

Sóolvadékos reaktorok dinamikai tulajdonságainak vizsgálata

PhD tézisfüzet

Kópházi József

Témavezető:
Dr. Fehér Sándor

BME
Nukleáris Technikai Intézet
2010

A kutatások előzménye

A világ növekvő energiaigénye és a villamosenergia-termeléshez kötődő gazdasági és környezetvédelmi problémák az elmúlt években a nukleáris energiatermelés reneszánszát indították meg. Az eljövendő fejlődés előtérbe tolta az atomenergetika előtt álló két kihívást: a hosszú felezési idejű hulladékok kezelését, azaz a transzmutációt, és a hasadóanyag utánpótlását, a tenyésztést.

Mindkét feladat megoldására ígéretes eszköznek látszik a sóolvadékos reaktor. Ellentétben a hagyományos, szilárd üzemanyagú reaktorokkal, ezekben a reaktorokban az üzemanyag a hűtőközegként szolgáló sóolvadéokban feloldva kering a primer körben. Termikus reaktorokban grafithasabokat is elhelyeznek a reaktortartályban, az üzemanyag az ezek között kialakított csatornában áramlik. Folyékony állapotának köszönhetően az üzemanyag közvetlenül hozzáférhető, ami folyamatos reprocesszálást tesz lehetővé és szükségtelessé teszi a fűtőelem-gyártást is. Mindez olyan lehetőségeket biztosít a transzmutáció és a tenyésztés megvalósításához, amely más reaktorokban elképzelhetetlen.

A sóolvadékos reaktorokat övező összetett kutatási területek egyike azok dinamikai viselkedésének vizsgálata. Ezeknek a reaktoroknak a rövid távú időbeli viselkedése alapvetően eltér a szilárd üzemanyagú reaktorokétól, ami több fizikai jelenségnek tulajdonítható. Egyrészt, mivel az üzemanyag folyékony, a keletkező későneutron-anyagok elsodródhatnak a hasadás helyéről, és máshol bomlanak el. Ennek alapvető hatása van a reaktor kinetikájára, hiszen a keletkező késő neutronok értékessége más lesz, mintha a hasadás helyén jöttek volna létre. Ennek következtében az üzemanyag mozgásának hatására a reaktivitás és az effektív későneutron-hányad is lecsökken. Másrészt a reaktor hőteljesítményének túlnyomó része közvetlenül a hűtőközegben szabadul fel és moderátor pedig a benne leadott hőt az üzemanyagának adja át. Ezen túlmenően a grafitmoderátor hővezetése termikus kapcsolatot is biztosít az egyes üzemanyag-csatornák között.

A sóolvadékos reaktorokan lezajló folyamatokat helyesen leírni képes fizikai modellek, illetve az ezeket kezelni képes programok még nem, vagy nem teljes egészében állnak rendelkezésre. Ennek oka, hogy sóolvadékos reaktorok mindmáig nem léteznek, eltekintve egy hidegháborús projektől és egy, az Egyesült Államokban a hatvanas években felépült kísérleti reaktortól (Molten Salt Reactor Experiment – MSRE). Az elmúlt években megélnékvül érdeklődés nyomán

megjelent folyóiratcikkekben ismertetett modellek pedig nem minden tekintetben fedik le a sóolvadékos reaktorok sajátosságait: többnyire egy dimenziósak vagy a pontkinetikai egyenletrendszer továbbfejlesztett változatait alkalmazzák; nem modellezik a csatornák közötti kapcsolatokat; és nem kielégítően írják le az üzemanyag hőátadási folyamatait.

