

**A negyedik generációs
reaktortípusok tórium-urán
üzemanyagciklusban való
alkalmazhatóságának vizsgálata**

Tézisfüzet

György Hunor Sándor
Témavezető: Czifrus Szabolcs

Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem
Nukleáris Technika Tanszék
Budapest
2017

Előzmények

A világ növekvő népessége és a hosszabb várható élettartam együtt jár a nagyobb villamosenergia-igénnyel. A problémát felismerve napjainkban egyre több ország épít atomerőművet, illetve tervezi annak létesítését, mivel ezek nagyon hatékony, alacsony szén-dioxid kibocsátással járó energiát kínálnak. Mindemellett a nukleáris iparág fejlesztésére is egyre nagyobb figyelem fordul annak érdekében, hogy a fenntartható energiaellátás biztosítható legyen.

Több, mint egy évtizeddel ezelőtt, a negyedik generációs reaktorokkal szemben támasztott követelmények megfogalmazásakor elsősorban a fenntarthatóság, a proliferáció-állóság, a súlyos balesetek nagyon kis valószínűsége és az eddigieknél jobb termikus hatásfok kapott jelentős hangsúlyt. A perspektivikusnak tekinthető reaktortípusok kiválasztásánál főként az adott reaktorkonceptió egyedi tulajdonságai domináltak, a tágabb értelemben vett üzemanyagciklus, illetve a különböző típusok esetleges közös (szimbiotikus) atomenergia-rendszerré szervezésének kérdései háttérben maradtak. Fontos szempont volt továbbá a villamosenergia-termelésen túlmutató előnyök mérlegelése is, mint például a hidrogén-termelés, távfűtés vagy a víz sótalanítása [U.S. DOE and GIF, 2002, GIF, 2012].

A Generation IV International Forum (GIF) szakemberei hat reaktortípust választottak ki, melyek a fentebb említett követelményeket kielégíthetik. Ezek a szuperkritikusvíz-hűtésű reaktor (SuperCritical-Water-cooled Reactor, SCWR), az ólomhűtésű gyorsreaktor (Lead-cooled Fast Reactor, LFR), a nátriumhűtésű gyorsreaktor (Sodium-cooled Fast Reactor, SFR), a sóolvadékos reaktor (Molten Salt Reactor, MSR), a gázhűtésű gyorsreaktor (Gas-cooled Fast Reactor, GFR), valamint a nagyon magas hőmérsékletű reaktor (Very-High-Temperature Reactor, VHTR). Legkorábban kereskedelmi forgalomba 2030 körül kerülhetnek ezek a reaktortípusok, amikor a ma üzemelő atomerőművek az üzemeltetési engedélyeik végénél, vagy közel a végénél járnak. A hat tervezett reaktortípus közül négy egyértelműen gyorsreaktor, melyek az aktinida-transzmutáció és a reprocessálás segítségével néhány nagyságrenddel csökkenthetik a keletkező radioaktív hulladékok radiotoxicitását [U.S. DOE and GIF, 2002].

A rendelkezésre álló hatalmas készletek miatt a tórium atomerőművi üzemanyagként való felhasználása a jövőben nagyobb szerepet kaphat. Mivel a tórium a természetben körülbelül háromszor akkora gyakorisággal található meg, mint az urán, így egy lehetséges alternatívaként tekinthetünk rá. Ugyanakkor a tórium közvetlenül nem hasadóképes, csupán egy fertilis anyag, mely egy neutron befogása után radioaktív bomlásokon megy keresztül. A folyamat nagy arányban vezet hasadóképes ^{233}U izotóp keletkezésére. A kampány során termelődő ^{233}U reprocessálás és szeparálás útján kinyerhető a kiégetett fűtőelemekből.

Tórium használata esetén elengedhetetlenül szükséges a kezdeti reaktorállapotban úgynevezett „seed” alkalmazása, amely biztosítja, hogy elegendő hasadóképes izotóp legyen a rendszerben.

A tórium felhasználására vonatkozó jelenlegi forгатókönyvek alapján rövidtávon (2030 előtt) a tóriumot az üzemanyaghoz adják, vagy külön tóriumot is tartalmazó fűtőelemekbe helyezik el. Középtávon (2030 és 2050 között) a gyorsreaktorok fejlesztése van a középpontban. Ezzel párhuzamosan a tóriumot könnyűvízes reaktorokban használnák, hogy csökkentsék az uránfogyasztást. Emellett optimális konfigurációt keresnek, hogy megfelelő szaporítást érjenek el. Ha a szükséges ipari reprocesszási technológiák elérhetőek lesznek, megvan az esély rá, hogy egy teljesen tóriumon alapuló ciklus létrejöjjön. Ennek megvalósulását a távoli jövőre, 2050 utánra teszik. A forгатókönyvek azt is kiemelik, hogy a célok elérése érdekében a plutóniumkészleteket a tóriumból történő ^{233}U szaporításra kell szánni [OECD-NEA, 2015].

