

CEMENTEZŐ BERENDEZÉS A PAKSI ATOMERŐMŰBEN, FOLYÉKONY RADIOAKTÍV HULLADÉKOK SZILÁRDÍTÁSÁHOZ

Štěpán Svoboda

projektvezető, CHEMCOMEX as. (CZ),
svoboda@chemcomex.cz

Takács Tibor

projektvezető, BÉDUS Kft,
20/912-5951, takacs@bedus.hu

A cementezési technológia univerzális, képes oldatok, iszapok és ioncserélő gyanták feldolgozására a berendezés módosítása nélkül, csak az üzemmód változtatásával.

A technológia alkalmas folyamatos üzemmódban dolgozni. A keverőegység edényének alakja és a hatékony keverőlapát biztosítják az edény egész tartalmának mozgását, keverését a cementpép elkészítésének egész ideje alatt, aminek következtében homogén szilárd végtermék jön létre. Erre a technológiára az jellemző, hogy standard üzeme folyamán minimális mennyiségű másodlagos hulladékot termel.

A cementező sor üzemeltetése távvezérléssel történik, tehát nem igényli a kiszolgáló személyzet folyamatos jelenlétét a jelentős ionizáló sugárzást kibocsátó helyeken. Kizárásra kerültek a fizikai munkavégzést igénylő műveletek, mint például az alapanyagokkal, vagy nehéz terhekkal történő kézi manipulációk, viszont nem lehet teljesen kizárni a kiszolgáló személyzet érintkezését az ionizáló sugárzás forrásaival, például olyan előkészítő tevékenységeknél, mint a hulladékos hordók fedeleinek felnyitása, vagy a velük történő manipuláció.

A technológia teljes körűen oldja meg a kis- és közepes aktivitású hulladékok cementezési folyamatát, a hulladékok TW tartályokból történő kivételétől kezdve, a kész hulladékos csomagok végleges tároló helyre (Bátaapátiba) történő elszállíthatóságáig.

A NEMZETI RADIOAKTÍVHULLADÉK-TÁROLÓ KAMRA-MEZŐJÉNEK IZOTÓP-GEOKÉMIAI VIZSGÁLATA

Dr. Janovics Róbert, Varga Tamás, Dr. Braun Mihály, Dr. Molnár Mihály

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

Molnár Anita, Tóth István, Papp István, Czébely Andrea, Veres Mihály

Isototech Zrt. Debrecen Bem tér 18/c

A Bátaapáti Nemzeti Radioaktív Hulladék Tároló (NRHT) kamramezőinek területén több ponton találhatóak a vágatok oldalfalába hajtott csapolófúrások (pakkerek), amelyeket több különálló és külön mintázható zónára osztottak (multipakker). A multipakkerekből nyerhető vízminták izotóp-geokémiai vizsgálatával a kamramező vázáramlási és leürülési viszonyairól szerzünk pontosabb képet. Ez egyrészt a repedések leürülésének jellegét, illetve a tároló felhagyását követő visszatöltődés előrejelzését teszi lehetővé, másrészt vizsgálhatóvá válik, hogy a tároló környezetében megjelenik-e olyan összetételű víz, amely hátrányosan befolyásolhatja a vágatbiztosítás állapotát, élettartamát. A csapolófúrások vizének folyamatos ellenőrzése szerves része az NRHT tevékenységének. A létesítést megelőzően jelentős számú kutató illetve megfigyelő fúrást végeztek, amelyekhez a jelen kutatási munka eredményei friss adatokkal szolgálnak. Eredményeink a vízföldtani modell tovább fejlesztéséhez járulhatnak hozzá.

Jelen kutatásban elsősorban a 2011-ben végzett, vizsgálat sorozatunkat terjesztjük ki, amely akkor mindössze két darab multipakker (Bp2 és Bp3) vizsgálatát jelentette, így térbelileg korlátozott információt hordoz. Az évekkel később elvégzett újabb vizsgálatok a hosszútávú változások nyomon követését segítik elő. A trícium, stabilizotóp, radiokarbon és nemesgáz adatok jó indikátorai voltak a víztartóban bekövetkező változásoknak. Bár mára a depresszió mértéke a vízkitermelés csökkenésének következtében lecsökkent, a hidraulikus potenciálértékek csökkenése még ma sem állt meg mindenhol az üregrendszer környezetében.

A legátfogóbb eredményekkel a Bp2 és a Bp3 fúrások esetében rendelkezünk. Melyek eredményei alapján megállapítható, hogy a vizsgált időszakok alatt ezen pakkerek vize valamelyest fiatalodott. Azonban a pontosabb kiértékeléshez és a jövőbeli folyamatok előre jelzéséhez célszerű lenne a legjellemzőbb pakkerekből rövidebb időintervallumonként méréseket végezni, hogy a változás iránya és üteme pontosabban követhető legyen.

MOBIL XRF SPEKTROMÉTER ÉS FPM ALGORITMUS FEJLESZTÉSE SZILÁRD MINTÁK FELÜLETI ANALÍZISÉRE

Gerényi Anita

tudományos segédmunkatárs, BME NTI, gerenyi@reak.bme.hu

Radócz Gábor

tudományos segédmunkatárs, BME NTI, radocz@reak.bme.hu

Dr. Pintér Tamás

vegyészeti szakértő, Paks II. Nuclear Power Plant Ltd., pinter.mail@gmail.com

Dr. Szalóki Imre

egyetemi docens, BME NTI, szaloki@reak.bme.hu

A BME Nukleáris Technikai Intézet analitikai kutatócsoportja kifejlesztett egy olyan röntgenfluoreszcens és Raman-spektrométerekből álló asztali kombinált analitikai eszközt, amely alkalmas veszélyes és radioaktív hulladék anyagok, tárgyak elemi összetételének kvantitatív meghatározására. Az XRF spektrométer egy kis teljesítményű röntgensőből és egy termoelektromos hűtéssel rendelkező szilícium-drift detektorból áll, amelyeket egy hermetikusan zárt besugárzó kamra foglal magába. Ez a mechanikai kiépítés egyrészt megfelelő védelmet biztosít a röntgen és Raman eszközök kontamináció elleni védelmére, másrészt alkalmassá teszi a berendezést He gázzal történő feltöltésre. Ez utóbbi feltétel lehetővé teszi a vizsgálható elemek rendszámtartományának kiterjesztését egészen a $Z=12$ rendszámig.

Az XRF és RAMAN spektrométerekkel egy kb. 2-3 mm átmérőjű, közös fókuszfoltban lévő mintadarabot lehet vizsgálni, amelyhez a spektrométer geometriai pozicionálását egy függőleges kézi mozgó biztosítja 100 μm reprodukálhatósággal. Ezt a műveletet a fókuszfolt metszéspontjára irányított két lézernyaláb alkalmazásával lehet elvégezni, amely folyamat vizuális megfigyelését a besugárzó kamrába beépített kamera teszi lehetővé.

Az XRF adatok kvantitatív kiértékelését, azaz a minta elemei koncentrációinak számítását az FPM módszerre alapozott, újonnan kifejlesztett, a mérési összeállításhoz specializált számítási modell teszi lehetővé. Az új FPM modell számításainak elvégzésére kifejlesztettünk egy szoftvert MATLAB programozási környezetben. A számítási modellt és azt megvalósító szoftvert fém etalon mintákon végzett teljes elemzésével teszteltük.

Ezt a munkát a MVM Paksi Atomerőmű Zrt., az Országos Atomenergia Hivatal és a Nemzeti Kutatási, Fejlesztési és Innovációs Alap, VKSZ_14-1-2015-0021 számú Nemzeti Nukleáris Kutatási Programja támogatásával végeztük.

A 2017 ŐSZÉN KÖRNYEZETBEN DETEKTÁLT ¹⁰⁶RU SZENNYEZÉS MÉRÉSI EREDMÉNYEINEK ELEMZÉSE

Jakab Dorottya

MTA Energiatudomány Kutatóközpont, Sugárvédelmi Laboratórium
1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33., jakab.dora@energia.mta.hu

Endródi Gáborné

MTA Energiatudomány Kutatóközpont, Környezetvédelmi Szolgálat
1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33., endrodi.gaborne@energia.mta.hu

Kapitány Sándor

Országos Atomenergia Hivatal
1036 Budapest, Fényes Adolf utca 4., kapitanys@haea.gov.hu

Pántya Annamária

MTA Energiatudomány Kutatóközpont, Sugárvédelmi Laboratórium
1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33., pantya.anna@energia.mta.hu

Pázmándi Tamás

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

Zagyvai Péter

MTA Energiatudomány Kutatóközpont, Környezetfizikai Laboratórium
1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33., zagyvai.peter@energia.mta.hu

2017. szeptember végén - október elején számtalan európai – köztük magyarországi – környezeti sugárvédelmi ellenőrző rendszer detektált antropogén ruténium-106 (¹⁰⁶Ru) szennyeződést a környezetben.

A munka célja a hazai sugárvédelmi környezetellenőrző rendszerek által különböző környezeti elemekben (levegő - aeroszol, légköri kihullás, növényminták és szárazföldi indikátorok) mért ¹⁰⁶Ru aktivitáskoncentrációk integrált elemzése volt. A rendelkezésre álló adatok alapján vizsgáltuk a radioaktív szennyeződés környezetben való jelenlétének időtartamát és országos térbeli eloszlását. Az előadásban bemutatjuk a ¹⁰⁶Ru mérésének technikai problémáit, ismertetjük a mérési eredmények feldolgozásának kérdéseit, valamint az eltérő rendelkezésre állású adatok direkt összehasonlíthatóságának nehézségeit is. A napi környezeti monitoring eredményeként nyert mérési adatok alapján becsültük a szennyezés tartózkodási idejét, amelyet a mintavételek időtartamával együtt figyelembe vettünk az országos átlagos légköri ¹⁰⁶Ru aktivitáskoncentráció ($25,7 \pm 2,4$ mBq/m³) meghatározásakor. A légköri kihullás-mérések és a rendelkezésre álló meteorológiai adatok integrált elemzése alapján igazoltuk, hogy a légköri kihullás elsődlegesen a csapadékesemények következtében, a nedves kimosódás mechanizmusának eredményeként ment végbe.