Célkitűzések

Doktori munkám elsődleges célja egy olyan számítási séma kidolgozása és programban történő megvalósítása volt, amely alkalmas csatornás szerkezetű sóolvadékos reaktorok háromdimenziós tér- és időfüggő, csatolt reaktorfizikai és hőtechnikai modellezésére. Olyan modellt kívántam létrehozni, amely figyelembe tudja venni a későanyag-koncentráció térbeli eloszlásának időbeli változását, leírja a hőmérsékleti visszacsatolásokat egy reaktorfizikai és egy hőtechnikai számítás térbeli csatolásán keresztül, és képes figyelembe venni a közvetlenül a moderátorban leadott, a neutron- és gammafűtésből származó teljesítménynek a dinamikára gyakorolt hatását, valamint a moderátor hővezetése által a csatornák között létrehozott kapcsolatot. Célul tűztem ki továbbá, hogy számításokat végezzek néhány jellegzetes sóolvadékos tranzienst lefolyására, valamint megvizsgáljam, hogy az üzemanyag keveredése felelőssé tehető-e azért, hogy az MSRE-n végzett kinetikai kísérletek nem mutatták az elmúlt évtized kinetikai számításaiban mutatkozó oszcillációkat. Végetetül Monte Carlo módszeren alapuló számítási eljárást kívántam kidolgozni a keringési reaktivitásvesztésnek a számítására.

Vizsgálati módszerek

A számítási modell magját egy reaktorfizikai és egy hőtechnikai modul összekapcsolása adja. A reaktorfizikai modul legfelső rétegének alapjául szolgáló diffúziós egyenletrendszer későneutron-anyagokra vonatkozó egyenleteit a szokványos eljárástól eltérően az üzemanyag mozgását leíró konvekciós taggal kibővítve használtam fel. Az átalakított egyenletrendszer a neutronok diffúzióegyenletét három dimenzióban, az anyagok konvekcióját pedig csatornánként egy dimenzióban írja le. A konvekciós tag diszkretizációjára a megfelelő pontosság elérése és a numerikus instabilitások elkerülése érdekében egy TVD (Total Variation Diminishing) sémát alkalmaztam. A reaktorfizikai modul alsóbb rétegei a szakirodalomból

jól ismert és kész kódokban rendelkezésre álló eljárásokon alapulnak (Sn egyenletek, Nordheim-integrál, stb). A hőtechnikai számítás a moderátort leíró háromdimenziós hővezetési egyenlet és az egyes üzemanyag-csatornákat leíró konvekciós egyenletek összekapcsolásán alapul. Az időfüggő feladatokra a stabilitási problémák elkerülése érdekében implicit Euler módszert alkalmaztam. A kapott algebrai egyenletrendszer megoldását a konjugált gradiens módszer, a Gauss-Seidel eljárás, valamint a hatványiteráció kombinációjával végeztem.

A reaktorban fellépő oszcillációk vizsgálatához a reaktor teljesítményét pontkinetikai modellel, míg a későneutronanyag-háztartását egydimenziós konvekciós-diszpreziós egyenletekkel írtam le. A primer kör csöveiben fellépő turbulens terülés mértékének megbecsléséhez a szakirodalomban fellelt félempirikus elemzések eredményeit vettem át. A reaktivitásvesztesség Monte Carlo módszerrel történő számításához a klasszikus neutrontranszport Monte Carlo eljárást azzal bővítettem ki, hogy abban a későneutronanyagokat is részecsketípusként vettem figyelembe, viselkedésüket megfelelő ütközési és transzport magfüggvényekkel leírva.

