÓDSZERREL AZ EVEREST PROJEKTBEN

Orosz Gergely
Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem,
1111 Budapest, Műegyetem rkp. 3.

orosz@reak.bme.hu

Az EVEREST projekt keretében fejlesztett műszerezett kísérleti kazetta egyik fő célja az Oktatóreaktor zónájában kialakuló hűtőközeg-áramlás kísérleti vizsgálata, valamint a kapcsolódó termohidraulikai modellek validációja. A munka során az áramlási sebesség meghatározását három, eltérő elven működő módszerrel vizsgáljuk és hasonlítjuk össze.

A TOWER természetes cirkulációs mérőberendezésen részecskekép-sebességméréssel (PIV) közvetlenül határozható meg a kazetta feletti sebességmező. A reaktorba tervezett műszerezett kazettában axiálisan eltolt termoelemek hőmérséklet-idősorai használhatók fel az áramlási sebesség meghatározására. A természetes hőmérséklet-fluktuációk két mérési hely közötti késleltetésének keresztkorrelációs meghatározásával tranzitidő-alapú sebességbecslés végezhető. Harmadik, független megközelítésként háromdimenziós CFD-számítások szolgálnak az áramlási tér és a lokális sebességviszonyok meghatározására.

A három módszer összevetése lehetőséget ad alkalmazhatóságuk, bizonytalanságaik és kölcsönös konzisztenciájuk értékelésére, valamint megalapozza a műszerezett kazettával tervezett későbbi reaktormérések termohidraulikai kiértékelését.

(37) INTEGRÁLIS TÖMÖRSÉGVIZSGÁLATI SZOFTVER FEJLESZTÉSE

Molnár Rebeka
tudományos segédmunkatárs, NUBIKI Kft., 1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.

molnar@nubiki.hu

A hermetikus tér integrális tömörségvizsgálata az a folyamat, amely során az atomerőművi blokk hermetikus terét a légkörinél magasabb nyomás alá helyezik, majd mérik a nyomás csökkenését, és ebből meghatározzák a térben lévő közeg mennyiségének változását. A közegváltozást a térben lévő levegő nyomásának, hőmérsékletének és relatív páratartalmának változásából határozzák meg.

A mérési adatokból meghatározott szivárgásból átszámolják a szivárgás értékét a tervezési nyomásra (1,5 bar túlnyomás), majd vizsgálják és értékelik a szivárgás mértékére vonatkozó a hatósági kritérium teljesítését (14,7 ttf%/nap).

A Paksi Atomerőműben 1982-től kezdve végzik az integrális tömörségvizsgálatokat. Azóta a tömörségvizsgáló mérőrendszer és a hozzá tartozó szoftver is jelentős változásokon ment keresztül, azonban a mérőeszközök elhelyezkedése és a mért jelek jellege változatlan, azaz a Paksi Atomerőmű négy blokkjának mindegyikénél a hermetikus térben lévő 61 hőmérséklet-, 10 relatívpáratartalom- és 2 nyomásmérő jelei alapján történik a blokkok szivárgásának meghatározása.

A jelenleg használatban lévő számítógépes program rögzíti a mérés adatait, informál a folyamatban lévő mérés során felmerülő hibákról és segítséget nyújt az utólagos értékeléshez, azonban az átszámításokat és az adatok kiértékelését nem képes elvégezni.

A NUBIKI-ben létrehozott új és a korábbi számítógépes mérőrendszer szoftvere közötti legfontosabb különbség az, hogy az új szoftver:

- a „kétpont-módszer” mellett a „differenciálmódszerrel” is elvégzi a méréskiértékelést.
- a mért szivárgásérték átszámítását a K1K2 módszer mellett etalon és egyetemes szivárgási görbék segítségével is képes elvégezni.
- Az új szoftver alkalmas a régi módszerek alkalmazására, az új differenciálmódszer lehetőséget ad rövidebb mérési időre, az egyetemes és etalon szivárgási görbék pedig lehetővé teszik a tervezési nyomásértékre történő átszámítást nemcsak 120 kPa és 170 kPa, hanem tetszőleges nyomáson elvégzett mérés esetén is. Az egyetemes és etalon szivárgási görbék segítségével nemcsak a szivárgás, hanem a szivárgás hibája is meghatározható a tervezési nyomáson.
- A szoftver alkalmazást támogató elemekkel egészült ki, támogatja a felhasználót a mérés során, például megadja az adott fázis elvégzéséhez még várhatóan szükséges időt, vagy a mért értékekből kiszámolja a feltöltési tömegáramot és annak változását.
- Az új szoftver képes a korábbi, vagy az aktuális mérések feldolgozására, ismételt kiértékelésére. A mérés során esetlegesen bekövetkező hibák miatt nem szükséges a mérést újraindítani, így jelentős időmegtakarítás érhető el vele. Korábbi mérések pedig differenciálmódszerrel és etalon vagy egyetemes görbével is számíthatóak. Ezáltal a szoftver alkalmas a mérési módszerek összehasonlítására, értékelésére is.

(38) CODEX-ATF-AIT: GŐZTŐL A LEVEGŐIG – AZ ATF BURKOLAT INTEGRÁLIS KÍSÉRLETI VIZSGÁLATA

Farkas Róbert
tudományos munkatárs, HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont,
Vér Nóra, Bürger Berta, Perez-Feró Erzsébet, Novotny Tamás, Pintérné Csordás Anna, Illés Levente, Molnár Domonkos, Varga Friderika Dóra, Hózer Zoltán
HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont, 1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.

farkas.robert@ek.hun-ren.hu

A CODEX-ATF-AIT integrális kísérlet fő célkitűzése krómbevonatú balesetálló fűtőelem burkolat viselkedésének vizsgálata volt levegőbetöréses reaktorbaleset körülményei között. A CODEX berendezésében ehhez hét fűtőelem szimulátorból álló elektromosan fűtött köteget állítottunk össze, amely krómbevonatos optimalizált ZIRLOTM csöveket tartalmazott.

A CODEX berendezésen korábban már három levegős integrális tesztet hajtottunk végre, ezek közül referenciamérésnek a CODEX-AIT-3 kísérletet választottuk, amely hagyományos cirkónium ötvözetből (E110G) álló köteget tartalmazott. Jelen kísérletben valamennyi burkolatcső (és szerkezeti elem) krómbevonatos cirkónium ötvözet volt, amelyeknél az alábbi jelenségek vizsgálatára fókuszáltunk: felfúvódás és felhasadás, oxidáció, nitridizáció, Cr-Zr eutektikum képződés.

A kísérletet előkészítési fázisban a berendezést 600 °C-ra fűtöttük fel vízgőz–argon atmoszférában, a fűtőelem szimulátor rudak belső fűtése és a külső fűtés segítségével. A fűtőelem szimulátor rudakat egy kivételével belső nyomás alá helyeztük.

Az előoxidációs szakaszban változatlan vízgőz-argon áramlási sebességek mellett a fűtőelem szimulátor rudak fűtőteljesítményét lépésenként növeltük. A felfűtési szakaszban, 750–800 °C között 30 és 40 bar közötti nyomásértékeknél négy fűtőelem burkolat felhasadt. Az így keletkezett repedések lehetővé tették a hűtőközeg bejutását ezekbe a rudakba, ami kémiai reakciókat indított el a burkolat belső, nem krómozott oldalán is. A közbenső lehűtési szakaszban a hőmérséklet 750 °C alá csökkent. A levegőbetöréses szakaszban a hőmérséklet emelkedése sokkal egyenletesebb és kisebb mértékű volt, mint a referencia kísérletben (CODEX-AIT-3). A lassabb hőmérséklet emelkedés oka a krómbevonat védő hatása volt. A referencia kísérletben a levegőbetöréses szakasz 1 órán át tartott, és az elért maximális burkolathőmérséklet ≈1600 °C volt. A CODEX-ATF-AIT kísérlet esetében ez 1,5 órán át tartott, és a maximális burkolat- és kazettafal hőmérséklet 1500 °C körüli volt.

A hőmérséklet-eloszlás a kötegen a levegőbetöréses szakaszban jelentősen megváltozott, hasonlóan a referencia kísérlethez: a legmagasabb hőmérséklet a köteg felső részéből az alsóbb régiókba helyeződött át a kevésbé oxidált és/vagy megolvadt alsóbb részekben lezajló intenzív kémiai reakciók miatt.

A kilépő gáz összetételének mérése azt mutatta, hogy a levegőbetöréses szakaszban a kötegen vízgőz- és oxigénhiányos körülmények alakultak ki, és jelentős nitridképződés történt. Az előoxidációs szakaszban összesen 1,4 g, míg a meghosszabbított levegőbetörés szakaszban 3,3 g hidrogén szabadult föl.