A munka részeként a ruténium szennyeződés következtében fellépő többlet dózisek mértékét is megbecsültük. A dózisbecslés eredményeként a belélegzés útján történő felvettelt azonosítottuk, mint domináns expozíciós útvonal, míg a külső dózisterhelés járuléka a konzervatív feltételek mellett becsült effektív dózis (150 nSv) értékéhez képest is elhanyagolhatónak bizonyult.

A radioaktív csóva légköri terjedésének vizsgálata, valamint a szennyezés eredetének lokalizálása érdekében backward trajektória számításokat végeztünk a HYSPLIT modell segítségével. A légköri terjedésszámítás eredményei alapján megadtuk a kibocsátás lehetséges időpontját és becsültük a kibocsátási pont földrajzi elhelyezkedését.

NUGENIA KERETÉBEN ZAJLÓ K+F PROGRAMOK, PAKSI ATOMERŐMŰ SPECIFIKUS EGYÜTTMŰKÖDÉSEK

Dr. Szávai Szabolcs

osztályvezető, Bay Zoltán Alkalmazott Kutatási Nonprofit Kft
H-3519 Miskolc, Iglói út 2., +36 46 560120, szabolcs.szavai@bayzoltan.hu

Dr. Mileffné Dr. Dudra Judit

vezető kutató, Bay Zoltán Alkalmazott Kutatási Nonprofit Kft
H-3519 Miskolc, Iglói út 2., +36 46 560120, judit.dudra@bayzoltan.hu

A NUGENIA nemzetközi nonprofit egyesület célja olyan átlátható tudományos és műszaki háttér megteremtése, amellyel nemzetközi kutatás-fejlesztési projekteket és programokat kezdeményezhet és támogathat, továbbá melyek keretein belül ésszerű, hatékony együttműködéssel segítheti az európai nukleáris kutatásokkal foglalkozó közösséget a nukleáris villamos energiatermelés fenntartható fejlődése érdekében. Magyarországi tagja az MVM Paksi Atomerőmű Zrt. mellett a Bay Zoltán Alkalmazott Kutatási Közhasznú Nonprofit Kft..

A NUGENIA magába foglalja és továbbviszi a SNETP, NULIFE és SARNET hálózatokat és eredményeiket. Egymásba tömöríti a II. és III. generációs nukleáris erőműveket működtető intézményeket, valamint a hozzájuk kapcsolódó szervezeteket, kutató intézeteket. Ezáltal az egyesület rendelkezik a legkiterjedtebb szakértelemmel, tapasztalattal és befolyásoló erővel. A szervezet elkötelezett a nukleáris villamosenergia-termelés és ellátás, valamint a fenntartható fejlődés és versenyképesség támogatásában.

Ezen célok teljes egészében egybeesnek a hazai érdekekkel, így a projekt során a szervezet keretein belüli lehetőségek maximális kihasználtságára kell törekedni. Különös tekintettel a futó nemzetközi projektek és az elvégzett elemzések/vizsgálatok eredményeire támaszkodó olyan javaslatok megtételére, melyek az öregedéskezelési programokban való implementálásra, továbbá az érintett Típus Öregedéskezelési Programok (TÖKP) módosítására szolgálnak.

Az előző évek tapasztalatai és a rendelkezésre álló adatok, információk alapján elmondható, hogy a NUGENIA Association döntő befolyással a nyugati országok kutatás-fejlesztésére van, s ebből kifolyólag nehéz VVER-ekre vonatkozó eredményt találni a futó projektek között. Azonban a NUGENIA égisze alatt az elmúlt időszakban is számos olyan projekt futott vagy projektjavaslat található, melyek a Paksi Atomerőmű öregedéskezelési programját érintik (pl. MAPAID, ATLAS+, ASATAR, APLUS, REDUCE, PowerDay, McSCAMP, AGE60+, MICRIN+, SPARC, LOSSVAR, AIR-SFP, DEFI-PROSAFE, SPH-2PHASEFLOW, INTEGRID). Az ebben leginkább érintett TA4-es szakmai bizottsághoz (Integrity Assessment of Systems, Structures and Components) jelenleg is 31 db projektjavaslat tartozik a 120 kezdeményezés közül.

A jövőre nézve pozitívként megemlíthető, hogy két olyan projekt is fut (ATLAS+, ADVISE), melyek a PA Zrt. szempontjából releváns tématerületet ölelnek, ezáltal javasolt azok nyomon követése a legújabb kutatási eredményekhez való hozzáférés, másrészt azoknak a VVER viszonyokra történő adaptálása érdekében. Továbbá természetesen folyamatosan figyelni kell a NUGENIA-n belüli tevékenységek folyását, kiemelt fontosságot szentelve a K+F témák követésének és esetleges generálási lehetőségének a megtételére.

HETEROGÉN VARRAT VIZSGÁLATÁNAK TÁMOGATÁSA KORSZERŰ NUMERIKUS MÓDSZEREKKEL - MAPAID PROJEKT

Dr. Szávai Szabolcs

osztályvezető, Bay Zoltán Alkalmazott Kutatási Nonprofit Kft
H-3519 Miskolc, Iglói út 2., +36 46 560120, szabolcs.szavai@bayzoltan.hu

Bézi Zoltán

vezető kutató, Bay Zoltán Alkalmazott Kutatási Nonprofit Kft
H-3519 Miskolc, Iglói út 2., +36 46 560120, zotan.bezi@bayzoltan.hu

Erdei Réka

junior kutató, Bay Zoltán Alkalmazott Kutatási Nonprofit Kft
H-3519 Miskolc, Iglói út 2., +36 46 560120, reka.erdei@bayzoltan.hu

A kutatás célja az atomerőművekben előforduló heterogén hegesztett kötések fázisvezérelt ultrahangos vizsgálatára, mint roncsolásmentes vizsgálati módszerre érvényes modell és validációs eljárás, módszertan kidolgozása. A validáció céljából atomerőműi anyagból készült, heterogén hegesztett kötéssel ellátott mockup-ok kerültek kiválasztásra, melyről pásztázó elektronmikroszkóp (visszaszórt elektron diffrakció – EBSD) segítségével nyerhető mikroszkópi kép, s a heterogén hegesztett kötés felületén elhelyezkedő szemcsék orientációjára vonatkozó információ volt kinyerhető. Ezen vizsgálatokból meghatározott jellemzők inputként szolgáltak a heterogén hegesztett kötések végzett fázisvezérelt ultrahangvizsgálat modellezése és szimulációja során.

Az ultrahangvizsgálatok jellemzői a CIVA szimulációs szoftver számára, mint input adatok kerültek megadásra. Ezáltal meghatározhatóvá vált az indextávolság, az adott orientációjú mesterséges hiba analízisének megfelelően, valamint a longitudinális és transzverzális hullámokkal történő vizsgálatok beesési szögei.

A szimuláció szolgáltatta eredmények az UH besugárzás adta vizsgálati eredményekkel kerültek összehasonlításra. Ez alapján elmondható, hogy az S-scan vizsgálat szimulációjának eredményei jó egyezést mutattak a vizsgálati eredményekkel, bár a szimuláció nem tudott figyelembe venni minden apró eltérést, csak azt, amire fel volt készítve. Megállapítható, hogy a rendelkezésre álló és bemutatott szimulációs módszer támogatni képes a vizsgálati elrendezés tervezését és fejleszteni tudja az eredmények kiértékelését. A pontos és korrekt mikrostruktúra változás rögzítésének érdekében számos anyagjellemző szükséges a szemcseméret és orientáció szimulációjához.

Az UH vizsgálatok és a szimulációk összehasonlításából jó egyezést kaptunk, bár kisebb eltérések voltak megfigyelhetők a detektált hibák válasz amplitúdójában. A következő lépés lehet új szimulációk megvalósítása - első lépésben - néhány homogén régióval felépített anizotrop anyagalmazon, majd analitikus törvény adaptációja, mely pontosan illeszkedik a vizsgált DMW mikroszkopikusan megfigyelt kristálytani orientációjának változásához.

A projekt eredményeként lehetőség nyílt a fázisvezérelt technikák pontosabb és jobb hatásfokú kiértékelésére egy javított, nagyobb hatásfokú roncsolásmentes vizsgálat elvégzése, továbbá a design, optimalást és kiértékelést segítő szimuláció végrehajtása céljából.

A projekt során a kísérleti és szimulációs vizsgálatokról készített riportok, az esettanulmányok alapján levont következtetések és a további vizsgálati lehetőségek a roncsolásmentes vizsgálatokkal foglalkozó szakemberek és a nukleáris ipar szakemberi felé bemutatásra, megvitatásra kerültek.

REAKTOR KOSÁR SOKSZÖGLAP-ÖVLEMEZ RÖGZÍTŐ CSAVAROK RONCSOLÁSMENTES VIZSGÁLATÁNAK ÉS CSERÉJÉNEK LEHETŐSÉGEI

Székely Levente Csaba

gépészmérnök, Trampus és Társa Kft.

2040 Budaörs, Szabadság út 193., +36-70-663-75-07, levente.szekely@ttsa.hu

Prof. Dr. Trampus Péter

ügyvezető, Trampus és Társa Kft.

+36-20-985-59-70, peter.trampus@ttsa.hu

A nyomottvizes reaktorok belső berendezéseinek egyike az üzemanyag kosár, amelynek feladata az aktív zóna kialakítása az üzemanyag kazetták pozicionálása által, továbbá a hűtőközeg áramlásának biztosítása. A berendezés főbb részei a kosár külső, a reaktoraknával szomszédos falát képező hengerpalást és a belső, a szélső üzemanyag kazetták által leírt kontúrt követő sokszöglap palást. A hengerpalást belső felületén több magasságban övlemezek futnak, amelyekre csavarkötéssel rögzítik a sokszöglap palástot.