Várhatóan, amikor a korlátozott uránkészletek problémát okoznak, már negyedik generációs atomerőművek fognak üzemelni a mai második és harmadik generációs reaktorok helyett.

Célok és módszerek

A doktori munka alapvető célkitűzése annak vizsgálata volt, hogyan lehet a tóriumot a jövőbeli atomerőművekben felhasználni.

A téma tanulmányozásához el kellett dönteni, mely negyedik generációs reaktortípusok lehetnek ígéretesek a tórium felhasználásának szempontjából. Mivel középtávon a tórium felhasználása már létesített atomreaktorokban történne, így indokolt annak vizsgálata, hogy milyen tóriumszaporítás érhető el a ma fejlesztés alatt álló negyedik generációs reaktorkonceptciók kis módosításával.

Minden negyedik generációs reaktortípusból kiválasztottam egy-egy koncepciót a vizsgálatokhoz, hogy meghatározzam, melyik típus a legelőnyösebb a tórium felhasználásának szempontjából. A kiválasztott reaktorkonceptciók a következők: HTGR (VHTR), GFR2400 (GFR), HPLWR (SCWR), ELSY (LFR), ESRF (SFR) és az MSFR (MSR).

A disszertációban található vizsgálatok a sokszorozási tényező és a hasadóképes izotópvektor változására (főleg az ^{233}U termelésére) fókuszálnak. Mindezek mellett a későneutron-hányad változását, valamint a neutron spektrum módosulását is megvizsgáltam.

A kutatás során Monte-Carlo-elvű neutrontranszport- és kiégés-számító kódokat használtam. Az előzetes számítások elvégzése az MCNP6 kóddal történt, mely egy általános célú, folytonos energiával dolgozó, általános geometriát kezelő időfüggetlen Monte-Carlo-kód. A különböző reaktortípusokat a végtelen reaktorra vonatkozó sokszorozási tényező és az izotópvektorok alapján értékeltem [Goorley et al., 2016, Fensin et al., 2015, Fensin and Umbel, 2015].

A számítások alapján kiválasztottam a legígéretesebb reaktorkoncepciót, majd elkészítettem annak teljeszóna-modelljét, valamint különböző stratégiákat határoztam meg a tórium felhasználási lehetőségeire. A vizsgálatok a Serpent 2 programmal történtek. Ez egy háromdimenziós, folytonos energia-követésű, Monte-Carlo-elvű, kiégés-számításra alkalmas reaktorfizikai kód. A programot a finn VTT Technical Research Centre fejleszti. Az MCNP6-nak a Serpent 2-re való cseréjét az indokolta, hogy a kiégésszámítás sebességét tekintve az utóbbi kód teljesítménye sokkal jobb, mint bármely más, általános célú Monte-Carlo-programé. Ez annak köszönhető, hogy a szabad úthossz sorsoláshoz Woodcock módszert, a mikroszkopikus és makroszkopikus hatáskeresztmetszet számításához pedig egy egységesített energiahálót használ [Leppänen et al., 2015].

Új tudományos eredmények

A doktori munkám fő eredményeit az alábbi tézispontokba foglaltam össze.

1. A gázhűtésű gyorsreaktor (GFR) terveiben réni-238-ot kívánunk használni az üzemanyagpálcák belső felületén a burkolat és üzemanyag kölcsönhatásának megelőzése érdekében. A GFR demonstrációs reaktora, az ALLEGRO, valamint annak tóriumot tartalmazó változata esetén kimutattam, hogy a végtelen reaktorra vonatkozó sokszorozási tényező a burkolat vastagságára, a rácsozottságra, a réni-238 réteg vastagságára és az üzemanyag sűrűségére a legérzékenyebb. E mellett az üzemanyag-tabletták átmérője, a volfrám-réni-238 réteg vastagsága és a plutóniumtartalom kisebb befolyással bír. Az érzékenységek meghatározásához figyelembe vettem az egyes paraméterek mérési hibáit, valamint toleranciasávjait. Az eredmények megmutatták, hogy a rendszerhez tóriumot adva a legtöbb paraméter hatása csökkenthető [1].
2. Minden negyedik generációs atomerőmű-típus egy kiválasztott koncepciója esetében megvizsgáltam, hogyan befolyásolja a tórium a végtelen reaktorra vonatkozó sokszorozási tényezőt, mennyi ^{233}U termelhető, és hogyan változik a későneutron-hányad. A tervezett üzemanyag-kazettákra elvégzett számítások minden reaktortípus esetében referenciaeredményként szolgáltak, melyeket összehasonlítottam a tóriumot tartalmazó modellek eredményeivel. A vizsgálatokat friss üzemanyagkazettákra végeztem el. Megmutattam, hogy a termelt ^{233}U alapján - amely a reaktorok konverziós tényezőjével függ össze - a gyorsreaktorok, különösen a nátriumhűtésű gyorsreaktor (ESFR) lehet a legjobb választás a tórium felhasználására abban az esetben, ha az üzemanyag-geometria nem változik [2],[3].