A köteg lassú lehűtését argon áramoltatásával végeztük el, hogy elkerüljük a vizes elárasztás során esetleg fellépő kémiai reakciókat és a köteget a vizes elárasztást megelőző állapotában vizsgálhassuk.

(39) EGYSZERŰ RADONDETEKTOROK ÖSSZETETT MÉRŐRENDSZEREKBEN

Fenyvesi Edit
tudományos főmunkatárs, HUN-REN Wigner Fizikai Kutatóközpont,
1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.
Pereszlényi Ferenc
Sugárzás Stúdió
Groma Veronika, Günter Dalma, Nagy Hedvig Éva, Szabó Katalin Zsuzsanna, Homoki Zsolt, Kocsonya András
HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont, 1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.

fenyvesi.edit@wigner.hun-ren.hu

A beltéri radon és leányelemeinek belégzéséből származó dózis az elmúlt évek során több oknál fogva is növekedett és emiatt a természetes sugárterhelésnek egyre nagyobb részét teszi ki. A radon növekvő jelentősége miatt világszerte kiterjedt programok indultak a radonszintek felmérésére, amelyhez növekvő számú mérőeszköz szükséges. Az elmúlt években számos olcsó radonmérő eszköz jelent meg a műszergyártók termékpalettáján. Ezek a detektorok gazdaságosan alkalmazhatók kiterjedt mérési-feladatok során, különösen akkor, ha az alkalmazható műszerek számát a rendelkezésre álló költségvetés korlátozza. Ugyanakkor tulajdonságaik, korlátaik megismeréséhez előzetes tesztelés szükséges. Az előadásban bemutatjuk az elérhető detektortípusokat, jellemző működési elvüket és különösen az általunk kipróbált műszereket, a kidolgozott tesztelési eljárásokat és a velük szerzett tapasztalatokat.

Az olcsó radondetektorok többsége Bluetooth-on keresztül kommunikál és egy mobiltelefonos applikáció szükséges a kiolvasásához, kezeléséhez. Ez egy-két detektorral történő mérés esetén megfelelő, azonban több detektort alkalmazó kiterjedt mérőrendszerek esetén körülményes. A radondetektorok komplex adatgyűjtő rendszerekbe való beillesztésére az egyik megoldás a HomeLink alkalmazása, amennyiben az adott detektor kompatibilis vele. Más esetben az adott detektorhoz készült egyedi megoldást dolgoztunk ki a Bluetooth-on keresztül történő közvetlen számítógépes kapcsolatra.

A teszteken szerzett tapasztalatok és a kidolgozott adatkapcsolat alapján kidolgoztuk a KFKI-telephelyen levő Jánossy-akna folyamatos üzemű radon-monitorozó rendszerét. Mindegyik szinten, illetve mindegyik vízszintes táróban el lett helyezve detektor. Mivel a mesterséges szellőztetés leállítása esetén az aknában a vonatkoztatási szintet meghaladó radon-aktivitáskoncentráció tud kialakulni, a detektorok egyrészt a gyakorlati sugárvédelmet szolgálják, illetve meteorológiai mérésekkel kiegészítve a radonszint előrejelzését célzó kutatási projekt számára is szolgáltatnak adatokat.

A detektorok tesztelése során, illetve a felmerült igények alapján felmerült egy detektortesztelő és kalibráló laboratórium létrehozásának gondolata, ahol a detektorokat a gyakorlati használatuk során jellemző, illetve a vizsgálandó szempontokhoz illesztett körülmények között lehet vizsgálni.

(40) KIÉGETT FŰTŐELEMEK ÁTMENETI TÁROLÁSÁNAK MODELLEZÉSE ÉS ELEMZÉSE

Mohácsi Barnabás
egyetemi hallgató, HUN-REN Energiatudomány Kutatóközpont,
1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.
Ványi András Szabolcs
fizikus, HUN-REN Energiatudomány Kutatóközpont,
1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.

mohacsi.barnabas@ek.hun-ren.hu

A kiégett atomerőművi fűtőelemek végleges elhelyezésére szolgáló mélygeológiai tárolók megépítésének, illetve átadásának késése világszerte szükségszerűen meghosszabbítja az átmeneti nedves és száraz tárolás időtartamát. Míg ezeket a tárolási fázisokat eredetileg néhány évtizedre tervezték, a gyakorlatban a fűtőelemkazetták várhatóan ennél lényegesen hosszabb ideig maradhatnak átmeneti tárolókban. Ennek következtében az utóbbi években nemzetközi szinten kiemelt jelentőségűvé vált a hosszabb távú átmeneti tárolás biztonságának megalapozása, amelyben meghatározó szerepet játszanak a korszerű fűtőelem-viselkedési modellek, illetve az ezek alkalmazásával elvégzett numerikus szimulációk.

A HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpontban már több, mint két évtizede rendelkezésre áll egy olyan reaktorfizikai, termohidraulikai és fűtőelem-viselkedési komponensekből álló programrendszer, amely alkalmas kiégett fűtőelemek tárolási körülmények közötti modellezésére. A Kutatóközpontban szoros figyelemmel kísértük az elmúlt évek nemzetközi kutatásait és fejlesztéseit, amelyek eredményeinek nyomán felülvizsgáltuk és jelentősen továbbfejlesztettük a kiégett fűtőelemek viselkedését leíró számítási rendszerünket. Az előadásunkban bemutatjuk a jelenleg alkalmazott modellezési környezet főbb elemeit, valamint azokat a fűtőelem-viselkedési modelleket és korrelációkat, amelyek a hosszú távú száraz tárolás szempontjából meghatározó jelenségek pontosabb leírását teszik lehetővé. A fejlesztések célja, hogy a nemzetközi sztenderdekhez igazodva, a számításaink megbízhatóbban támogassák a tárolással összefüggő biztonsági elemzéseket, illetve a kapcsolódó műszaki döntéshozatalt.

A modellek működését egy nemzetközi fűtőelem-viselkedési benchmark szimulációján keresztül demonstráljuk. A feladat egy hagyományos Zircaloy-4 burkolatú, PWR típusú pálcára vonatkozik. A munka során adott pálcaparaméterek, teljesítménytörténet és termohidraulikai peremfeltétel mellett kellett szimulálni 5 egyéves reaktorkampányt, 5 év hosszú nedves tárolási, egy vákuumszárítási, illetve 95 év hosszú konténeres száraz tárolási fázist. A benchmark lehetőséget biztosított számunkra az eredményeink nemzetközi összehasonlítására, illetve a fejlesztéseink értékelésére.

Az előadás végén ismertetjük a kutatás további, jövőre vonatkozó irányait is: a TRANSURANUS kód HUN-REN EK-ban alkalmazott változatának kiegészítését az Optimalizált ZIRLO burkolatra vonatkozó modellekkel, az azonosított, fontosabb fűtőelem-viselkedési modellek implementálását a FUROM saját fejlesztésű kódunkba, valamint a modellezett jelenségek körének bővítését olyan másodlagos fontosságúnak ítélt folyamatokkal, mint például a hidrogén axiális diffúziója vagy a hosszú távú tárolásra kiterjesztett fáradási számítások.

(41) DIGITÁLIS IKER FELÉPÍTÉSI LEHETŐSÉGÉNEK VIZSGÁLATA RADIOAKTÍV HULLADÉKTÁROLÓK ESETÉBEN

Baksay Attila
ügyvezető, TS Enercon Kft., 2141 Csömör, Mező u. 39.
Bőthi Zoltán, Olasz Tamás
projektmérnökök, WSP Magyarország Zrt., 1021 Budapest, Hűvösvölgyi út 54-II. épület
Konrad Lotter
mérnök, AGES Spargelfeldstraße 191, 1220 Wien, Austria

baksay@tsenercon.hu

A TS Enercon Kft., a WSP Hungary Consulting Zrt. és az osztrák Österreichische Agentur für Gesundheit und Ernährungssicherheit GmbH (AGES) az EURAD2 programban való közös részvétel lehetőségével élve konzorciumot hozott létre a HERMES munkacsoport keretében. Az együttműködés célja annak a vizsgálata, hogy miként lehetséges jelenleg elérhető modellezési eszközök segítségével olyan digitális iker létrehozása a radioaktívhulladék-elhelyező létesítmények esetében, amelynek az alkalmazásával mód nyílik arra, hogy rugalmas, döntési helyzetekben segítséget nyújtó, valamint a közvélemény számára is jó kommunikációs platformot biztosító eszköz – digitális iker – létrehozása.

A tervezett modell-rendszer a teljes radioaktívhulladék-elhelyezési rendszert lefedi: a hulladékformától és a műszaki gátrendszer folyamataitól a radionuklidok geoszférában történő terjedésén át a bioszféráig. A cél így a hulladékelhelyező rendszer teljesítményének a vizsgálata a feltételezett lakosság sugárterhelésének értékelésével.