A sokszög palástot rögzítő csavarok a reaktor üzeme alatt gyorsneutron-sugárzásnak, nagy hőmérsékletnek és – első sorban a sugárzásos duzzadás következtében – járulékos mechanikai igénybevételnek vannak kitéve. Számos külföldi atomerőmű üzemeltetési tapasztalata azt mutatja, hogy a csavarokon bizonyos üzemidő eltelte után sugárzás segítette feszültségkorróziós repedések (*Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking - IASCC*) jelennek meg, amelyek egyes esetekben a csavar törését és a berendezés integritásának csökkenését okozzák.

Az elmúlt időszakban a külföldi, nyomottvizes atomerőművek üzemidő-hosszabbítása kapcsán a csavar károsodások felderítése hangsúlyozott szerepet kapott. Ezt a külföldi atomerőművek csavar vizsgálati eredményeinek statisztikai elemzésével illusztráljuk.

Bemutatjuk és értékeljük a csavarok vizuális, illetve ultrahangos úton történő roncsolásmentes vizsgálatát.

Tekintve a nagy sugárzási teret a vizsgálatot távirányítású manipulátorok segítségével végzik. Ismertetjük a különböző, árbócos és bűvárrobotos technikákat és összehasonlítást végzünk az egyes eljárások műszaki specifikációi, a vizsgálatok teljesítőképessége és az időszakos vizsgálatokba integrálhatóságuk tekintetében.

A feladat utolsó részeként ismertetünk egy, a csavarok cseréjére kialakított eljárást, amelyet egy VVER-440 típusú blokkon korábban már alkalmaztak.

IDŐSZAKOS REAKTORTARTÁLY ANYAG ELLENŐRZŐ PROGRAMOK FEJLŐDÉSE

dr. Gillemot Ferenc

megbízott mérnök, MTA EK

1121 Bp. Konkoly Thege u.29-33, 36-20-9379-035, gillemot.ferenc@energia.mta.hu

Horváth Márta

tudományos munkatárs, MTA EK

1121 Bp. Konkoly Thege u.29-33, 36-30-483-8283, horvath.marta@energia.mta.hu

Szenthe Ildikó

mérnök, MTA EK,

1121 Bp. Konkoly Thege u.29-33, 36-30-941-8460, szenthe.ildiko@energia.mta.hu

A reaktortályok anyagának öregedése a nyomottvízes atomerőművek élettartamának egyik korlátja. Az öregedést három hatás okozza: sugárkárosodás, termikus öregedés, és kisciklusú fáradás. A kisciklusú fáradást az üzemi ciklusokból számításokkal, a sugárkárosodás és a termikus öregedés hatását a reaktortartályokban elhelyezett próbatest készletekkel lehet ellenőrizni.

Az időszakos ellenőrzések igen fontos része a roncsolásmentes hibafeltáró vizsgálat (ultrahang, mágneses repedésvizsgálat) is, de ennek az előadásnak csak az öregedés mechanikai vizsgálata a tárgya.

Az első generációs reaktoroknál (1960-1970 körül) még nem voltak próbatest készletek, laboratóriumi mérések alapján becsülték az élettartamot. Időközben a mechanikai vizsgálatok is fejlődtek, a törési érzékenységi vizsgálatok (Charpy próba) mellett megnőtt a törési szívósság meghatározásának a szerepe is.

A második generációs nyomottvízes reaktorok két nagy csoportra oszthatóak: az amerikai és a francia tervezésű reaktorokra (továbbiakban PWR), és az orosz tervezésű VVER reaktorokra. Az alapvető különbség az, hogy a VVER-440 reaktorokban a zóna és a tartályfal közötti vízréteg sokkal kisebb (kohászati és szállítási korlátok miatt) emiatt a tartályfalat öregítő gyors neutron fluencia 3-5 ször nagyobb.

A 70-es években a PWR reaktorokba kezdtek próbatest készleteket elhelyezni a reaktor fal közelébe, ahol a fluens maximum 1-3 ször nagyobb mint a tartályfal belső oldalánál. A minimum előírás a PWR-ekre 3 készlet próbatest, amit a tervezett üzemidőnek megfelelő fluencia felénél, a háromnegyedénél és másfélszeresénél vesznek ki és vizsgálnak. A tartályban az élettartam végéig kell próbatest készletnek lennie.

A VVER-440 V-230 (első generációs) orosz reaktoroknál sem volt próbatest készlet, annak ellenére, hogy a zóna és a fal közötti kis vízréteg miatt a fal sugárterhelése kb. 5 ször nagyobb, mint a PWR-eknél. A második generációs VVER-440 V-213 reaktorokban áramlástechnikai okokból a reaktoraknába mart és behegesztett csövekben helyeztek el 6 próbatest készletet, amiben a Charpy ütőmunka és szakítópróbatetekon kívül Charpy méretű törésmechanikai próbatetek is voltak. Miután ezek a zóna közelébe kerültek az őket érő neutron fluencia 12-18 ször nagyobb volt, mint a tartályfalon. A VVER-440 V213 és a PWR-ek különbségei, valamint a kis kiszökésű zóna és az üzemidő hosszabbítás szükségessége tette az időszakos ellenőrző program többszöri kiegészítését, új láncok és próbatest készletek gyártását és vizsgálatát. Az előadás ennek a lépéseit foglalja össze.

AZ ALLEGRO KERÁMIA ÜZEMANYAG HŐTECHNIKAI MODELLEZÉSE

Orosz Gergely Imre

PhD hallgató, BME NTI

1111 Budapest, Műegyetem rakpart 9., orosz@reak.bme.hu

Dr. Tóth Sándor

egyetemi docens, BME NTI

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

A gázhűtésű gyorsreaktor (Gas-cooled Fast Reactor, GFR) egyike a IV. generációs atomreaktor típusoknak. A kemény neutron spektrum és a magas zóna kilépő hűtőközeg hőmérséklet teszi ezt a reaktortípust különösen vonzóvá. Ezek a tulajdonságok jelentik a legnagyobb kihívást is, mivel a szerkezeti elemeket komoly igénybevételnek teszik ki. A gyorsreaktorok a természetes uránkészletek nagyságrendileg jobb kihasználását teszik lehetővé, továbbá képesek a hosszú élettartamú radioaktív hulladékok mennyiségének nagyarányú csökkentésére. A magas kilépő hélium hűtőközeg hőmérséklettel (körülbelül 850 °C) magas erőmű hatásfokot lehet elérni (43%-48%), amely felveszi a versenyt a modern szénhidrogén tüzelésű erőművek hatásfokával.

Egy 75 MWth teljesítményű demonstrációs reaktor (ALLEGRO) fejlesztése jelenleg is folyik hazai és nemzetközi projektek keretein belül. A reaktor a szükséges technológia kifejlesztésére és a koncepció működőképességének bemutatására szolgál. Korábban vizsgáltuk a reaktor kerámia kazettájának sarok régiójában kialakuló hőmérséklet-eloszlást.

Jelen munkánkban a sarok régió modelljét kiegészítettük az üzemanyag és a gázrés modelljével, és leírtuk az üzemanyagban történő térfogati hőfelszabadulást. A feladat megoldásához az ANSYS CFX program 15-ös verzióját használtuk. A modellel négy esetet tanulmányoztunk annak megállapítása céljából, hogy a fűtőelemekben történő térfogati hőfelszabadulás és a hősugárzás figyelembevétele milyen változásokat okoz a modellekkel számított eredményekben. Ezzel tovább pontosítottuk a sarok régió leírását. Az előadásban megmutatjuk, hogy milyen hőmérsékletviszonyok alakulnak ki a kazetta rész szerkezeti elemeiben.

ALLEGRO KÍSÉRLETI FŰTŐELEMKÖTEG HŐÁRNYÉKOLÁSÁNAK CFD VIZSGÁLATA

Farkas István

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

Farkas István Tamásné

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

Guba Attila

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

Mayer Gusztáv

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

Az ALLEGRO demonstrátor reaktor elsődleges feladata a negyedik generációs GFR2400 gázhűtésű gyorsreaktor új típusú fűtőelem kazettáinak tesztelése. Az ALLEGRO üzemelése során három eltérő zónakonfigurációt valósítunk meg. Az elsőben teljes egészében rozsdamentes acélköpenyű fűtőelemkötegek lesznek, ~530 C kilépő zónahőmérséklet mellett. A harmadik zónakonfigurációban csak új típusú (magas hőmérsékletnek ellenálló) kerámia burkolatot használnak majd ~800-850 C kilépő hőmérséklet mellett. A második – átmeneti – zónában egyidejűleg lesz jelen a kerámia és acélburkolat is. A két különböző típusú kazettának – anyagszerkezeti okok miatt – eltérő kilépő hűtőközeghőmérséklete kell, hogy legyen, így a magas hőmérsékletű kísérleti fűtőelemköteget hőszigetelni kell a környező acél burkolatú kazettáktól. Ebben a tanulmányban CFD számításokkal vizsgáljuk meg az alkalmazni kívánt hőárnyékolási módszereket.

Köszönetnyilvánítás

A munka a Nemzeti Kutatási, Fejlesztési és Innovációs Alap által támogatott VKSZ_14-1-2015-0021 azonosító számú projekt keretében zajlott.