Új tudományos eredmények

1. Háromdimenziós csatolt reaktorfizikai és hőtechnikai számítási sémát fejlesztettem ki csatornás sóolvadékos reaktorok statikus és dinamikai vizsgálatához. A neutrondiffúziós egyenletrendszer véges differenciás megoldási módszerét a későneutron-anyamagok sodródásának figyelembevételével kibővítve oldottam meg, és ezt a DALTON diffúziós kódban implementáltam. A hőtechnikai modell a reaktor összes üzemanyag-csatornáját külön-külön kezeli, a közöttük fennálló kapcsolatot a moderátor hővezetésén keresztül veszi figyelembe. A modellhez kiszámítottam a homogenizált csoportállandókat, azokból létrehoztam egy paraméterezett csoportállandó-könyvtárat. Mindezek felhasználásával összeállítottam az MSRE sóolvadékos reaktor háromdimenziós, időfüggő, csatolt dinamikai modelljét. A számítási modellt az MSRE reaktivitás-visszacsatolási tényezői és a reaktoron végzett korabeli természetes cirkulációs mérés segítségével validáltam. [K1,K2,K3]
2. A számítási modell segítségével meghatároztam az MSRE sóolvadékos reaktor teljesítményváltozásának időbeli alakulását egy csatornaelzáródásos üzemzavar esetében. Függvénykapcsolatot állítottam fel az elzáródás mértéke és a kialakuló állandósult reaktorteljesítmény között. Megállapítottam, hogy az üzemanyag maximális hőmérséklete még jelentős, nyolvan százalékos tömegáram-csökkenés esetén sem emelkedik meg annyira, hogy az a reaktortartályra veszélyt jelentsen (~ 1400 K). Megállapítottam továbbá, hogy a csatornák hirtelen felszabadulását követően a teljesítmény igen gyorsan növekszik, néhány másodperc alatt egy teljesítménycsúcs zajlik le, és ez akár a kétszeresére is emelheti a reaktor teljesítményét. [K1]
3. Egydimenziós áramlási és pontkinetikai reaktorfizikai modell összekapcsolásával vizsgáltam a sóolvadékos reaktorok különböző primerköri elemeiben történő keveredés hatását a reaktor időbeli viselkedésére. Megállapítottam, hogy a primer köri csövekben történő keveredés elhanyagolható hatást gyakorol a reaktor dinamikai viselkedésére, míg a primer köri hőcserélőben és a reaktortartályon belüli térrészekben (leszálló akna, keverőterek, aktív zóna) történő keveredés jelentősen befolyásolhatja azt. [K4,K5]

4. Eljárást dolgoztam ki a sóolvadékos reaktorok keringési reaktivitásvesztésének Monte Carlo módszerrel történő meghatározására. Az eljárást beépítettem az MCNP kódba, alkalmassá téve azt a későneutron anyagok sodródásának figyelembevételére és így a reaktivitásvesztés közvetlen számítására. A módszer segítségével kiszámítottam az MSRE sóolvadékos reaktor reaktivitásvesztését. A számítási eredmények a mért, illetve az analitikus úton kapott értékekkel jó egyezést mutattak. [K6,K7,K8]

A tézispontokhoz kapcsolódó tudományos közlemények

- [K1] J. Kópházi, D. Lathouwers, J. L. Kloosterman; *"Development of a Three-Dimensional Time-Dependent Calculation Scheme for Molten Salt Reactors and Validation of the Measurement Data of the Molten Salt Reactor Experiment"*; Nuclear Science and Engineering; vol. 163, 118-131 (2009)
- [K2] J. Kópházi, D. Lathouwers, J. L. Kloosterman, S. Fehér; *"Three-dimensional space and time-dependent analysis of molten salt reactors"*; ANS Topical Meeting on Reactor Physics (PHYSOR 2006), Vancouver, Canada (2006).
- [K3] Kópházi J., Fehér S., D. Lathouwers, J. L. Kloosterman; *"Sóolvadékos Reaktorok Háromdimenziós Időfüggő Modellezése"*; Magyar Energetika, 05/2007, (2007)
- [K4] J. Kópházi, G. Légrády, Sz. Czifrus, S. Fehér; *"Effect of Fuel Mixing Phenomena on the Kinetic Behavior of Molten Salt Reactor"*; Transport Theory and Statistical Physics, vol. 36, 227-239, (2007)
- [K5] W. Maschek, A. Stanculescu, ... , J. Kophazi et Al.; *"Advanced Reactor Technology Options for Utilization and Transmutation of Actinides in Spent Nuclear Fuel"*; International Atomic Energy Agency, TECDOC-1626, ISBN 978-92-0-109309-7 (2009)
- [K6] J. Kópházi, M. Szieberth, S. Fehér, Gy. Csom, P.F.A. de Leege; *"MCNP based calculation of reactivity loss in circulating fuel reactors"*; Int. Conf. on Nuclear Mathematical and Computational Sciences, Gatlinburg, Tennessee, April 6-11, 2003, on CD-ROM, American Nuclear Society (2003)