A modellezett rendszer kialakítása során általános elhelyező rendszer kialakítás figyelembevételére kerül sor, de a korábbi modellezési tapasztalatok felhasználásával, így például a geoszféra esetében a modell kialakítása a bátaapáti telephely gránitos földtani adottságaira épül. Többféle hulladéktípus vizsgálatára is sor kerül a modellezés során, mely a kis és közepes aktivitású hulladékok esetében tízezer éves, a nagy aktivitású hulladékok és a kiégett fűtőelemek esetében egymillió éves időtávot ölel fel.

A digitális iker célja a tároló kialakításának és helyigényének optimalizálása, valamint a bizonytalanságok és a rendszer érzékenységének elemzése sztochasztikus szimulációk segítségével.

(42) AI, DIGITALIZÁCIÓ ÉS ROBOTIKA: RENDSZERSZINTŰ HATÁS A NUKLEÁRIS LESZERELÉSRE ÉS HULLADÉKKEZELÉSRE

Szőke Réka
nemzetközi portfólió menedzser, tudományos főmunkatárs, HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont,
1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.

reka.szoke@ek.hun-ren.hu

A mesterséges intelligencia (AI), a digitalizáció és a robotika gyors fejlődése alapvetően alakítja át a nukleáris létesítmények építését és leszerelését, valamint a radioaktív hulladékok kezelését. Jelentőségük azonban túlmutat egy-egy folyamat automatizálásán vagy új digitális eszközök bevezetésén. Lehetőséget teremtenek arra, hogy az adatokat, a műveleteket, a modellezést, a döntéshozatalt és a tudásmenedzsmentet a nukleáris életciklus egészében összekapcsoljuk.

Az előadás többek között az EURATOM SHARE, HARPERS és EURAD-2 eredményeire építve mutatja be e változás rendszerszintű dimenzióit. A SHARE rámutatott arra, hogy az innováció iránti igényt nem lehet kizárólag technológiai kérdésként kezelni: a biztonság, a költséghatékonyság, a környezeti hatások, a kompetenciák, a szabályozás és a szabványosítás szorosan összefüggenek. Erre építve a HARPERS WP5 az automatizálás és robotika, a digitalizáció, valamint tágabban az innovatív technológiák kvalifikációjának, szabványosításának és gyakorlati bevezethetőségének kérdéseit vizsgálta. A technológiai érettség azonban önmagában nem elegendő. A széles körű alkalmazáshoz harmonizált követelményekre, megbízható kvalifikációra és validációra, interoperabilitásra, valamint a hatóságok, felhasználók és technológiafejlesztők korai együttműködésére is szükség van. Az EURAD-2 DITOCO2030 ezt a gondolkodást a radioaktívhulladék-kezelés teljes életciklusára terjeszti ki. A digitális iker (Digital Twins) ebben a megközelítésben nem elszigetelt technológia, hanem egy olyan digitális környezet része, amely adatokat, modelleket, AI-megoldásokat, vizualizációt és döntéstámogatást kapcsol össze.

Az előadás központi üzenete, hogy az AI, a robotika és a digitalizáció nem egymástól független technológiai irányok. Egy rendszerszintű változás részei, ezért a következő lépés sem egyszerűen „több technológia” bevezetése. A kérdés sokkal inkább az, hogyan tudjuk ezeket biztonságosan, és az ember szerepét megőrizve beépíteni a nukleáris folyamatokba, miközben a szabályozási követelményeknek, a társadalom elvárásainak is megfelelünk.

A technológia végső soron csak eszköz: alkalmazásának a társadalom javát, a környezet védelmét, valamint a jelen és a jövő nemzedékek hosszú távú biztonságát kell szolgálnia.

(43) PRIMER HŰTŐKÖZEGCSERE BEVEZETÉSE ATOREAKTOROK FŰTŐELEMEI IDŐFÜGGŐ SZIVÁRGÁSI MODELLJÉBEN

Szarvas Csongor Kristóf
tudományos segédmunkatárs, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem, Nukleáris Technikai Intézet,
1111 Budapest, Műegyetem rakpart 9.
Szalóki Imre
tudományos tanácsadó, HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont, Sugárbiztonsági Laboratórium,
1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.
Kerner Zsolt Gábor
tudományos főmunkatárs, HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont,
Felületkémiai és Katalízis Laboratórium,
1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.

szarvas@reak.bme.hu

A nukleáris reaktorok fűtőelemei esetleges meghibásodásából fakadó fizikai és kémiai folyamatok hatással lehetnek a folyamatos áramtermelésre, illetve a közvetlen üzemeltetési és gazdasági következmények is jelentősek lehetnek. Az üzemeltetés fontos feladata a fűtőelemek szivárgásmentes állapotának folyamatos ellenőrzése a primer hűtőfolyadék izotópszelektív radioaktivitásának mérésével. Egy hibás fűtőelem szivárgásának mértékét és a fűtőelemet tartalmazó kazetta üzemi korát a szivárgási folyamatokat leíró modellekkel végezett számításokkal lehet megbecsülni. Ez utóbbit a kampány teljes időtartama alatt a primer hűtőfolyadékon végzett gamma-spektrometriai aktivitásmérések adatsoraival összehasonlítva lehet validálni. A TDL (Time Dependent Leakage) modellel matematikailag valósághűen lehet leírni a fűtőelemszivárgási folyamatokat egy teljes reaktorciklus időtartamára, amely numerikus számításokhoz figyelembe kell venni a reaktor üzemi-technológiai időfüggő paramétereit is.

A szivárgó fűtőelem üzemi korának becslési módszerét a szivárgási alapmodell további fejlesztéseként a hosszú felezési idejű cézium hasadási termékek (^{134}Cs és ^{137}Cs) számított aktivitásának pontosabb meghatározására alapozva dolgoztuk ki. A TDL-modell első verziójával végzett számítások növekvő aktivitáskoncentrációt eredményeztek erre a két izotópra, míg a primerköri gamma-spektrometriai mérések általában a reaktorkampány egészében csökkenő céziumaktivitást mutatnak. A probléma matematikai megoldásaként az izotópaktivitásokat leíró differenciálegyenlet-rendszerekbe bevezettünk egy olyan új nyelő tagot, amely leír a TDL-modell kezdeti verziójában még elhanyagolt fizikai folyamatot és hatása jelentősen befolyásolhatja a primer céziumaktivitásokat.

A VVER-440 típusú atomreaktorok működése közben folyamatosan szabályozzák a primer hűtőfolyadék bórsav-koncentrációját a fűtőelem kiégése miatt bekövetkező fokozatos reaktivitáscsökkenés kompenzálására. A bórkoncentráció csökkentése a hűtőfolyadék nagy tisztaságú vízzel történő időszakos hígításával történik. A hűtőközegcsere a primer folyadékban lévő valamennyi hasadási termék nuklid kivonásával jár, ami leginkább a hosszú felezési idejű izotópok primerköri aktivitására van hatással. A hűtőközegcserélési ráta becslésére három matematikai modellt dolgoztunk ki, amelyeket az eredeti modell MATLAB alapú kódjában implementáltunk. A modellek teljesítőképességének vizsgálata és teljeskörű tesztelése korábbi paksi atomerőművi kampányok technológiai és nukleáris adatainak felhasználásával történt, a legszéleskörűbben használható és a legpontosabb becslést adó modell megállapításához.

(44) A PAKSI ATOMERŐMŰ VALÓSZÍNŰSÉGI BIZTONSÁGI ELEMZÉSÉHEZ SZÜKSÉGES BEMENŐ ADATOK FRISSÍTÉSE

Tarjányi Dániel
tudományos munkatárs, NUBIKI Kft., 1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.

tarjanyi@nubiki.hu

A valószínűségi biztonsági elemzés (PSA) elkészítéséhez számos bemenő adatra van szükség. Ezek jelentős része különböző hibaesemények valószínűségi jellemzésére szolgál, ugyanakkor a PSA egyéb adatokat is felhasznál, így például a különböző blokküzemállapotok időtartamára vagy a berendezések tervezett üzemképtelenségére vonatkozó információkat. A Paksi Atomerőmű ezen adatokra épülő PSA-jával hitelesen értékelhető a nukleáris kockázat, és az elemzés támogatja a kockázatszempontú döntéshozatalt. A modell és a számítási eredmények valósághűségének és megfelelő minőségének hosszú távú fenntartása ugyanakkor szükségessé teszi a bemenő adatok rendszeres, lehetőség szerint ötévenkénti, de legalább tízévenkénti felülvizsgálatát és aktualizálását, figyelembe véve az időközben felhalmozódott erőművi üzemeltetési tapasztalatokat és a korszerű nemzetközi adatforrásokat. A Paksi Atomerőmű PSA-ja bemenő megbízhatósági adatainak legutóbbi átfogó frissítésére 2017–2018-ban került sor, ezért időszerűvé vált a következő adatfrissítés.