CSOPORTÁLLANDÓ ELŐÁLLÍTÁS ÉS ZÓNAOPTIMALIZÁLÁS MÓDSZERTANA AZ ALLEGRO REAKTORRA

Batki Bálint

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

Pataki István

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

Keresztúri András

főtanácsos, AEMI Atomenergia Mérnökiroda Kft.
1121 Budapest, Konkoly Thege Miklós út 29-33., +36-1- 392-2222/(3436),
kereszturi.andras@energia.mta.hu

Panka István

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

Az ALLEGRO gázhűtésű reaktor zónája jelenleg fejlesztés alatt áll. Az aktuális koncepciót optimalizálni kell annak érdekében, hogy az eleget tegyen különböző követelményeknek. A zóna reaktorfizikai optimalizálása számos teljes zónás számítást követel meg, melyekhez nodális kódokat érdemes alkalmazni a számítási sebességük miatt. Pontos nodális számításokat csak precíz csoportállandókkal tudunk kapni, így azok előállítása fontos feladat. A jövőben tervezett tranziens számításokra készülendő, fontos figyelmet fordítani a hőmérsékleti effektusokra már a csoportállandók előállításánál. A módszerek verifikálása szintén elengedhetetlen.

Az előadás során bemutatásra kerülnek a csoportállandó előállítás lehetőségei a Serpent Monte Carlo kóddal. Ismertetjük a szuperhomogenizációs (SPH) módszer alkalmazását nem-sokszorozó közeget tartalmazó kazettákra. Továbbá a következő termikus effektusokat vizsgáljuk kazetta és zóna szinten: doppler effektus, üzemanyag-pasztilla tágulási effektus, üzemanyag burkolat tágulási effektus, void effektus. Ezen jelenségek pontos ismerete és számítása különösen fontos, mivel ezek jelentősen eltérnek a termikus reaktorban megszokottaktól és fontos szerepet játszanak például reaktivitás üzemzavarok során.

A kapott csoportállandókat a KIKO3DMG nodális kódban alkalmazzuk. A különböző csoportállandó előállítási módszereket teszteljük és a kapott nodális számítás eredményeit verifikálás céljából összehasonlítjuk a referencia Monte Carlo számítás eredményével. Végül bemutatunk egy módszertant az ALLEGRO zónájának optimalizálására a KIKO3DMG kód használatával úgy, hogy a módosított zóna megfeleljen a következő kritériumoknak: elegendő reaktivitás tartalékkal rendelkezzen a kívánt hosszúságú kampányhoz; adott reaktorteljesítmény mellett a maximális lineáris hőteljesítmény ne legyen nagyobb a megengedett értéknél; az atomok helyelhagyási gyakoriságával (DPA) jellemzett károsodási paraméter maximális legyen. Ezen célok eléréshez az üzemanyag kazetták kezdeti plutónium tartalmát és a kazetták számát változtattuk.

FÚVÓ BYPASS VIZSGÁLATA AZ ALLEGRO REAKTORBAN

Mayer Gusztáv

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

Guba Attila

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

Az ALLEGRO kísérleti gázhűtésű gyorsreaktorban teljes feszültségkimaradás esetén az ún. maradványhő eltávolító rendszerrel (DHR – Decay Heat Removal system) passzív módon lehet hűteni a fűtőelemeket. A kialakuló természetes áramlást azonban nagymértékben korlátozza a DHR fűvó sűrű lapátózása álló helyzetben. Ebben a tanulmányban azt vizsgáljuk, hogy szabad-e, illetve érdemes-e megkerülő vezetékét építeni a DHR fűvókhoz. Míg teljes feszültségkiesés esetében a DHR bypass növeli a hűtőközeg tömegáramát és ezáltal csökkenti a maximális burkolathőmérsékletet, addig szándékolatlan DHR szelepnýtás esetében a burkolathőmérséklet emelkedhet.

Köszönetnyilvánítás

A munka a Nemzeti Kutatási, Fejlesztési és Innovációs Alap által támogatott VKSZ_14-1-2015-0021 azonosító számú projekt keretében zajlott.

AZ ALLEGRO 1. SZINTŰ VALÓSZÍNŰSÉGI BIZTONSÁGI ELEMZÉSÉNEK EREDMÉNYEI

Tóth Barnabás

tudományos segédmunkatárs, NUBIKI Kft.

1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33. 6. ép., +36 1 392 2222/ 2103

tothb@nubiki.hu

Siklóssy Tamás

divízióvezető, NUBIKI Kft.

1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33. 6. ép., +36 1 392 2222/ 2113

siklossyt@nubiki.hu

Az előadás célja a Fenntartható Atomenergia Technológiai Platform Stratégiai Kutatási tervében előirányzott feladatok közül az ALLEGRO demonstrációs reaktor továbbfejlesztett PSA-modelljének bemutatása, továbbá a modell kiértékeléséhez szükséges bemenő adatok meghatározását és az eredmények számszerűsítését érintő módszertani kérdések és lehetőségek ismertetése.

A kutatási program első évében kitűzött feladat keretében részletesen foglalkoztunk az ALLEGRO demonstrációs reaktor innovatív technológiai megoldásainak PSA-t érintő módszertani kérdéseivel. Az ezt követő két évben kidolgoztuk a primerköri hűtőközegvesztéses, majd az egyéb, tranziens üzemzavarokra vonatkozó eseménylogikai modelleket. Az üzemzavar-elhárítás sikerkritériumait, azaz az eseményfák csomópontjait a rendelkezésünkre álló termohidraulikai elemzések segítségével határoztuk meg. A hibafák elkészítéséhez szükséges rendszeranalízis terjedelmét és részletességét jelentősen meghatározta a reaktor rendszereire jelenleg rendelkezésre álló tervek igen korlátozott volta, így a hibafaelemzés során támaszkodtunk az energetikai reaktorokra vonatkozó elemzői tapasztalatunkra.

A valószínűségi biztonsági elemzés módszertanával foglalkozó kutatási jelentésben részletesen értekeztünk arról, hogy a PSA gyakorlatában jelenleg rendelkezésre álló megbízhatósági adatok elsősorban a konvencionális technológiát alkalmazó nukleáris létesítményekre vonatkoznak, ezért komoly kihívást jelent az ALLEGRO eseménylogikai modelljének kiértékeléséhez szükséges bemenő adatok meghatározása. Annak következményeként, hogy hasonló paraméterekkel és technológiai megoldásokkal rendelkező nukleáris létesítményekkel kapcsolatosan korlátozott üzemeltetési tapasztalattal rendelkezünk, a bemenő megbízhatósági adatok statisztikai szempontból jelentős bizonytalansággal terheltek. A GoFastR projekt keretében kidolgozott eljárás segítségével többféle adatbázis alapján összeállítottak egy megbízhatósági adatbázist a gázhűtésű gyorsreaktorok (GFR) alapvető berendezéseire vonatkozóan, amely összeállításra jelentős mértékben támaszkodtunk a bemenő adatok meghatározásakor.

A megbízhatósági modellek kiválasztását, majd az ALLEGRO sajátos berendezései és szerkezeti anyagai megbízhatóságát jellemző adatok meghatározását követően elvégeztük a PSA-modellek számszerű kiértékelését, azaz meghatároztuk a zónasérülés mint kedvezőtlen végállapot gyakoriságának pontértékét az elemzés terjedelmébe tartozó üzemállapotokra és kezdeti eseményekre. Mindemellett vizsgáltuk a számszerű bizonytalansági és érzékenységi elemzés lehetőségeinek kérdéseit is. Az eredményeket felhasználva további utóvizsgálatokra tettünk javaslatot, hogy a későbbiekben azonosítani lehessen a demonstrációs reaktor gyenge pontjait, és megalapozott biztonságnövelő intézkedéseket lehessen megfogalmazni.

Az előadás keretein belül rövid áttekintést adunk a kutatási program négy évében elvégzett munkáról, a bemenő megbízhatósági adatok meghatározásának módjáról a felhasznált adatforrások bemutatásával, majd a számszerűsítés kérdéseiről és a javasolt utóvizsgálati területekről.

ALLEGRO GÁZHŰTÉSŰ GYORSREAKTOR SÚLYOS BALESETI FOLYAMATAI

dr. Horváth L. Gábor,

tudományos főmunkatárs, NUBIKI,

1121 Bp. Konkoly Thege M. út 29-33, T: 361-392 2222/2109, HorvathLG@nubiki.hu

A jelenleg fejlesztés alatt álló ALLEGRO gázhűtésű demonstrációs gyorsreaktor tervezését feltételezett baleseti folyamatok elemzésével támogatjuk. A munkához a MELCOR súlyos baleseti kód bázisán megfelelő elemzési eszközt fejlesztettünk. Az eszközt – MELCOR modellt - ellenőriztük kísérletek számításával. Ezen eszközzel a jelenlegi koncepció előnyeit, hátrányait vizsgáljuk baleseti folyamatok tekintetében.

Jelen előadásban egy hipotetikus súlyos baleseti folyamattal illusztráljuk a gázhűtésű reaktornál kialakuló folyamatokat és a vizsgálatok jellegét.

A kezdeti esemény egy $d=0.254\text{m}$ átmérőjű csőtörés a reaktor fő cirkulációs körének hidegágában a végső hőelnyelő elvesztésével de működő nitrogén akkumulátorokkal.

A súlyos baleset kezdeti és határ feltételei:

- Reaktor névleges teljesítmény 75 MW
- Remanens hő elvezető rendszer, hőcserélők 3 ág működik, víz nélkül
- Remanens hő elvezető rendszer, gázfűvők NEM működik
- Főkör kisegítő motor NEM működik
- Főkör izoláló szelepek lezár biztonságvédelmi jelre
- Nitrogén akkumulátorok működik (2x200m³)

Az eredmények azt mutatják, hogy a jelenlegi tervben szereplő nitrogén akkumulátorok nem tudják megakadályozni a súlyos baleset kialakulását. Az első üzemanyag burkolat sérülés 1-2 percen belül bekövetkezik, viszont a zónatörmelékének tartály aljára jutása csak több mint 3 nap után várható. A reaktor tartály sérülése több mint 1 hónap után következhet be.

Az előadásban a folyamat alapján ismertettünk néhány módosító javaslatot, amellyel megakadályozható a zóna leolvadása.