- [K7] J. Kópházi, M. Szieberth, S. Fehér, Sz. Czifrus, P.F.A. de Leege; *"MCNP based calculation of reactivity loss due to fuel circulation in molten salt reactors"*; 7th International Conference on Nuclear Criticality Safety, October 20-24, 2003, Tokai-Mura, Japan (2003)
- [K8] J. Kópházi, M. Szieberth, S. Fehér, Sz. Czifrus, P.F.A. de Leege; *"Monte Carlo calculation of the effects of delayed neutron precursor transport in molten salt reactors"*; Proceedings of the International Conference on The Physics of Fuel Cycles and Advanced Nuclear Systems: Global Developments (PHYSOR 2004); Chicago, Illinois, April 25-29, 2004, on CD-ROM, American Nuclear Society (2004)

További tudományos közlemények

A. Sóolvadékos reaktorok

- [K9] W. Maschek, A. Stanculescu, ... , J. Kophazi et Al.; *"Report on Intermediate Results of the IAEA CRP on Studies of Advanced Reactor Technology Options for Effective Incineration of Radioactive Waste"*; Energy Conversion and Management, vol. 49, 1810-1819, (2008)
- [K10] Kópházi J., Fehér S., D. Lathouwers, J.L. Kloosterman: *„Sóolvadékos reaktorok háromdimenziós időfüggő modellezése"*; V. Nukleáris Technikai Szimpózium, Paks, 2006. november 30 - december 1.; ISBN 978-963-420-916-4, CD-ROM (2007)
- [K11] Kópházi J., Szieberth M., Yamaji B.: *„Transzmutációs kutatások VI."*; Kutatás-fejlesztési részjelentés, BME-NTI-407/2007, Budapest, 2007. november (2007)
- [K12] Fülöp I, Kópházi J., Szieberth M., Yamaji B., Légrády G., Reiss T., Fehér S.: *„Transzmutációs kutatások III."*; Kutatás-fejlesztési részjelentés, BME-NTI-372/2006, Budapest, 2006. november (2006)
- [K13] Yamaji B., Kópházi J., Szieberth M. , Csom Gy., Fehér S.: *„Transzmutációs kutatások II."*; Kutatás-fejlesztési részjelentés, BME-NTI-307/2005, Budapest, 2005. október (2005)
- [K14] Kópházi J., Szieberth M., Yamaji B., Fehér S., Csom Gy.: *„Transzmutációs kutatások I."*; Kutatás-fejlesztési részjelentés, BME-NTI-288/2004, Budapest, 2004. november (2004)

- [K15] M. Szieberth, J. Kópházi, B. Yamaji, C. le Brun (ed.), A. Nuttin, D. Heuer, L. Mathieu, J. Krepel, R. Koch, R. Vocka, C. Garzenne (ed.), D. Lecarpentier, A. Rineiski, M. Schikorr, W. Gudpwski, S. Dulla, P. Ravetto, O. Köberl, P. Aujollet, P. Marucci: *"MOST – WP2&3 Reactor Physics Study, Design Review and Nominal Operating Conditions, non Proliferation Issues"*; 1998-2002 (2004)
- [K16] M. Delpeche, S. Dulla, C. Garzenne, J. Kópházi, J. Krepel, C. Lebrun, D. Lecarpentier, F. Mattioda, P. Ravetto, A. Rineiski; *"Benchmark of Dynamic Simulation Tools for Molten Salt Reactors"*; Proceedings of the International Conference GLOBAL 2003, New Orleans, p. 2182-2187 (2003)
- [K17] Kópházi J., Szieberth M., Fehér S., Czifrus Sz., Csom Gy.: *„Folyékony üzemanyagú reaktorok reaktivitásvesztésének számítása módosított MCNP kóddal"*; MNT II. Nukleáris Technikai Szimpózium 2003, Budapest (BME) 2003. december 4-5. (2003)