Az előadás célja a jelenlegi PSA bemenő adatainak frissítését megalapozó munka bemutatása, a PSA valamennyi lényeges bemenő adatcsoportjának áttekintése, a frissítés szükségességének és lehetőségeinek meghatározása, valamint a feladat-végrehajtás terjedelmére, módszerére és ütemezésére vonatkozó javaslat ismertetése. A vizsgálat kiterjedt a független berendezésmeghibásodásokra, a belső eredetű kezdeti események, valamint a tűz- és elárasztásesemények gyakoriságára, a közös okú hibák paramétereire, az üzemállapotok időtartamára, továbbá a tervezett és nem tervezett üzemképtelenségekre.

A vizsgálat során feltérképeztük és értékeltük a rendelkezésre álló erőművi és nemzetközi adatforrásokat, valamint megvizsgáltuk az egyes adatcsoportok frissítésének indokoltságát. A berendezésmeghibásodások és a kezdeti események gyakoriságának frissítésére háromlépcsős módszert javasoltunk: (1) a meghibásodási gyakoriságok kiindulási értékének meghatározását, (2) az erőmű-specifikus adatok célzott összegyűjtését és feldolgozását, majd (3) a két információforrás adatainak kombinálását. A tűz- és elárasztásgyakoriságok, valamint a közös okú hibák paramétereinek aktualizálásához a jelenleg rendelkezésre álló, a korábban felhasználtaknál korszerűbb nemzetközi adatbázisok alkalmazását javasoltuk. Emellett felmértük, hogy milyen lehetőségek vannak az üzemállapotok időtartamának, valamint a tervezett és nem tervezett üzemképtelenségek adatainak frissítésére.

A vizsgálat eredményeként kijelöltük a soron következő PSA-adatfrissítés szükséges terjedelmét, meghatároztuk az elemzés módszertanát, és javaslatot tettünk az adatfrissítés ütemezésére. A végleges modellparaméterek meghatározását az aktualizált bemenő adatok 1. szintű PSA eredményeire gyakorolt hatásának értékelése és szükség szerinti pontosítása követheti.

(45) AZ ALLEGRO GÁZHŰTÉSŰ GYORSREAKTOR FEJLESZTÉSÉNEK JELENLEGI HELYZETE

Mayer Gusztáv
tudományos főmunkatárs, HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont,
1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.
Pónya Petra, Bali Zsombor, Guba Attila, Panka István, Sebestény Dániel, Pataki István, Böröcki Zoltán István, Slonszki Emese, Horváth Ákos
HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont, 1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.

mayer.gusztav@ek.hun-ren.hu

A kétezres évek elején a GIF (Generation IV International Forum) hat negyedik generációs reaktor típust javasolt további fejlesztésre, amelyek közül az egyik a gázhűtésű gyorsreaktor, vagyis a GFR (Gas-cooled Fast Reactor). Mivel napjainkig még nem épült ilyen reaktor, szükséges egy kisebb teljesítményű demonstrátor, amely bemutatja az új technológia működőképességét, és alkalmas az újfajta magas hőállóságú keramikus üzemanyag tesztelésére is. Ez az ALLEGRO, amelynek fejlesztése Európában folyik, többek között intézetünk részvételével is. A reaktor hűtőközege nagynyomású hélium (7 MPa), termikus teljesítménye 75 MW.

Az előadás összefoglalja az ALLEGRO fejlesztések jelenlegi állását, bemutatja az eddig elért eredményeket és felvázolja a szükséges jövőbeli kutatási irányokat. Áttekintést adunk az új tűzálló zónáról, a főbb biztonsági rendszerekről, az üzemzavari védelmekről, a maradványhő eltávolító rendszerről, és nem utolsó sorban bemutatjuk a francia fejlesztésű CATHARE kóddal végzett biztonsági elemzések eredményeit is.

A kutatásokat jelenleg az Euratom TREASURE projekt keretében végezzük.



(46) ALLEGRO REAKTOR KERAMIKUS ZÓNA OPTIMALIZÁCIÓS SZÁMÍTÁSAI

Pónya Petra
HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont,
1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.
Sebestény Dániel
HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont,
1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.

ponya.petra@ek.hun-ren.hu

Az ALLEGRO gázhűtésű gyorsreaktor keramikus zónájának kedvezőbb üzemanyaghasznosítás céljából történő optimalizációját a HUN-REN EK által fejlesztett, nagy számú zónakonfiguráció vizsgálatára alkalmas genetikus algoritmus segítségével végeztük. Az eljárás során SP3 közelítést alkalmaztunk és 10000 zónakonfigurációt vizsgáltunk.

Az optimalizációs számítás eredményeként kiválasztott két fűtőelemtípust tartalmazó zónakonfiguráció Serpent és KIKO3DMG kódokkal végzett reaktorfizikai számításai alapján a konfiguráció jobb üzemanyaghasznosítást tesz lehetővé, míg a maximum kazettateljesítmény, valamint a lezárási reaktivitás értékek egyaránt határérték alatt maradnak. Az előadásban bemutatjuk az optimalizáció módszertanát, az alkalmazott kritériumokat, az optimalizáció eredményeként kapott potenciális zónakonfigurációt, valamint a biztonsági elemzéshez szükséges számítások eredményeit.

(47) AUTOMATIZÁLT ZÓNATERVEZÉS OPTIMALIZÁLÁSA MESTERSÉGES INTELLIGENCIÁVAL A PAKSI ATOMERŐMŰBE

Mohamed Számi
Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem, Nukleáris Technikai Intézet,
1111 Budapest, Műegyetem rakpart 9.
Dr. Kópházi József
Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem, Nukleáris Technikai Intézet,
1111 Budapest, Műegyetem rakpart 9.

szami@reak.bme.hu

A reaktorzóna töltettervezése nagyszámú kombinatorikus elrendezés vizsgálatát igényli a reaktorfizikai és termohidraulikai korlátok betartása mellett. Olyan számítási módszertant fejlesztettünk, amely gyorsan képes a referencia-töltetnél magasabb kezdeti kritikus bórsavkoncentrációjú töltetek keresésére. A módszertant a Paksi Atomerőmű 3. blokkjának 37. kampányához tartozó VVER-440 referenciaállapoton vizsgáltuk. A töltetek gyors értékelésére a fűtőelem-kazetták előéletét is figyelembe vevő, többfeladatos helyettesítő modellt alkalmaztunk, amely a kritikus bórkoncentráció mellett hét keretparamétert és azok maximumhelyeit becsüli. A tanítás során a veszélyes irányú alulbecslést nagyobb súllyal büntettük. A modellt iteratív C-PORCA-visszacsatolással egészítettük ki, a keresést pedig PPO-val, genetikus algoritmussal, szimulált hűtéssel és véletlen kereséssel vizsgáltuk.

Az 551 elemből álló teszthalmazon a kritikus bórkoncentráció átlagos abszolút hibája 0,0434 g/kg volt, a Top-3 maximumhely-pontosság pedig átlagosan 90,04% volt. A célzottan nehéz és az optimalizáló által kiválasztott állapotokon azonban lényegesen nagyobb hibák és tévesen megfelelőnek jelzett töltetek jelentek meg. Ezért a helyettesítő modell csak a keresést gyorsítja és a jelölteket rangsorolja; a végső megfelelőséget minden esetben teljes C-PORCA reaktorfizikai és termohidraulikai számítás határozza meg.

A legerősebb összehasonlításban minden keresési módszer ugyanabból a már megfelelő referenciaállapotból indult, azonos fűtőelem-készlettel. Az optimalizálóhoz adaptált helyettesítő mellett a PPO mind a 100 jelöltje teljesítette a hét névleges kezdetiállapot-kritériumot. Ötvenhét különböző állapot haladta meg a referencia kritikus bórkoncentrációját, a tíz ismételt futásból kilenc adott legalább egy javuló jelöltet, a legnagyobb növekmény pedig 0,1343 g/kg volt. Négy állapot három futásban elérte az előre rögzített +0,1 g/kg kutatási célt Az eredmény a számítással visszaellenőrzött, referencia fölötti töltetek megbízható előállíthatóságát mutatja.