ATOMENERGETIKA ÉS A FENNTARTÁHTÓ FEJLŐDÉS, TÉNYEK, KÉTELYEK ÉS KILÁTÁSOK

Molnár Szabolcs

főmérnök, Pöry-Erőterv Zrt.,

1094 Budapest, Angyal u. 1-3., +36 20 / 439 8351, szabolcs.molnar@poyry.com

Napjainkban egyre fontosabbá válik a fejlődés fenntarthatóságának biztosítása, melynek egyik előfeltétele a megfelelő mennyiségű és minőségű energia rendelkezésre állása. Ennek szellemében az „*energia és a környezet*” fogalmak szoros kapcsolatban kell álljanak.

Az energia és a környezet kapcsolatának kiemelten két folyamata jelentős: Az egyik, hogy az energetika a természeti környezetből veszi erőforrásait, legyen szó akár a kimerülő fosszilis vagy nukleáris energiahordozókról, illetve a megújuló energiákról. A másik folyamat, hogy az energiaátalakítás során az ökoszisztémát terhelő anyagok a természeti környezetbe jutnak vissza.

Egyre többször keresnek összefüggést az antropogén hatások és a CO₂ kapcsolata között. Sok esetben korunk egyik legnagyobb veszélyének a klímaváltozást tartják, amelyek okaként a CO₂ és más légköri nyomgázok okozta üvegházhatást nevezik meg – hibáztatva az energetikát.

Előadásomban elemzem az emberiség energiafelhasználásának, a légkör összetételének, illetve a hőmérsékletének változásait, azok között kapcsolatot keresve és kiemelve az (atom)energetikai összefüggéseket.

Arra a kérdésre is választ keresek, hogy Magyarország adottságainak szigorú realitásai mellett, milyen energia mixszel lehetne megoldani az erőművek fejlesztését, rávilágítva arra, hogy miért van szükségünk a nukleáris energetikára és az alaperőműveinkre.

Felszólalásom kulcsszavai: energiatakarékosság, energiahatékonyság, energiastratégia, energetikai környezetvédelem.

MODELLSZÁMÍTÁSOK FEJLESZTÉSE A FŰTŐELEMENK INHERMETIKUSSÁGI ÁLLAPOTÁNAK DETEKTÁLÁSÁRA ÉS ÉRTÉKELÉSÉRE

Radócz Gábor

tudományos segédmunkatárs, BME NTI, radocz@reak.bme.hu

Gerényi Anita

tudományos segédmunkatárs, BME NTI, gerenyi@reak.bme.hu

Dr. Pintér Tamás

vegyszeri szakértő, Paks II. Nuclear Power Plant Ltd., pinter.mail@gmail.com

Rozmanitz Péter Jakab

VEO osztályvezető, MVM Paksi Atomerőmű ZRt.,

Varjúné Baracska Ilona

VEO laborvezető, MVM Paksi Atomerőmű ZRt., varjune@npp.hu

Dr. Szalóki Imre

egyetemi docens, BME NTI, szaloki@reak.bme.hu

Az energiatermelő atomreaktorokban a fűtőelemek inhermetikus állapotának minél gyorsabb és érzékenyebb detektálása és az esetlegesen előforduló szivárgás észlelése valamint típusának meghatározása fontos üzemviteli feladat a zóna és a primer kör szennyezettségének minél kisebb szinten tartása érdekében. A fűtőelemek inhermetikus állapotára a primerköri hőhordozóban lévő hasadási termék és transzurán radioizotópok fajlagos aktivitásának mértékéből, illetve annak időbeni változásából lehet következtetni. A fűtőelem szivárgás jellemző paramétereit elsősorban a ^{131}I , ^{132}I , ^{133}I , ^{134}I , ^{135}I jódizotópok fajlagos aktivitásaiból és azok arányaiból lehet számítani, míg a ^{134}Cs , ^{137}Cs izotópok aktivitásarányából a szivárgó fűtőelem kiégettségére lehet következtetni. A primer vízbe kijutott hasadási izotópok aktivitáskoncentrációjának időfüggő meghatározása történhet kézi, vagy folyamatos gamma-spektrometriai módszerrel. A fűtőelemek állapotának értékelésére többféle modellt is kifejlesztettek az elmúlt két-három évtizedben, amelyek közül a leggyakrabban a reaktor egyensúlyi (legalább 2 hetes tranziensmentes időszak) állapotában az aktivitásmérésekből származó adatsorokon végzett számításokkal történik. Mivel ez az egyszerűsített modell csak a reaktorok egyensúlyi állapotára alkalmazható, így a nemegyensúlyi helyzetekben lejátszódó szivárgási folyamatokat nem tudja érdemben leírni. Az elmúlt években végzett modellfejlesztési munka során a Paksi Atomerőmű reaktorainak üzemi feltételeire egy új számítási modellt hoztunk létre, amely elsősorban egy-egy automata gamma-spektrometriai mérőrendszer 8 órás időfelbontással rendelkező adataira támaszkodik. A számítás a hasadási izotópoknak a reaktor üzemi állapotától függő keletkezési folyamatait leíró differenciál-egyenletrendszer megoldását jelenti. Ennek során figyelembe vesszük a fűtőelemekben, a fűtőelemek felületi szennyezésében és a primerköri hőhordozóban lejátszódó hasadási, bomlási és aktiválódási folyamatokat, a spiking eseményeket, valamint a víztisztító rendszer működésének hatását. A modell megoldásával egy teljes kampány időszakára ki lehet számítani a kritériumtényező és a szivárgó fűtőelemek számának időbeni változását is. A fűtőelemekben és a primerköri hőhordozóban lejátszódó, neutronindukált aktiválódási folyamatokat jellemző reakciósebességeket az MCNP6 programmal végzett kiegészítő számításokkal határoztuk meg.

Köszönetnyilvánítás:

Ezt a munkát a MVM Paksi Atomerőmű Zrt. és a Fejlesztési és Innovációs Alap, VKSZ_14 1-2015-0021 számú Nemzeti Nukleáris Kutatási Programja támogatásával végeztük.

REAKTORTRANZIENSEK DIREKT SZIMULÁCIÓJA MONTE-CARLO MÓDSZERREL: A GUARDYAN KÓD BEMUTATÁSA

Légrády Dávid

egyetemi docens, BME Nukleáris Technika Intézet
1111 Budapest, Műegyetem rkp. 9. R.216/1., +36-1-463 1254, legrady@reak.bme.hu

Molnár Balázs

PhD hallgató, BME Nukleáris Technika Intézet
1111 Budapest, Műegyetem rkp. 9. R.223., +36-1-463 1536, molnar.balazs@reak.bme.hu

Tolnai Gábor

műszaki ügyintéző, BME Nukleáris Technika Intézet
1111 Budapest, Műegyetem rkp. 9. R.223., +36-1-463 1536, molnar.balazs@reak.bme.hu

A Nemzeti Nukleáris Kutatási Programhoz kapcsolódó Versenyképességi Kiválósági Szerződések pályázat keretében GPU-alapú reaktordinamikai Monte-Carlo kódot fejlesztettünk, mely alkalmas akár valós reaktortranziensek mérési adatainak szimulációval történő reprodukálására. A GUARDYAN (GPU Assisted Reactor Dynamic Analysis) kód a neutronter időevolúcióját követi (tehát nem kvázisztatikus módszerről van szó), melyhez a szükséges számítási kapacitást a GPU architektúra adja. A GUARDYAN kód célja a gyors, másodperces léptékű tranziensek számolása. Világviszonylatban a GUARDYAN-hez hasonló kód még csak fejlesztési fázisban létezik a Serpent, az MCNP és a Tripoli verziójaként, de szemben a GUARDYAN-nel, egyik sem alkalmas még komplex geometriákon történő tranziensszámításokra, továbbá egyik kód sem GPU-alapú.

Már egyszerűsített geometriák esetében is magas szintű szóráscsökkentési eljárásokra van szükség ahhoz, hogy a kritikus közeli rendszerekben a neutronpopuláció számossága és súlyeloszlásának statisztikus szórása ne divergáljon kezelhetetlen mértékben csupán néhány neutrongenerációt követően. Ezért számos Monte-Carlo metodológiai újítást dolgoztunk ki, mint például a szabad úthossz mintavételezés adjungált alapú kedvező torzítását.

A kód realisztikus hatáskeresztmetszet-könyvtárakat használ, az adatokat és kölcsönhatásmodelleket közel félmillió adatpont MCNP6 kódhoz történő hasonlításával verifikáltuk. Termikus visszacsatolást a kód hőmérsékletfüggő hatáskeresztmetszeteken keresztül tud fogadni, jelenleg még maga nem számolja a hőmérséklet-eloszlásokat. A geometriai komplexitás illusztrációjaként említjük, hogy a GUARDYAN kód teljes részletességű VVER-440 geometriát a jelenleg rendelkezésre álló kommerciális, azaz nem kizárólag tudományos alkalmazásra gyártott GPU-kon is be tud olvasni, de szükség volna további egyaránt szoftveres és hardveres fejlesztésre is ahhoz, hogy a GUARDYAN kód atomerőművi környezetben iparilag is használható problémákat számolhasson. A most praktikus számolható méretű realisztikus rendszer a BME Oktatóreaktor, ezen a geometrián néhány másodperces tranziensek neutronikáját tudjuk tulajdonképpen közelítések nélkül számolni belátható futási idő mellett, melyet valós mérési adatokkal is összehasonlítottunk és szinte tökéletes egyezést tapasztaltunk.

A munka a Nemzeti Kutatási, Fejlesztési és Innovációs Alap által támogatott VKSZ_14-1-2015-0021 azonosító számú Nemzeti Nukleáris Kutatási Program keretében zajlott.