B. Üzemzavar-elhárítás a Paksi Atomerőműben

- [K18] A. Wirth, S. Fehér, J. Kópházi, S. Czifrus: *"Criticality safety analysis of the incident occurred at Paks NPP in 2003"*; Proceedings of the International Conference on Reactor Physics, Nuclear Power: A Sustainable Resource (PHYSOR 2008); Interlaken, Switzerland, September 14-19, 2008 (2008)
- [K19] A. Wirth, S. Fehér, J. Kópházi, S. Czifrus: *"Reactor Physics Aspects of the Incident Occurred at Paks NPP in 2003"*; Proceedings of the 2008 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP '08); Anaheim, CA USA, June 8-12, 2008 (2008)
- [K20] Fehér S., Kópházi J., Szieberth M.: *„A tisztítótartály köré telepített neutrondetektorok jelére alapozott védelmi rendszer vizsgálata"*; Kutatási jelentés, BME-NTI-290/2004, Budapest, 2005. január 18. (2005)
- [K21] Fehér S., Kópházi J.: *„A tisztítótartályba telepítendő ideiglenes vészjózó rendszer hatásosságának vizsgálata"*; Kutatási jelentés, BME-NTI-289/2004, Budapest, 2005. január 5. (2005)
- [K22] Fehér S., Kópházi J.: *„A tisztítótartályban található fűtőelem-kazetták eltávolítása során használt szerszámok*

- szubkritikussági elemzése”; Kutatási jelentés, BME-NTI-283/2004, Budapest, 2004. október 12. (2004)
- [K23] Fehér S., Kópházi J.: „*A tisztítótartály köré telepített neutrondetektorok jele közötti kapcsolat vizsgálata*”; Kutatási jelentés, BME-NTI-297/2004, Budapest, 2004. augusztus 5. (2004)
- [K24] Fehér S., Kópházi J., Czifrus Sz., Berki T.: „*A tisztítótartályban található sérült üzemanyag részletes háromdimenziós reaktorfizikai modellezése*”; Kutatási jelentés, BME-NTI-281/2004, Budapest, 2004. május 20. (2004)
- [K25] Szatmáry Z., Fehér S., Csom Gy., Kópházi J., Czifrus Sz.: „*A 2. blokki meghibásodott tisztítóberendezés reaktivitására vonatkozó számítások*”; Kutatási jelentés, BME-NTI-274/2003, Budapest, 2003. december (2003)
- [K26] Fehér S., Kópházi J., Czifrus Sz., Csom Gy.: „*A 2. blokki tisztítótartályra vonatkozó kritikussági számítások normál és sérült geometria mellett*”; Kutatási jelentés, BME NTI-267/2003, Budapest, 2003. május 6. (2003)

C. SPN detektorok működése

- [K27] S. Fehér, J. Kópházi, G. Pór, Sz. Czifrus, P.F.A. de Leege: „*Development of an MCNP-based calculational model for segmented type self-powered neutron detectors*”; Proceedings of the International Conference on the New Frontiers of Nuclear Technology: Reactor Physics, Safety and High-Performance Computing (PHYSOR 2002), ISBN 0-89448-672-1, October 7-10, 2002, Seoul, Korea, (2002)
- [K28] Fehér S., Kópházi J., Czifrus Sz., Pór G.: „*Elektronemissziós neutrondetektorok működésének elemzése Monte Carlo modellszámítások és mérési eredmények összevetésével*”; MNT Nukleáris Technikai Szimpózium 2002, Budapest (BME) 2002. október 3-4. (2002)
- [K29] Fehér S., Pór G., Kópházi J., Czifrus Sz.: „*Béta-emissziós neutrondetektorok működésének modellezése a mért jelek feldolgozásának és metrológiájának javítására*”; Kutatási jelentés, OAH/NBI-ABA-28/01, p. 95. BME-NTI-257/2002, 2002. január 31. (2002)
- [K30] J. Kópházi, Sz. Czifrus, S. Fehér, G. Pór: „*Measuring Delayed Part of the Current of a Self-Powered Neutron Detector and Comparison with Calculations*”; Proceedings of the

International Conference on Nuclear Energy in Central Europe
2001, September 10-13, 2001, Portoroz, Slovenia (2001)