A kiválasztott töltetek teljes ciklusú utánszámítása szerint a legjobb, változatlan készletű PPO-töltet számított időtartama 4,56 nappal haladta meg a referencia 419,50 napos értékét; egy további friss szimmetriagyök – hat kazetta – mellett a legjobb PPO-változat 12,10 napos növekedést adott. A további munka több kampány bevonására, hibrid módszertan fejlesztésére, valamint a fizikai és numerikus bizonytalanságok további javítására irányul.

(48) DETERMINISZTIKUS SZÁMÍTÁSOK PONTOSSÁGÁNAK VIZSGÁLATA NUSCALE-JELLEGŰ SMR MODELLEN

Berg Isabel Rita
energetikai mérnök Bsc hallgató, BME Nukleáris Technikai Intézet,
1111 Budapest, Műegyetem rakpart 9.
Dr. Babcsány Boglárka
egyetemi adjunktus, BME Nukleáris Technikai Intézet,
1111 Budapest, Műegyetem rakpart 9.
Dr. Böröczki Zoltán István
tudományos munkatárs, HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont
Komjáti Csenge
fizikus, HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont
Pataki István
kutató, HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont,
1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.

berg.isabelrita@gmail.com

Az EURATOM által kezdeményezett McSAFER projekt keretében, melynek célja könnyűvizes kis moduláris reaktorok biztonsági elemzésére szolgáló eljárások fejlesztése,készült el egy benchmarkkiírás a NuScale Power Module kis moduláris reaktorkoncepcióhoz hasonló zónára. A kutatás célja a benchmark alapján felépített zónamodellek verifikációja, valamint a determinisztikus neutrontranszport-számítások eredményeit befolyásoló modellezési és numerikus paraméterek vizsgálata volt.

A zónamodellt elkészítettük a Serpent 2 Monte Carlo neutrontranszport-kódhoz és a BME Nukleáris Technikai Intézetében fejlesztés alatt álló SPNDYN, végeselem-módszeren alapuló determinisztikus neutrontranszport-kódhoz. A modelleket a rendelkezése álló referenciaeredmények segítségével verifikáltuk.

A HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpontban fejlesztett KIKO3DMG kódot és az ezen kódban már előzőleg elkészített NuScale-jellegű zónamodellt felhasználva megvizsgáltuk továbbá a radiális és axiális hálófinomításnak, az energiacsoportok számának, a homogenizáció során alkalmazott anyagi régiók számának, illetve a transzportközelítések rendjének hatását az eredményekre a benchmarkban definiált zónakonfigurációkra, azokat referencia Serpent 2 számítási eredményekkel összevetve. Az eredmények alapján a hálófinomítás hatása a vizsgált esetekben csekély volt, míg az energiacsoportok számának növelése jelentősen javította a radiális teljesítményeloszlás pontosságát. Az axiális teljesítményeloszlás pontosságát a homogenizáció során definiált anyagi régiók finomabb felbontása javította jelentősen, különösen a szabályozórudakat tartalmazó zónakonfigurációknál. A transzportközelítések vizsgálatakor az SP3 közelítés az optimálisnak ítélt, 8 neutronenergia-csoportszámnál jelentősen pontosabb eredményeket szolgáltatott a diffúziós számításokhoz képest azokban az esetekben, ahol nagy mennyiségben volt abszorber jelen a zónában.

Végül az optimális beállításokat alkalmazva teszteltük a modellen az SP3 számításokhoz szükséges csoportállandók generálásának egy alternatív, a Serpent 2-ben használt módszertől eltérő, inverz kondenzáción alapuló lehetőségét, mely vizsgálat eredményeit is bemutatjuk.

(49) A GUARDYAN KÓD 2026-BAN: ÁTTEKINTÉS ÉS EREDMÉNYEK

Dr. Hajas Tamás
egyetemi adjunktus, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem,
1111 Budapest, Műegyetem rkp. 3.
Pázmán Előd
tudományos segédmunkatárs, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem,
1111 Budapest, Műegyetem rkp. 3.
Dr. Légrády Dávid
egyetemi docens, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem,
1111 Budapest, Műegyetem rkp. 3.

hajas@reak.bme.hu

2015 óta folyik a Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetemen (BME) belül a Nukleáris Technikai Intézetben (NTI) a reaktorfizikai kutatás, ami a Dinamikus Monte Carlo (DMC) módszerrel írja le a neutronkinetikát. Az NTI-ben végzett módszertani kutatás gyakorlati eredménye a GUARDYAN (GpU Assisted Reactor Dynamic ANalysis) neutronkinetikai kód, ami a DMC módszerrel képes a neutronok mintavételezésre energiában, 3D-s térben és időben. A GUARDYAN fő tulajdonsága a többi DMC kódhoz képest, hogy grafikai processzoron (GPU) való futásra lett programozva, kihasználva a GPU többszálú architektúráját. A GPU által gyorsítható a nagy számításigényű DMC módszer, mert a neutronok transzportja jól párhuzamosítható feladat, amit a GPU optimálisabban és kevesebb idő alatt végez el. A GPU-n futtatható DMC kód egyik kiemelkedő tulajdonsága, hogy a számítástechnikai piacon belépő szintű GPU-k is rendelkeznek elegendő számítási kapacitással reaktorfizikai problémák futtatásához.

2021-ben megtörtént a GUARDYAN csatolása a SUBCHANFLOW-hoz, lehetővé téve ezzel a valósághoz nagymértékben hű, csatolt reaktorfizikai és termohidraulika számításokat, mivel a DMC módszere a valós neutrontranszport folyamatokat pontosan, generált paraméterek nélkül írja le. A SUBCHANFLOW egy validált, szubcsatorna közelítésű termohidraulikai kód, ami képes stacionárius és tranziens, egy- és kétfázisú áramlás számítására.

Az előadás célja, hogy bemutassa a DMC módszert használó GUARDYAN kód alapvető működését, valamint az elméleti és gyakorlati eredményeit a 2026-os év végéig. A DMC módszer alapja az időfüggő Boltzmann neutrontranszport egyenlet integrális alakjának megoldása független neutronok sztochasztikus reakcióinak statisztikai feldolgozásával. A neutrontranszport analóg mintavételezése túl nagy számítási kapacitást igényelne, ezért nemanalóg módon játsszuk a neutrontranszportot fiktív súlyozott részecskék (fürtök) és további szóráscsökkentő módszerek használatával. A GUARDYAN jelenleg az implicit befogást, a kényszerített hasadást és a kényszerített bomlást alkalmazza globálisan, továbbá a Qz formalizmus is tesztelésre került, ami az adjungált alapú szóráscsökkentő algoritmusok kategóriájába tartozik. A szóráscsökkentésen kívül a GUARDYAN lehetőséget ad dinamikus csoportállandók generálására is, melyek során az idő expliciten telik a reakciók mintavételezésekor. A változók mintavételezése és a csoportállandók generálása a használt populációkontroll időlépéseiben, Descartes térrácsban és tetszőleges energiarácsban történik. A GUARDYAN-nel végzett önálló és csatolt DMC szimulációk a következő reaktormodellekre terjednek ki: BME OR, TMI, SPERTIIIE, SMART, VVER-440 és VVER-1200.

(P1) ZR-6 REGULÁRIS RÁCSOKON VÉGZETT MÉRÉSEK SZIMULÁCIÓJA MONTE-CARLO KÓDOKKAL

Temesvári Emese
tudományos főmunkatárs, HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont, Atomenergia-kutató Intézet,
1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.
Zsíros Antal
energetikai mérnök MSc hallgató, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem,
1111 Budapest, Műegyetem rkp. 3.
Hordósy Gábor
nyugdíjas, HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont, Atomenergia-kutató Intézet,
1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.
Hegyi György
nyugdíjas, AEMI, 1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.

temesvari.emese@ek.hun-ren.hu

A nukleáris reaktorok tervezése, üzemeltetése és biztonsági értékelése során alapvető fontosságú a neutronfizikai számítások pontossága. A korszerű reaktorfizikai kódok megbízhatóságát kritikussági benchmarkok alkalmazásával lehet ellenőrizni. Ezek a benchmarkok lehetőséget adnak különböző számítási eljárások, modellezési módszerek és nukleáris adatkönyvtárak validálására, ezáltal növelve a számítások hitelességét és pontosságát.

A neutrontranszport-kódok validációja különösen lényeges a kritikussági számítások esetében, mivel az effektív sokszorozási tényező eredménye közvetlenül befolyásolja a reaktorfizikai elemzések kimenetelét. A történeti kritikus kísérletek ezért ma is meghatározó szerepet játszanak a Monte Carlo alapú számítási rendszerek ellenőrzésében.