ASZIMMETRIKUS FOLYAMATOK FIGYELEMBE VÉTELE SÚLYOS BALESETEK SORÁN AC² RENDSZERKÓDDAL

Lovász Líviusz

tudományos munkatárs, GRS gGmbH

Boltzmannstr. 14, 85748, Garching, Németország, +498932004458, liviusz.lovasz@grs.de

Sebastian Weber

tudományos munkatárs, GRS gGmbH

Boltzmannstr. 14, 85748, Garching, Németország, +498932004438, sebastian.weber@grs.de

A fukushimai atomerőművi baleset egyik következménye, hogy előtérbe kerültek azok a kutatások, fejlesztések, amelyek a súlyos balesetek során végbemenő folyamatok megértését és leírását célozzák meg. Az elvégzett kísérleti és elméleti munkáknak köszönhetően a különböző rendszerkódok egyre megbízhatóbban tudják megjósolni egy-egy atomerőmű választását különböző kezdeti eseményekre.

Ezen rendszerkódok azonban, mint például a GRS által fejlesztett AC² (ATHLET/ATHLET-CD/COCOSYS), elsősorban azimutálisan szimmetrikus folyamatok szimulálására lett optimalizálva. Elképzelhetőek viszont olyan kezdeti események, amelyek az atomerőműben végbemenő folyamatok szimmetrikus jellegét megzavarják. Például: szabályozó rúd kilökődés, lokális blokádnak, aszimmetrikus kiégés vagy akár a reaktoron kívül is, a pihentetőmedencében végbemenő folyamatok, ahol a fűtőelemek nem körszimmetrikus geometriába vannak rendezve.

Ahhoz, hogy az AC²-ben ezen asszimmetrikus folyamatok pontosabban figyelembe vehetők legyenek pár programszintű változtatás volt szükséges. A megkötött gyűrűszerű nodalizáció helyett flexibilis nodalizáció lett implementálva, amellyel a lokális jelenségek jobban lefedhetőek a reaktoron belül és kívül (pihentető medence). Az újfajta nodalizációhoz egy új, három-dimenziós hősugárzási modell is lett fejlesztve.

Egy nyomottvizes atomerőműben végbemenő hipotetikus, aszimmetrikus súlyos baleset példáján keresztül mutatom be, két szimuláció segítségével, az aszimmetrikus folyamatok figyelembe vételének eredményekre gyakorolt hatását. Először a megszokott, gyűrűs nodalizációt használva, majd az új, flexibilis nodalizációt használva. Ezen kívül kitekintést adok a tervezett továbbfejlesztésre.

SUGÁRZÁSOK HASZNOSÍTÁSA PEROVSZKIT KRISTÁLYOKKAL

Náfrádi Gábor

kutató, ISIS Facility, Rutherford Appleton Laboratory-STFC,
Chilton, Didcot, Oxfordshire OX11 0QX, United Kingdom, gabor.nafradi@stfc.ac.uk

Horváth Endre

kutató, Laboratory of Physics of Complex Matter, Ecole Polytechnique Fédérale de Lausanne (EPFL),
CH-1015 Lausanne, Switzerland

Kollár Márton

kutató, Laboratory of Physics of Complex Matter, Ecole Polytechnique Fédérale de Lausanne (EPFL),
CH-1015 Lausanne, Switzerland

Horváth András

tanszéki mérnök, BME Nukleáris Technikai Intézet (NTI),
H-1111 Budapest, Hungary, horvath.andras@reak.bme.hu

Andričević Pavao

PhD hallgató, Laboratory of Physics of Complex Matter, Ecole Polytechnique Fédérale de Lausanne (EPFL),
CH-1015 Lausanne, Switzerland

Sienkiewicz Andrzej

kutató, ADSresonances Sàrl,
CH-1028, Prévèrènges, Switzerland

Forró László

professzor, Laboratory of Physics of Complex Matter, Ecole Polytechnique Fédérale de Lausanne (EPFL),
CH-1015 Lausanne, Switzerland

Náfrádi Bálint

kutató, Laboratory of Physics of Complex Matter, Ecole Polytechnique Fédérale de Lausanne (EPFL),
CH-1015 Lausanne, Switzerland

A perovszkit szerkezetű (pl.: $\text{CH}_3\text{NH}_3\text{PbI}_3$) félvezető napelemek az utóbbi években hatalmas fejlődésen mentek át a kezdeti 3,8%-os hatásfokuk mára meghaladja a 22%-ot. Napelemeken kívül többek között alkalmazzák meg őket LED-ek, lézerek előállítására is, vagy röntgen sugárzás detektálására, de érdekes tulajdonságokat mutatnak optikai úton kapcsolt mágnesség terén is.

Korábban röntgen besugárzásos kísérletek során vizsgáltuk a röntgen-szabad töltés hordozó konverziót $\text{CH}_3\text{NH}_3\text{PbI}_3$ mintánkban. Ezt folytatva nagy dózisteljesítményű (<100 Sv/h) tiszta gamma besugárzásos kísérleteket végeztünk a BME NTI reaktorán. Ezek során azt vizsgáltuk, miként használhatók perovszkit szerkezetű hibrid halogén kristályok a veszteségi sugárzás hasznosítására. A kísérletek során a minták gamma sugárzás okozta fotó áramát mértük az idő függvényében. A fotó áram a dózis teljesítménnyel arányosan változott, habár időállója eltért, de ennek magyarázata valószínűleg a változó gamma spektrumban rejlik. A mért teljesítménysűrűség 3 mW/kg volt a $\text{CH}_3\text{NH}_3\text{PbI}_3$ mintában 50 Sv/h dózisteljesítmény mellett, ami kb. tízszer nagyobb, mint amit hasonló alkalmazás során szilícium alapú mintákkal mértek. A kísérletek során nem tapasztaltunk sugárzás okozta anyagkárosodást. A minta fotó árama nem telítődött sem a dózisteljesítménnyel, sem a dózissal. Atomerőművi dózisteljesítményekre extrapolálva a mért teljesítménysűrűséget a technika komoly potenciált rejt magában.

Az eredményeket összefoglaló cikk az Energy and Environment Science újságban bírálat alatt van. A jövőben direkt neutron besugárzást valamint (n,gamma) reakcióval közvetett módon történő neutron hasznosítást vizsgáljuk.

MIKRONUKLEUSZ TESZT AUTOMATA FELDOLGOZÁSÁRA FEJLESZTETT MIKROSKÓPIÁS RENDSZER VIZSGÁLATA

Hülber Tímea

tudományos segédmunkatárs, BME, fejlesztő mérnök, Radosys Kft.
1111 Budapest Műgyetem rakpart 3., +36 30 7423006, thulber@radosys.com

Kis Enikő

kutató biológus, NNK Közegészségügyi Igazgatóság,

Kocsis S. Zsuzsa

klinikai sugárbiológus, Országos Onkológiai Intézet Sugárterápiás központ

Sáfrány Géza

főigazgatóhelyettes-főorvos, NNK Közegészségügyi Igazgatóság

Pesznyák Csilla

docens, BME Nukleáris Technikai Intézet

Jelen előadásban a Nemzeti Nukleáris Kutatási Program „A kis dózisok genetikai hatásának vizsgálata” nevű projektjének keretében elért eredményeinket mutatjuk be. A projekt 3 éve alatt a korábban dedikáltan automata mikronukleusz számlálásra fejlesztett Radosys Radometer MN-Series mikroszkópiás rendszer (továbbiakban: a rendszer) tesztelését illetve hatékonysági paramétereinek meghatározását végeztük el.

A citokinézis-blokkolt mikronukleusz teszt (CBMN) egy nemzetközileg elfogadott, széles körben alkalmazott retrospektív biodozimetriai módszer. Nukleáris balesetek során a mikronukleusz teszt kiértékelési sebességének óriási jelentősége van. Az automata rendszer nem csak ennek a felgyorsítását segíti elő, hanem a manuális MN számlálás szubjektivitásából adódó hibát is csökkenti.

Első lépésben megvizsgáltuk az automata rendszer erős és gyengébb pontjait a kis dózisokra való alkalmazhatóságának szempontjából: meghatároztuk azon környezeti, mechanikai és képfeldolgozási tényezőket, melyek az automata kiértékelés pontosságát befolyásolhatják. Ennek eredményeként azt kaptuk, hogy a minta preparációs eljárásbeli finom különbségek, illetve a festésből származó szemcsék gyakorolják a legnagyobb hatást a pontosságra.

Ezt követően párhuzamos mintakészítési és MN leszámlálási kísérletekkel harmonizáltuk a résztvevő laborok eljárásait. Valamint igazoltuk, hogy a festékszempcsékre kifejlesztett ún. több-síkú felvételkedészítési módszer jelentősen csökkenti a műtermékek számát, evvel a kis dózisú minták eredményét jelentősen pontosítva.

Végül a visszajelzések alapján továbbfejlesztett rendszer validálását a következő két mintasorozat segítségével elvégeztük: 1) Prosztatá tumoros betegek sugárterápiát megelőző és azt követő vér mintái 2) Egészséges alanyok vérmintáinak in vitro besugarazásával készült 6 dózisszintből álló kalibrációs mintasorozat. Ezek alapján megállapítottuk, hogy a referencia mintákon a binukleáris sejtek automata felismerési hatékonysága $69\pm 6\%$, míg a mikronukleusz detektálása $74\pm 6\%$ a 0-6 Gy intervallumban. A korreláció a manuális-automata illetve a manuális-félautomata eredmények között 97.7% illetve 99.8%. A 3 donor eredményeiből átlagolt teljesen automata kalibrációs görbe alapján az 1 Gy feletti dózisokat ± 0.7 pontossággal lehet meghatározni, amely elegendő az ún. triage besorolásra. Az 1 Gy alatti dózist elszennvedett minták kiértékelése esetén a fél-automata felülvizsgálati módszert ajánljuk, amely eredménye 10% pontossággal megközelíti a manuális értékeket, de emellett a kiértékelés idejét még mindig a felére csökkenti.

Összefoglalásként elmondhatjuk, hogy a tesztelésünk eredményeképpen tett javaslatok alapján történt mintakészítési eljárás finomhangolás és képfeldolgozó algoritmus fejlesztés jelentősen hozzájárult az automata rendszer robusztusságának növeléséhez.