3. Megterveztem egy új üzemanyag-berakási stratégiát a nátriumhűtésű gyorsreaktor európai koncepciójához. Ennél a belső zóna MOX-ot, tóriumot és az előző ciklusokban megtermelt ^{233}U -at tartalmazó üzemanyag-kazettáit át helyeztem a külső zónába. A külső zóna kazettáit a modellben reprocesszáltam, és a keletkező ^{233}U -at kinyerve, a megfelelő mennyiségű MOX-szal és tóriummal a belső zónába helyeztem. Ezt a stratégiát TSFR-FC megközelítésnek neveztem el. Bizonyítottam, hogy a vizsgált zónák segítségével a plutónium ^{233}U -ná konvertálható, miközben a Doppler- és az üregtényezők csökkennek. A jelentős egyenlőtlenések a teljesítmény-eloszlásban azt mutatják, hogy további optimalizálás szükséges. A TSFR-FC végső verziójaként egy olyan zónát terveztem, amely tisztán $\text{Th-}^{233}\text{U}$ üzemanyagciklussal működik. Ez a zóna egy konverter reaktor, amelyben az elhasznált és megtermelt hasadóképes izotópok különbsége csekély. Megmutattam, hogy ez a zóna egyenletes teljesítmény-eloszlással üzemel, és a Doppler-tényezője megközelíti a referenciareaktor esetén kapott értéket, míg az üregtényezője a referencia-értékeknél sokkal kisebb, negatív értéket vesz fel. A tervezett TSFR zóna csak 170 kg ^{233}U -at használt fel a vizsgált 500 nap alatt [4].
4. Megterveztem egy másik betöltési stratégiát is, melyben csak a belső zóna tartalmaz tóriumot és plutóniumot az előző ciklusokban megtermelt ^{233}U mellett. A külső zóna a referenciareaktorhoz tervezett kazettákból áll. Ennek eredménye egy kevert üzemanyagciklus, mivel a belső zóna $\text{Pu/Th/}^{233}\text{U}$ ciklussal, míg a külső hagyományos U/Pu ciklussal üzemel. A megközelítésnek a TSFR-IC nevet adtam. Megmutattam, hogy néhány ciklus alatt egy, az egyensúlyhoz közeli állapot érhető el. A TSFR-IC zónái kevesebb ^{233}U -at termelnek, mint a TSFR-FC zónái, de a teljesítmény-eloszlás sokkal egyenletesebb. A TSFR-IC végső verziója egy olyan nátriumhűtésű gyorsreaktor-változat, melyben a belső zóna csak tórium-dioxidból és a szükséges mennyiségű ^{233}U -ból áll. A külső zóna ebben az esetben is a referencia SFR-rel meg egyező. Bebizonyítottam, hogy a referenciareaktorhoz képest kisebb üregtényezővel, és az összes vizsgált nátriumhűtésű gyorsreaktor-változat közül a legkisebb (abszolút értékben nagyobb) Doppler-tényezővel üzemel. A számításaim megmutatták, hogy a belső zóna mindösszesen 50 kg ^{233}U -at használt fel a vizsgált 500 nap alatt [4].
5. Az egyszerűsített SFR modellek érzékenységvizsgálatával meghatároztam, mely izotópok, valamint mely reakciók járulnak hozzá a legjelentősebben a Doppler-tényezőhöz. Az elemzéseket elvégeztem a referencia reaktor mellett mindkét tóriumot tartalmazó SFR végső verziójára, kampány kezdeti és végállapotokban. A számítások alapján megmutattam a kapcsolatot a Doppler-tényezők és a rendszerekben alkalmazott tórium mennyisége között. Bizonyítottam továbbá, hogy tórium alkalmazásával az SFR zónában az üregtényezők jelentősen csökkenthetők. A vizsgálataim megmutatták, hogy a referencia SFR-ben megjelenő üreg, mely a neutron spektrumot valamelyest keményebbé teszi, megnöveli a hasadások gyakoriságát, míg a befogási gyakoriságot csökkenti. Ezeket a hatásokat nem képes kompenzálni a megnövekedett rendszerből történő kifolyás. Ellenben a két, tóriumot tartalmazó