A jelen munka célja a ZR-6 kritikus berendezés korábbi kritikussági méréseihez kapcsolódó konfigurációk modellezése volt a Serpent és MCNP Monte Carlo neutrontranszport-kódok felhasználásával. A létrehozott modellek eredményeit a rendelkezésre álló kísérleti adatokkal vetettük össze annak érdekében, hogy értékeljük a modellek pontosságát, valamint a Serpent és az MCNP kódok alkalmasságát a ZR-6 típusú rendszerek neutronfizikai jellemzőinek reprodukálására.

Első lépésben a ZR-6 reguláris rácsokon végzett méréseit szimuláltuk Serpent és MCNP kódokkal. A számításokat különböző nukleáris adatkönyvtárakkal is elvégeztük, és összehasonlítottuk az eredményeket.

A munka következő fázisában reaktivitás együtthatókra végzett ZR-6 méréseket fogunk kiszámolni ezzel a két Monte-Carlo kóddal.

(P2) FELHASADT FŰTŐELEM-BURKOLATOK 3D SZKENNELÉSI MÓDSZEREINEK FEJLESZTÉSE

Fenyvesi Kálmán
HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont, 1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.
Pierre Denis
ENSICAEN, 6 Bd Maréchal Juin 14000 Caen
Dr. Király Márton
HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont, 1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.

fenyvesi.kalman@ek.hun-ren-hu

Az atomerőművi fűtőelem burkolatok felhasadásának vizsgálata a fűtőelemek üzemzavari viselkedésének pontosabb megismerését segíti elő, ezzel növelve az atomerőművek biztonságát. A bemutatott módszerek mindegyike egy célt szolgál: pontos 3D modell megalkotása a felhasadt minták későbbi részletesebb, összehasonlító vizsgálatához, valamint a felhasadás mérések végeselemes modellezéséhez.

A módszerek fejlesztése során mért minták korábbi méréssorozatokból származnak. A felhasadás kísérletekben E110 burkolat-csövek 700-900 °C hőmérséklet tartományban, 3-600 kPa/s belső nyomásnövelési sebességekkel felhasadásig voltak terhelve.

A mintákról CT felvételt készített a Miskolci Egyetem Fémtani, Képlékenyalakítási és Nanotechnológiai Intézete, mely roncsolásmentes módszerrel pontsűrűség elvén elemezhető pontfelhőt eredményez. Ez szolgált referenciaként a fejlesztéshez.

A méréshez a minták végeit levágtuk, majd egy nyolcszögletű tengelyt a csőbe behelyezve két komponensű szilikonnal kitöltöttük. A külső felületről 3D felvételeket készítettünk, ezt követően a mintát hosszanti vágásokkal ketté vágtuk és a visszamaradt szilikon formáról is 3D felvételeket készítettünk. Az így készült külső és belső felvétel párokat összeillesztettük, így megkapva a teljes 3D geometriát.

A Keyence VR5000 profilométer egy optikai (strukturált fény és kamera) elvű mérőgép, mely 2048x1536 képfelbontást és ahhoz tartozó, 2-3 µm pontos magasságtérképet, és szürkeárnyalatos optikai képet ad a kamera látóterében (24 x 18 mm). A teljes minta szkenneléséhez számos felvétel szükséges, amihez a mintát mozgató és forgató mechanizmust építettünk. Az így kapott pontfelhők összefűzésére saját szoftvert fejlesztettünk.

Továbbá rendelkezésünkre áll egy Mitutoyo LSM 6300 lézer szkenner mikrométer, ami 0,1 µm pontos mérési eredményt ad, de csak a minta által kitakart szakasz mérete és pozíciója határozható meg általa. A mért minta leképezéséhez több százezer mérésre van szükség, hogy az árnyék profilokból egy konvex 3D modellt kapjunk, amit szintén egy forgató és toló mechanizmussal és szoftveres automatizálással valósítottunk meg.

Így három egymástól független módszer eredményeit tudjuk összehasonlítani, mérlegelni azok előnyeit és korlátait. A módszerek eredményei méretben jó egyezést mutatnak, a fő eltérés a pontsűrűségben és a mérések jellegéből adódó ponteloszlásban látható.

További fejlesztésekre számos ötlet merült fel. Tesztelésre vár például a félbevágott felek külön szkennelése, mely közvetlenül méri a minta belső felületét is, továbbá a módszer hosszabb mintákon való alkalmazása, és végül, de nem utolsó sorban a más jellegű mintákhoz adaptálás, az-az a módszerek általánosítása is.

(P3) MÉRNÖKI GÁTRENDSZER BENTONIT-ALAPÚ ANYAGAINAK MIKROSZERKEZETE ÉS IONMEGKÖTŐ KÉPESSÉGE

Fábián Margit
HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont, 1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.
Osán János
HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont, 1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.
Tolnai István
HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont, 1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.

fabian.margit@ek.hun-ren.hu

A nagyaktivitású radioaktív hulladékok végleges elhelyezésre szolgáló mélységi geológiai tárolók mérnöki gátrendszerének fontos eleme a hulladékcsomagokat körülvevő tömedékelő anyag. A bentonitokra előnyös fizikai-kémiai tulajdonságaik és magas kationcserélő kapacitásuk miatt potenciális tömedékelő anyagként tekintenek több hulladéktároló koncepcióban is. Az EURAD-2 projektben végzett kutatásaink célja bentonit-alapú anyagok mikroszerkezeti tulajdonságainak meghatározása, fizikai-kémiai viselkedésük elemzése, valamint radionuklid-visszatartó képességük értékelése.

A bentonit-alapú keverékek mikroszerkezeti jellemzése elengedhetetlen az anyag viselkedését meghatározó fizikai és kémiai mechanizmusok megértéséhez, valamint a mérnöki gátrendszerek optimalizálásához. Kilenc bentonit-alapú anyagot – kétféle Na-bentonit (GG, GB) és egy Ca/Mg-bentonit (BCV) keveréke a Boda Agyagkő Formációból (BAF) származó zúzott albitos agyagkővel, 1:2, 1:1 és 2:1 tömegarányban – vizsgáltunk átfogóan, egymást kiegészítő roncsolásos és roncsolásmentes módszerekkel. Az ásványtani és elemi összetétel meghatározására röntgendiffrakciót (XRD) és röntgenfluoreszcenciát (XRF) alkalmaztunk. A szerkezeti heterogenitást és a keverékösszetétel optimalizálását optikai mikroszkópiával, valamint röntgen- és neutron-mikrotomográfiával tanulmányoztuk. A tomográfiás vizsgálatok kimutatták, hogy a magasabb bentonit- és alacsonyabb agyagkőtartalmú keverékekből szignifikánsan tömörebb és homogénebb szerkezetek alakultak ki.

A BCV bentonit és a BAF albitos agyagkő ionmegkötését szorpciós és deszorpciós izotermák felvételével vizsgáltuk, különböző koncentrációjú Ni^{2+}-, SeO_3^{2-}- és I^--ionokat tartalmazó szintetikus pórusvízben szuszpendált porított mintákon, különböző hőmérsékleteken (25 °C, 40 °C, 80 °C). Az egyensúlyi pórusvíz-összetétel mellett megemelkedett pH-t, valamint magas szulfát- és nitráttartalmat is figyelembe vettünk. A kísérletek során a folyadékfázisban mérhető koncentrációkat ICP-OES és totálreflexiós röntgenfluoreszcencia (TXRF) módszerrel határoztuk meg. A Ni^{2+}-szorpció mértéke a hőmérséklet emelkedésével nőtt, ugyanakkor a SeO_3^{2-} és a I^- immobilizációja esetében nem volt megfigyelhető jelentős hőmérsékletfüggés. A pórusvíz magasabb pH-ja, valamint nagy szulfát- és nitráttartalma a megkötött szelenit mennyiségének csökkenését eredményezte.

(P4) GEKO TURBULENCIAMODELL ÉRZÉKENYSÉGVIZSGÁLATA VVER-RELEVÁNS PÁLCAKÖTEGBEN

Székely Norbert
PhD-hallgató, egyetemi tanársegéd, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem,
Természettudományi Kar, Nukleáris Technikai Intézet & 1111 Budapest, Műegyetem rkp. 3.
Dr. Orosz Gergely Imre
egyetemi adjunktus, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem,
Természettudományi Kar, Nukleáris Technikai Intézet, 1111 Budapest, Műegyetem rkp. 3.
Prof. Dr. Aszódi Attila
egyetemi tanár, TTK Kar dékánja, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem,
Természettudományi Kar, Nukleáris Technikai Intézet, 1111 Budapest, Műegyetem rkp. 3.

szekely.norbert@ttk.bme.hu

A VVER-1200 típusú nyomottvizes reaktorok fűtőelem-kazettáiban a távtartórácsok jelentősen befolyásolják a hűtőközeg-keveredést, ezáltal az üzemanyag-pálcák hűtését, ezért részletes kísérleti és numerikus áramlástani (CFD) vizsgálatuk nélkülözhetetlen. A RANS (Reynolds-átlagolt Navier–Stokes) alapú modellek csak részletes kísérleti adatokkal validálhatók megbízhatóan. A BME NTI PIROUETTE létesítményében részecskekép-sebességmérések (PIV) készültek egy négyzet keresztmetszetű csatornába helyezett, háromszögrács elrendezésű hétpálcás pálcaköteg utolsó távtartórácsa mögött, Re ≈ 14 400 mellett. A valós VVER-1200 és a PIV kísérlet során használt berendezés között az áramlást leíró egyenletek hasonlóságát a P/D~1,401 arány biztosította.