A Radometer-MN Series automata mikroszkópot a Radosys Kft. bocsátotta rendelkezésünkre

A munka a Nemzeti Kutatási, Fejlesztési és Innovációs Alap által támogatott VKSZ_14-1-2015-0021 projekt keretében zajlott.

A CIRKÓNÍUM ANYAGTUDOMÁNYI KUTATÁSOK (CAK) PROJEKT ELSŐ EREDMÉNYEI

Hózer Zoltán, Slonszki Emese

MTA EK

1525 Budapest, Pf. 49., e-mail: hozer.zoltan@energia.mta.hu, emese.slonszki@energia.mta.hu

Gémes György

TÜV Rheinland InterCert Kft.

1132 Budapest, Váci út 48, e-mail: gyorgy.gemes@hu.tuv.com

Groma István

Eötvös Loránd Tudományegyetem

1053 Budapest, Egyetem tér 1-3, e-mail: groma@metal.elte.hu

Lajtha Gábor

NUBIKI Nukleáris Biztonsági Kutatóintézet Kft.

1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33, e-mail: lajtha@nubiki.hu

Az atomerőművi fűtőelemek burkolataként használt cirkóniumötvözetekben komplex folyamatok mennek végbe, amelyek jelentős anyagszerkezeti változásokat okozhatnak. A jelenségek jobb megértése nemcsak tudományos szempontból érdekes, hanem a kutatási eredmények hatással lehetnek a gyártástechnológia tökéletesítésére, vagy az erőmű üzemviteli paramétereinek optimalizálására és a biztonság értékelésére. A Nemzeti Kutatási, Fejlesztési és Innovációs Hivatal (NKFIH) által 2016-ban kiadott felhívásra hazai szakemberek olyan anyagtudományi pályázatot készítettek, amelynek alapvető célja a fűtőelemek cirkónium burkolatában végbemenő változások eddigieknél részletesebb vizsgálata. A Cirkónium Anyagtudományi Kutatások (CAK) projekt megvalósítására létrejött 4 résztvevős konzorcium tagjai az MTA Energiatudományi Kutatóközpont (MTA EK), az Eötvös Loránd Tudományegyetem (ELTE) Anyagfizikai Tanszéke, a TÜV Rheinland InterCert Kft. (TÜV) és a Nukleáris Biztonsági Kutatóintézet Kft. (NUBIKI).

A hároméves projekt 2017 januárjában kezdődött elsősorban olyan cirkóniumcsövek vizsgálatával, amelyeket a Paksi Atomerőműben is használnak. Az eddig eltelt másfél évben új kutatási módszereket fejlesztettek ki a különböző Zr mintákhoz, megvizsgálták az alapállapotú csövek jellemzőit, valamint sor került több mint kétezer olyan mintadarab előkezelésére, amelyekkel további méréseket, mechanikai és anyagszerkezeti vizsgálatokat hajtanak végre a következő időszakban.

Az előadás röviden bemutatja a konzorcium tagjainak tevékenységét, feladatait és áttekintést ad a projekt első másfél évének eredményeiről.

CIRKON ÖTVÖZET BESUGÁRZÁSA A BUDAPESTI KUTATÓ REAKTORBAN

Szenthe Ildikó

mérnök, MTA EK

1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33., 392-1105, szenthe.ildiko@energia.mta.hu

Horváth Lászlóné

anyagvizsgáló mérnök, MTA EK,

1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33., 392-1105, horvath.marta@energia.mta.hu

Gillemot Ferenc

1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33., 392-1420, gillemot.ferenc@energia.mta.hu

Kovács Attila

1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33., 392-1411, kovacs.gy.attila@energia.mta.hu

Uri Gábor

1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33., 392-1420, uri.gabor@energia.mta.hu

A Nemzeti Kutatási, Fejlesztési és Innovációs Hivatal támogatásával létrejött NVKP_16-1-2016-0014 számú, kutatás-fejlesztési szerződés keretében az MTA EK „Az atomerőművekben használt cirkónium ötvözetek anyagszerkezeti változásainak hatása a fűtőelemek épségére és a környezeti terhelésre” című kutatási szerződés feladatákként vállalta Zr ötvözetek besugárzását a Budapesti Kutatóreaktorban.

A projekt keretében a Paksi Atomerőmű E110 jelű és a jövőben használandó E110G jelű burkolatanyagát vizsgáljuk. A burkolatanyagot szállító orosz gyártó a korábbi elektrolitikus eljárásról áttér a fémszivacsos technológiára. Az így készült E110G jelű burkolatanyag kémiai összetétele gyakorlatilag ugyanaz marad és üzemi tulajdonságai sem változnak jelentősen a gyártó szerint. A gyártó előzetes mérései szerint a jelenleg használt E110 jelű anyagnál az új E110G jelű anyag kevésbé ridegedik üzemzavari (LOCA) körülmények között.

Várhatóan a tervezési üzemzavar és a tervezésen túli esetek mellett normál üzemi körülmények között is jelentősen módosulnak az anyag jellemzői, amelynek ellenőrzésére mérésekre van szükség.

A gyártó által szolgáltatott információkhoz fontos kiegészítést jelentenek a független hazai mérések. Szükség van az alapállapotú, és különböző – az erőművi kiegészés részfolyamatait szimuláló – eljárásokkal előkezelt E110 és E110G jelű burkolatanyagok összehasonlító jellegű mechanikai vizsgálatára.

Az alprojekt keretében alapállapotú, és különböző – az erőművi kiegészés részfolyamatait szimuláló – eljárásokkal előkezelt minták besugárzására kerül sor. Ez lehetővé teszi majd a későbbi vizsgálatokban a besugárzás, a hőkezelés és a korrózió együttes hatásának az értékelését.

A minták besugárzását a Budapesti Kutató Reaktorban működő BAGIRA besugárzó szondával végezzük, amely a hozzákapcsolódó radioaktív anyag vizsgálatára is alkalmas anyagvizsgáló laboratóriummal együtt lehetővé teszi a próbatetek különböző fluenciákkal és adott hőmérsékleten történő besugárzását és így a sugárkárosodásuk vizsgálatát.

MIKROSZERKEZET VÁLTOZÁSÁNAK RÖNTGENDIFFRAKCIÓS VIZSGÁLATA

Prof. Groma István

egyetemi tanár, ELTE TTK Anyagfizikai Tanszék
H-1518 Budapest Pf.32, +36-1-372-2802, groma@metal.elte.hu

A nukleáris technikában használatos szerkezeti anyagok egy fontos csoportját jelentik azok az anyagok amelyek közvetlenül ki vannak téve neutron sugárzásnak. A hosszú idejű sugárzás hatására az anyagok mikroszerkezete jelentős változáson megy keresztül, mechanikai és termikus tulajdonságai jelentősen megváltoznak. A mikroszerkezeti változás folyamatának részletes feltárása ezért alapvető fontosságú a biztonságos működés szempontjából.

A mikroszerkezet meghatározásának egyik igen hatékony módszere a röntgen diffrakció. A napjainkban alkalmazható vizsgálati módszerek a korábbiaknál sokkal részletesebb információt szolgáltatnak az anyagokban kialakuló hibaszerkezetről.

Az előadásban ismertetjük ezeket az új módszereket és bemutatjuk cirkón ötvözetekben elvégzett ilyen méréseinket.

SZÁMÍTÁSOK A CODEX-NITRO KÍSÉRLETEKHEZ

Kostka Pál, Lajtha Gábor

NUBIKI Nukleáris Biztonsági Kutatóintézet Kft.

1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33,

e-mail: kostka@nubiki.hu, lajtha@nubiki.hu

Az atomerőművi fűtőelemek burkolatának vizsgálatával a Cirkónium Anyagtudományi Kutatások (CAK) projekt foglalkozik. Ezen fűtőelemek üzemi üzemzavari vizsgálatának egyik fontos eleme a burkolat baleseti körülmények közötti vizsgálata. A baleseti folyamatok során az egyik legfontosabb részfolyamat a cirkónium oxidációja. A vízgőzben történő oxidáció hő- és hidrogéntermeléssel jár, ami a folyamat további lefolyását jelentősen befolyásolja. A keletkező hidrogén a konténmentbe jut, ahol égése veszélyeztetheti annak épségét.

A baleseti folyamat során a fűtőelemekhez nitrogén (a hidroakkumulátorokból) és levegő is juthat. Ezeknek a folyamatoknak a vizsgálata a Fukushima-i baleset után kezdődött el. Az MTA-EK a CAK projekt keretében egy komplex kísérletet tervez a nitrogén hatásának vizsgálatára.

A kísérlet megtervezéséhez előzetes számításokat végeztünk az ASTEC kóddal (IRSN-GRS közös fejlesztésű baleseti számításokra fejlesztett program), amelybe a fejlesztők beépítették a $Zr-N_2-H_2O$ reakció számításának lehetőségét. Jelen előadásban ennek a munkának az eredményeit ismertetjük. Először erőművi számítással meghatároztuk a vizsgálandó folyamatot és annak fő jellemzőit. Az eredmények alapján beállítottuk a tervezett kísérlet paramétereit. Ezután a kísérleti berendezésben lezajló folyamatok pontosabb számításához különböző előzetes számításokat végeztünk, amelyekkel a tervezethez hasonló kísérleti berendezésben lezajló folyamatokat számoltunk. A számítási tapasztalatok felhasználásával elkészítettük a kísérleti berendezés számítógépes modelljét és számításokat végeztünk a meghatározott paraméterekkel. Az elvégzett számítások elősegítik a kísérlet sikeres elvégzését.

CAK KERETÉBEN VÉGZETT ALAPANYAG VIZSGÁLATOK

Dr. Gémes György András

laboratóriumvezető, TÜV Rheinland Intercert Kft
1132 Budapest Váci út 48, +36-1-288-8456, gyorgy.gemes@hu.tuv.com,

Takács Sándor, Polestyuk Zoltán

anyagvizsgáló mérnök, TÜV Rheinland Intercert Kft
1132 Budapest Váci út 48, +36-1-461-1100, sandor.takacs2@hu.tuv.com, zoltan.polestyuk@hu.tuv.com

A Cirkónium Anyagtudományi Kutatások keretében végzett alapanyag vizsgálatok, örvényáramos és metallográfiai módszerekkel.