végző verzió esetében (TSFR-FC és TSFR-IC) az üreg hatására csökken a hasadások száma a rendszerekben, és a befogási gyakoriság csökkenése is mérsékeltebbé válik. Ezen hatások együttese a biztonság szempontjából kedvező irányba tolja el az üregtényező értékét, ami a TSFR-FC esetében negatív ($-4,5$ pcm/üreg% BOC és $-3,3$ pcm/üreg% EOC állapotban), a TSFR-IC esetében pedig enyhén pozitív ($2,9$ pcm/üreg% BOC és $5,3$ pcm/üreg% EOC állapotban) értéket eredményez. (Összehasonlításképpen: a referencia esetben az üregtényező értéke meghaladta a 16 pcm/üreg% értéket) [4].

Publikációk

A tézispontokhoz köthető publikációk:

- [1] H. György and Sz. Czifrus, "The effect of the different parameters on the infinite multiplication factor on Gas-Cooled Fast Reactors", *Progress in Nuclear Energy*, vol. 86, pp. 126 – 131, 2016.
- [2] H. György and Sz. Czifrus, "Burnup calculation of the Generation IV reactors", *Progress in Nuclear Energy*, vol. 81, pp. 150 – 160, 2015.
- [3] H. György and Sz. Czifrus, "The utilization of thorium in Generation IV reactors", *Progress in Nuclear Energy*, vol. 93, pp. 306 – 317, 2016.
- [4] H. György and Sz. Czifrus, "Investigation on the potential use of thorium as fuel for the Sodium-cooled Fast Reactor", *Annals of Nuclear Energy*, vol. 103, pp. 238 – 250, 2017.

Egyéb publikációk:

- [5] H. György and I. Trosztel, "Post Test Calculations of a Severe Accident Experiment for VVER-440 Reactors by the ATHLET Code", *Kerntechnik*, vol. 78, pp. 362 – 370, 2013.
- [6] Gy. Hegyi, A. Keresztúri, I. Trosztel, H. György, "Evaluation of Different Heat Conduction Correlations of the Supercritical Water by the ATHLET code", *22nd International Conference Nuclear Energy for New Europe*, Slovenia, 2013.

Hivatkozások

- [Fensin et al., 2015] Fensin, M. L., Galloway, J. D., and James, M. R. (2015). Performance upgrades to the MCNP6 burnup capability for large scale depletion calculations. *Progress in Nuclear Energy*, 83:186 – 190.
- [Fensin and Umbel, 2015] Fensin, M. L. and Umbel, M. (2015). Testing actinide fission yield treatment in CINDER90 for use in MCNP6 burnup calculations. *Progress in Nuclear Energy*, 85:719 – 728.
- [GIF, 2012] GIF (2012). 2012 Annual Report. <http://www.gen-4.org>.
- [Goorley et al., 2016] Goorley, T., James, M., Booth, T., Brown, F., Bull, J., Cox, L., Durkee, J., Elson, J., Fensin, M., Forster, R., Hendricks, J., Hughes, H., Johns, R., Kiedrowski, B., Martz, R., Mashnik, S., McKinney, G., Pelowitz, D., Prael, R., Sweezy, J., Waters, L., Wilcox, T., and Zukaitis, T. (2016). Features of MCNP6. *Annals of Nuclear Energy*, 87, Part 2:772 – 783.
- [Leppänen et al., 2015] Leppänen, J., Pusa, M., Viitanen, T., Valtavirta, V., and Kaltiaisenaho, T. (2015). The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013. *Annals of Nuclear Energy*, 82:142 – 150. Joint International Conference on Supercomputing in Nuclear Applications and Monte Carlo 2013, SNA + MC 2013. Pluri- and Trans-disciplinarity, Towards New Modeling and Numerical Simulation Paradigms.
- [OECD-NEA, 2015] OECD-NEA (2015). Introduction of Thorium in the Nuclear Fuel Cycle, Short- to long-term considerations. NEA No. 7224.
- [U.S. DOE and GIF, 2002] U.S. DOE and GIF (2002). A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems. *GIF-002-00*.