A kísérleti berendezés ANSYS Fluent 2023 R2 környezetű CFD modelljével a GEKO (Generalized k-ω), valamint a GEKO-paraméterekkel kapcsolt BSL-EARSM (BSL-EARSMGEKO) turbulenciamodellek érzékenységét vizsgáltuk. A GEKO négy, az áramlást befolyásoló, de fizikáját nem változtató, finomhangolható együtthatóját (CSEP, CMIX, CNW, CJET) ANSYS optiSLang segítségével, Latin hypercube mintavételezéssel és metamodellezéssel elemeztük, turbulencia modellenként 100 szimulációs esettel. A számított és a PIV-ből származó axiális sebességprofilok eltérését a távtartórács mögötti, 0,5D–5D távolságra kijelölt monitorvonalak mentén átlagos négyzetes hibával (MSE) értékeltük. Az optimalizálás egyetlen központi mérési sík öt monitorvonalának PIV-eredményeire támaszkodott, kiértékeléshez további két sík monitorvonala állt rendelkezésre.

A Spearman-féle rangkorrelációs elemzés két tartományt különített el: a rácshoz közel a CMIX hatása a legerősebb (0,5D-nél $\rho = -0{,}918$ a GEKO, illetve $-0{,}925$ a BSL-EARSMGEKO modellnél), tőle távolabb a CSEP-é (5D-nél $\rho = +0{,}895$, illetve $+0{,}734$; $p < 0{,}001$). A CNW és a CJET hatása nem szignifikáns. A legjobb egyezést a CMIX ≈ 2,5 és CSEP ≈ 0,7 paraméterkombináció adta, alapértelmezett CNW és CJET értékek mellett. Az optimalizált modellek a BSL Reynolds-feszültségmodellnél (BSL-RS) jobban egyeztek a PIV-mérésekkel az axiális sebességkomponens esetén mindhárom monitorsíkon, a turbulens kinetikus energiánál és a Reynolds-feszültségeknél pedig a legtöbbön, az optimalizálásban nem szereplő síkokat is beleértve. Az optimalizált modellek emellett rövidebb örvényeket (1,1D helyett 0,65–0,8D) és intenzívebb turbulens keveredést adtak a távtartórács utáni régióban.

További célunk tranziens szimulációk futtatása az optimalizált paraméterekkel, valamint többsíkos optimalizáció a turbulens kinetikus energia és a tranzverzális sebesség bevonásával.

(P5) A MESTERSÉGES INTELLIGENCIA SZEREPE A GŐZFEJLESZTŐ HŐÁTADÓ CSÖVEK SZERKEZETI HIBÁINAK ÉRTÉKELÉSÉBEN

Kasó Ferenc Áron
szerkezet integritási szakértő, Paks II. Atomerőmű Zrt., 7030 Paks, Hrsz. 8803/16

kaso.ferenc@paks2.hu

A nyomottvizes atomerőművek gőzfejlesztőiben található több ezer hőátadó cső egyszerre biztosítja a hőátadást és a primer kör hermetikus elválasztását a szekunder körtől, így állapotuk közvetlenül meghatározza a blokk biztonságát és gazdaságosságát. A hosszú üzemidő és a nagy terhelés hatására a csövekben térfogati hibák (pitting, falvastagság-csökkenés) és síkszerű hibák (feszültségkorróziós repedés) alakulnak ki, gyakran egymással kombinálódva. A jelenlegi gyakorlatban a roncsolásmentes vizsgálat (elsősorban örvényáramos vizsgálat) eredményeiből a szerkezetintegritási döntésig vezető lépések jellemzően konzervatívak, egyedi és szakértőfüggő, ami felesleges csőkizárásokhoz és hosszabb karbantartási leállásokhoz vezethet.

A poszter áttekinti a gőzfejlesztő hőátadó csövek szerkezetintegritási értékelésének fejlődését a kezdeti, falvastagság-csökkenésen alapuló megközelítésektől a korszerű törésmechanikai és FFS (fitness-for-service) értékelési módszerekig. Bemutatja a kiértékelési folyamat fő lépéseit, a hibák detektálásától és jellemzésétől kezdve azok mechanikai értékelésén át egészen az üzemeltetési döntések támogatásáig, valamint rámutat azokra a területekre, ahol a hagyományos eljárások jelentős szakértői ráfordítást és nagy mennyiségű adat feldolgozását igénylik.

Ezt követően a poszter ismerteti a mesterséges intelligencia lehetséges alkalmazási területeit a teljes értékelési lánc mentén. Az MI támogathatja a vizsgálati képek és jelek automatikus feldolgozását, a hibák felismerését és osztályozását, a hibageometria meghatározását, valamint a szerkezetintegritási értékeléshez szükséges bemenő adatok előállítását. Emellett lehetőséget kínál a végeselemes számításokra épülő gyors helyettesítő modellek fejlesztésére, a kiértékelési folyamat részleges vagy teljes automatizálására, továbbá a dokumentáció és értékelőlapok automatikus előállítására. A bemutatott koncepció célja annak szemléltetése, hogy a mesterséges intelligencia hogyan illeszthető a hőátadó csövek szerkezetintegritási folyamatába olyan döntéstámogató eszközként, amely növeli a kiértékelés pontosságát, gyorsaságát és reprodukálhatóságát, miközben csökkentheti az emberi beavatkozás szükségességét.

(P6) ALKÁLI NYALÁBEMEISSZIÓS SPEKTROSZKÓPIAI MÉRÉSEK ÉRZÉKENYSÉGVIZSGÁLATA

Bugyi Huba Benedek
középiskolás kutató diák, BME Nukleáris Technikai Intézet, 1111 Budapest, Műegyetem rakpart 9.
Karácsonyi Máté
gyakornok, HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont, 1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.
Dr. Asztalos Örs
egyetemi adjunktus, BME Nukleáris Technikai Intézet, 1111 Budapest, Műegyetem rakpart 9.
tudományos munkatárs, HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont,
1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.

bugyihubabenedek@gmail.com

A nyalábemissziós spektroszkópia (röviden BES), egy gyakran használt aktív fúziós diagnosztikai módszer a szélplazma és határrétegplazma sűrűségeinek, illetve fluktuációinak mérésére. A folyamat során a fúziós plazmába egy ismert tulajdonságokkal rendelkező semlegesített atomnyalábot injektálnak. A nyalábatomok a plazmába hatolva fokozatosan gerjesztődnek, majd ionizálódnak, illetve a nyaláb mentén spontán emisszió következtében fotonokat bocsátanak ki. Ezt a fotonemissziót egy detektorrendszer vizsgálja, és a vizsgált emissziós adatokból megállapítható a plazmasűrűség a nyaláb mentén.

A RENATE-OD egy szintetikus diagnosztikai eszköz, amely segítségével plazmasűrűség profilokból kiindulva numerikusan meghatározható a nyaláb mentén történő emisszió. A program megoldja a rátaegyenletrendszert, amely leírja a plazmába injektált nyalábatomok elektronhéjainak vegyértékelektron populációit a releváns atomi szinteken, miközben figyelembe veszi a nyalábatom ütközéses fel- és legerjesztési, ionizációs, töltéscsere-reakciós és a spontán emissziós rátákat. Ezen felül a program számos egyéb paraméter beállítására is lehetőséget ad.

Munkám célja négy paraméter emisszióra való hatásának vizsgálata volt alkáli nyalábos rendszerekben. Megvizsgáltam a nyalábenergia, a szélplazma-hőmérséklet, a határrétegplazma-hőmérséklet, és a plazmaszennyeződések hatásait a RENATE-OD segítségével generált szintetikus adatszetteken keresztül nátriumnyalábos rendszerekben, valamint a nyalábenergia és a plazmahőmérséklet függést lítiumnyalábos szimulációk esetén.

A nyalábemissziós spektroszkópia esetén elterjedt elképzelés, hogy bár az emisszió függ ezektől a paraméterektől is, de az ezekre való érzékenysége a plazmasűrűségre való érzékenységéhez képest csak másodlagos. Ezt a függésviszonyt a szimulált adatok felhasználásával is sikerült kimutatni. Az eredmények alapján meghatározható, hogy milyen pontossággal szükséges kezelni az egyes paramétereket mérés kiértékelés során.