Az E110 és E110G jelölésű cirkónium ötvözetből készült fűtőelem pasztilla tároló csövek alapállapotának vizsgálata.

- Metallográfiai eljárással első körben vizsgáltuk a minták általános szövetszerkezetét és azok jellemzőit.
- Örvényáramos vizsgálattal ellenőriztük a beszállított csövek geometriai adatait és az esetleges gyártási hibákat.

A CAK vizsgálatok elvégzése előtt fontos volt ellenőrizni és rögzíteni a beszállított minták állapotát. Az örvényáramos eljárással, a kapott 2 métert meghaladó hosszúságú csöveket tudtuk vizsgálni roncsolásmentes módszerrel. Anyagfolytonossági hiányt nem tapasztaltunk, azonban geometriai eltéréseket tudtunk rögzíteni. A beszállított alapanyagból kimunkált mintákon végeztünk metallográfiai vizsgálatokat ahol megállapítottuk:

- A beszállított minták mindkét esetben újrakristályosodott állapotúak.
- A szövetszerkezet α -Zr-ből áll, szemcséken belül és a szemcsehatárokon β -Nb gömb alakú kiválások találhatók.
- Az E110 típusú mintákon belül egyéb ötvözők, vagy szennyezők okozta kiválások is találhatók.

Ezen eredmények alapot adtak a kutatás során keletkezett (különböző eljárásokkal kezelt) minták összehasonlító vizsgálatához.

**NÁTRIUMHŰTÉSŰ REAKTOROKRA KIFEJLESZTETT
EXPANZIÓS MODELL BEMUTATÁSA
CSATOLT PARCS/ATHLET SZIMULÁCIÓKBAN**

Sarkadi Péter, Dr. Armin Seuber, Jeremy Bousquet

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH

Boltzmannstraße 14, 85748 Garching b. München, Germany, +49 89 32004-497, Peter.Sarkadi@grs.de

A tanulmány bemutatja az ASTRID nátriumhűtésű gyorsreaktor zóna expanziós modellel kiegészült csatolt PARCS/ATHLET szimulációinak eredményeit. A GRS által kifejlesztett expanziós modell alkalmas a hőmérsékletváltozásokból eredő strukturális változások hatását reaktorfizikai szempontból is figyelembe venni. A modellt szabályozó rúd mozgásra, illetve zóna belepő hőmérséklet változására teszteltük. Az előadás röviden összefoglalja a PARCS-ban megvalósított radiális expanziós modellt, a Serpent Monte Carlo kód hatáskeresztmetszet könyvtár létrehozására szolgáló számítási modelleket és eljárásokat, majd bemutatja az ASTRID reaktor PARCS/ATHLET termohidraulikai zónamodelljét. Az utolsó részben a csatolt PARCS/ATHLET számítások eredményei kerülnek prezentálásra szabályozó rúd mozgásra, illetve zóna hűtőközeg bemeneti hőmérsékletének változására vonatkozóan.

ÓLOMHŰTÉSŰ GYORSREAKTOROK REAKTIVITÁSTÉNYEZŐINEK ÉS AZOK BIZONYTALANSÁGÁNAK MEGHATÁROZÁSA

Böröczki Zoltán István

doktorandusz, BME Nukleáris Technika Intézet
1111 Budapest, Műegyetem rakpart 9., +36 30 319 7857, boroczki@reak.bme.hu

Aranyosy Ádám

MSc hallgató, BME Nukleáris Technika Intézet
1111 Budapest, Műegyetem rakpart 9., adam.aranyosy@gmail.com

Dr. Szieberth Máté

egyetemi docens, BME Nukleáris Technika Intézet
1111 Budapest, Műegyetem rakpart 9., szieberth@reak.bme.hu

A Nukleáris Technikai Intézetben több éve foglalkozunk ólomhűtésű gyorsreaktor-koncepciók reaktorfizikai vizsgálatával. A tavalyi szimpóziumon bemutattuk a SCALE és a SERPENT kódokkal végzett számításainkat, melyekkel direkt és lineáris perturbáció számítással meghatároztuk az ALFRED reaktorra a hűtőközeg ill. a burkolat hőtágulására, valamint az üzemanyag hőmérsékletére vonatkozó reaktivitás-együtthatót. A két Monte-Carlo- módszerre alapozott kóddal kapott eredmények összevetése során eltéréseket figyeltünk meg. A munkát folytatva ezen eltérések okainak feltárására egy saját programot fejlesztettünk ki (SEnTRi), amely képes a PARTISN diszkrét ordinátás (S_n) neutron transzportkód által számolt fluxus eloszlások alapján lineáris perturbáció számítás segítségével meghatározni az energiafüggő érzékenységi tényezőket reakciónként és izotóponként, amelyekből a reaktivitás- együtthatók meghatározhatók. Az így kapott eredmények a SERPENT eredményekkel mutatnak jó egyezést, így valószínűleg a SCALE kódrendszerrel végzett számításokban kereshető a hiba.

Az alkalmazott módszerek validálására felhasználtuk az ólom üregegyütthatójára a ZEUS kritikus rendszeren amerikai és japán kutatók által végzett mérések frissen publikált eredményeit és mindhárom módszer segítségével meghatároztuk a mért üregegyütthatót. Az eredmények részletes elemzése során összehasonlítottuk az energia- és reakciófüggő reaktivitás együtthatókat. A mért értéket valamennyi módszer jó közelítéssel visszaadta, de az energiafüggésben ismételtén a SCALE eredmények mutattak eltérést, melynek oka vélhetően a fluxus irányfüggésének nem megfelelő kezelésében rejlik.

A perturbációs számítások fontos előnye, hogy az előállított érzékenységi tényezők segítségével, az ún. kovariancia könyvtárak adatait használva a reaktivitás tényezők hatáskeresztmetszet-adatokból fakadó bizonytalansága is meghatározható. A fentiek szerint validált módszerek segítségével végzett számítások eredményei szerint a bizonytalanság igen jelentős, amely ismét felhívja a figyelmet a gyorsreaktoros alkalmazásokban fontos magadatok pontosításának szükségességére.

A kutatási munka a Nemzeti Kutatási, Fejlesztési és Innovációs Alap által támogatott VKSZ_14-1-2015-0021 azonosító számú Nemzeti Nukleáris Kutatási Program keretében zajlott.

MÁSODLAGOS AKTINIDA TRANSZMUTÁCIÓ VIZSGÁLATA NEGYEDIK GENERÁCIÓS GYORSREAKTOROKBAN

Halász Máté Gergely

tudományos segédmunkatárs, BME Nukleáris Technikai Intézet
1111 Budapest, Műegyetem rkp. 9., +36 1 463 4172, halasz@reak.bme.hu

Dr. Szieberth Máté

egyetemi docens, BME Nukleáris Technikai Intézet
1111 Budapest, Műegyetem rkp. 9., +36 1 463 4339, szieberth@reak.bme.hu

A nukleáris üzemanyagciklus zárását a jelenlegi elképzelések szerint negyedik generációs gyorsreaktorokkal tervezik megvalósítani, amelyek képesek megtermelni az üzemanyagukat természetes vagy szegényített urán betáplálással, valamint elhasítani az általuk termelt és a könnyűvizes reaktorok kiegészített üzemanyagából származó másodlagos aktinidákat. A nukleáris hulladék keletkezése ilyen módon a hasadási termékekre és reprocesszási veszteségekre korlátozható, miközben a jelentősen lecsökkent hulladéktérfogat és bomláshő lehetővé teszi a mélygeológiai tárolók gazdaságosabb kihasználását.

A BME Nukleáris Technikai Intézetben végzett korábbi kutatásaink során a 4. generációs gázhűtésű, ólomhűtésű és nátriumhűtésű gyorsreaktorok egyensúlyi zárt üzemanyagciklusait vizsgáltuk. Az eredmények szerint a három gyorsreaktor az egyensúlyban öntenyésztő, körülbelül 1% másodlagos aktinida tartalommal, további másodlagos aktinidák betáplálása a friss üzemanyagba pedig a tenyésztés mértékének növekedését eredményezi.

A másodlagos aktinida transzmutáció és az üzemanyag-tenyésztés részletes elemzése motiválta a nuklid átalakulási láncok Markov-láncokon alapuló modelljeinek kidolgozását. A modellek az egyedi atomok átalakulási és bomlási láncait sztochasztikus folyamatként írják le, és segítségükkel zárt alakban megadhatók különböző időfüggő és aszimptotikus üzemanyag ciklus jellemzők, valamint kiszámíthatók az átalakulási útvonalakat jellemző transzmutációs trajektória valószínűségek, melyek lehetővé teszik a másodlagos aktinida transzmutáció és a tenyésztés jellemző folyamatainak azonosítását.

Az üzemanyagciklus-számítások eredményeit és az aktinida átalakulási láncok Markov-láncokon alapuló modelljeit felhasználva vizsgáltuk a transzmutációt és a tenyésztést a három 4. generációs gyorsreaktor-típusban. A vizsgálatok eredményei szerint a másodlagos aktinida betáplálás hatására megnövekedett tenyésztési nyereséget a friss üzemanyag megnövekedett ^{237}Np tartalma, illetve lecsökkent ^{239}Pu és ^{241}Pu tartalma okozza, melyeket némileg ellensúlyoz a ^{239}Pu és ^{241}Pu izotópok ^{238}U -ból, illetve ^{240}Pu -ból történő keletkezésének csökkenése, valamint a megnövekedett ^{238}Pu és ^{245}Cm tartalom.

A kutatás a Nemzeti Kutatási, Fejlesztési és Innovációs Alap által támogatott VKSZ_14-1-2015-0021 azonosító számú Nemzeti Nukleáris Kutatási Program keretében zajlott.