(P7) REDUKÁLT MODELLEK AZ ITER DIVERTOR PARAMÉTEREINEK MEGBECSLÉSÉRE

Nyitrai Csenger
középiskolás kutató diák, BME Nukleáris Technikai Intézet, 1111 Budapest, Műegyetem rakpart 9.
Karácsonyi Máté
gyakornok, HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont, 1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.

csenger.nyitrai11@gmail.com

A mágneses összetartású fúziós reaktorokban fúziós folyamatok során több módon jut ki a plazmából a hőenergia. Ennek egy formája a plazma radiális irányú transzportja miatt a mágneses összefogásból elszabaduló részecskék. Ezek a részecskék, miután elhagyják az utolsó zárt mágneses erővonalat, a reaktor egy specializált komponensébe, a divertorba vezetődnek. A nagy hőterhelés miatt a divertorok jelenleg jellemzően aktívan hűtött, magas olvadáspontú anyagokból − például grafitból vagy volfrámból − készülnek, ám még ezek olvadáspontja is 3800 °C alatt marad. Ez a határ jelentősen kisebb, mint a plazma hőmérséklete, ezért rendkívül fontos többek között a divertorra jutó hőterhelés előismerete. A reaktor releváns berendezéseknél ez az egyik fő operációs limit.

A munka specifikusan a jelenleg épülő ITER tokamak különböző releváns paramétereinek többféle gyorsan számolható modellezésével foglalkozik, többek között a divertorra jutó maximális hőfluxussal. Ez egy kiemelten fontos terület, hiszen az ITER mind méretében, mind hőtermelésében lényegesen nagyobb paraméterekkel fog üzemelni. Annyira új az ITER nagyságrendű operáció, hogy eleinte egy kezdeti kutatási fázisban fut, SRO (Start of Research Operation) módban. Ezek miatt kifejezetten fontos a divertor modellezése, amire komplex kódokat használnak, mint például a SOLPS-ITER.

A dolgozat fő motivációja az, hogy sok esetben van szükség a szimulációs kódok hosszú futtatási idejénél (SOLPS-ITER esetén gyakran hetek) gyorsabb számolásokra, melyre ideálisak a numerikus illesztéses modellek.

A felhasznált adatok több forrásból származnak. Egy Q=10-es energiasokszorozású (Deutérium - Trícium plazma), Kukushkin néven is ismert és két relatíve új, SRO (hidrogén és deutérium plazma) specifikus szintetikus adathalmaz. A legnagyobb nehézség, hogy összesen 165 adatpont áll rendelkezésre, így a hagyományos megoldások, mint a legtöbb gépi tanulás technika nem használható.

A munka eredménye több új modell (például empirikus illesztés egyszerű dimenzióanalízissel), már létező skálázási törvények finomhangolása és újraparaméterezése, továbbá specifikus gépi tanulási modellek használata. Az eredmények közé sorolhatók egyszerű és gyors (egy másodperc töredéke alatt lefutó) modellek, amelyek képesek a divertor hőterhelés és egyéb paraméterek kellően pontos megbecslésére.

(P8) AZ ALLEGRO REAKTOR ÜZEMANYAGKAZETTÁI KÖZÖTT KIALAKULÓ RADIÁLIS HŐTRANSZPORT NUMERIKUS VIZSGÁLATA

Czirók Tamás Miklós
fizika MSc hallgató, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem,
1111 Budapest, Műegyetem rkp. 3.
Dr. Orosz Gergely Imre (témavezető)
egyetemi adjunktus, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem,
1111 Budapest, Műegyetem rkp. 3.

tamas.czirok@gmail.com

Napjaink egyik kiemelt kutatási területét képzik a negyedik generációs atomreaktorok. A biztonsági elvárások teljesítése miatt fejlesztésük során kiemelt jelentőséggel bír a különböző üzemállapotokban kialakuló hőtranszportfolyamatok megfelelő leírása. Az ALLEGRO gázhűtésű gyorsreaktor koncepciójában alkalmazott hélium hűtőközeg és a magas üzemi hőmérséklet következtében az üzemanyagpálcák és a kazettafalak közötti sugárzásos hőcsere szerepe sem tekinthető előzetesen elhanyagolhatónak. A radiális irányú hőtranszport különösen olyan üzemállapotokban lehet jelentős, amelyekben a szomszédos kazetták közötti hőcsere hozzájárulhat a zónán belül kialakuló hőmérséklet-különbségek mérsékléséhez.

A vizsgálat célja az ALLEGRO üzemanyag-kazettái között kialakuló radiális hőtranszport számszerűsítése, valamint annak meghatározása volt, hogy annak mértéke hogyan viszonyul a hélium hűtőközeg által axiális irányban elszállított hőteljesítményhez. Ennek érdekében háromdimenziós CFD modell került kialakításra, amelyben a hélium áramlása mellett a szilárd szerkezetek hővezetése és a felületek közötti sugárzásos hőcsere is figyelembevételre került. A megfelelő numerikus felbontás hálófüggetlenségi vizsgálatok alapján került meghatározásra.

A számítások alapján meghatározásra kerültek az üzemanyag, a pálcaburkolat és a kazettafalak hőmérséklet-eloszlásai, továbbá összehasonlításra került az axiális és radiális irányban átadott hőteljesítmény. Az eredmények alapján a vizsgált üzemállapotban a szomszédos kazetták között a magas hőmérséklet és a sugárzásos hőátadás ellenére sem alakult ki számottevő radiális hőcsere. A hőelvonás meghatározó mechanizmusának így a hélium axiális áramlásához kapcsolódó konvektív hőtranszport bizonyult.

A kazettafalak és az üzemanyagpálcák SiC-alapú burkolatának emisszivitására vonatkozó irodalmi adatok jelentős bizonytalansága miatt az emisszivitási tényező hatása érzékenységvizsgálat keretében is elemzésre került. Az eredmények alapján a kazetták közötti radiális hőtranszport a vizsgált feltételek mellett korlátozott jelentőségűnek tekinthető, ugyanakkor a sugárzásos hőcsere modellezéséhez alkalmazott anyagjellemzők bizonytalansága érdemi hatást gyakorolhat a számított hőmérsékletszintekre.

(P9) PIHENTETŐ MEDENCE KRITIKUSSÁGI SZÁMÍTÁSOK 4,7% ÉS 4,2% ÁTLAGDÚSÍTÁSÚ SLIM ÜZEMANYAG KAZETTÁK FELHASZNÁLÁSÁVAL

Antók Csenge
hallgató, fizikus-mérnök BSC, Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem,
1111 Budapest, Műegyetem rkp. 3.

botiorosz05@gmail.com

Az előadás a Paksi Atomerőmű pihentetőmedencéjének alsó üzemi polcán elhelyezett, friss orosz VVER–440 4.2% és 4.7% átlag dúsítású slim üzemanyag kazetták kritikussági vizsgálatát mutatja be.

A SCALE Fulcrum moduljával elkészült a pihentetőmedence alsó tárolópolcának és környezetének, az üzemanyag kazettáknak és az abszorber kazettának a részletes, moduláris, háromdimenziós modellje. A kritikussági vizsgálatok két alapkonfigurációra, az alsó tárolópolc teljes betöltésére és a medence közepén elhelyezett 7×7-es kazettacsoport betöltésére terjedtek ki. Az effektív sokszorozási tényező meghatározása a SCALE KENO-VI Monte Carlo-kóddal történt az ENDFB/B VII.1 252 energiacsoportos könyvtár használatával. Az elvégzett számítások a hűtőfolyadék hőmérséklet és sűrűség, a bóracél tárolócsövek bórtartalma és a betöltési konfiguráció hatásának vizsgálatára összpontosítottak. A hűtőfolyadék hőmérséklet növelése összességében csökkentette, a tárolócső bórtartalmának csökkentése pedig növelte az effektív sokszorozási tényezőt. Az üzemanyag kazetták abszorber kazettákkal vagy víz lyukkal történő helyettesítése szintén az effektív sokszorozási tényező csökkenését eredményezte. A tárolócső bórtartalmának csökkentésekor a két vizsgált kazettatípus effektív sokszorozási tényező nagyágának sorrendje megváltozott, és a kisebb 4.2% átlag dúsítású típushoz tartozott nagyobb effektív sokszorozási tényező. A spektrális és neutronelnyelési adatok, a neutronspektrum lágyulásának és az eltérő gadolíniumterhelésnek a szerepét támasztják alá a jelenség értelmezésében.



nuklearis.hu

MAGYAR
NUKLEÁRIS
TÁRSASÁG