A ZR-6 kritikus rendszeren mért reaktivitás-együtthatók szimulációja reaktorfizikai kódok segítségével

Hegyi György[1], Temesvári Emese[2]

[1]AEMI
1121. Budapest, Konkoly-Thege M. út 29-33.

[2]HUN-REN Energiatudományi Kutatóközpont, AEKI
1121. Budapest, Konkoly-Thege M. út 29-33.

A ZR-6 kritikus rendszer, amelyben a VVER reaktorok kazettáira jellemző elrendezéseket vizsgáltak, már többször volt téma a Magyar Nukleáris Társaság (MNT) szimpóziumain. A mérések egy kisebb csoportja, a reaktivitás-együtthatók, ezekből a vizsgálatokból kimaradtak. Ennek oka részben az volt, hogy ezeket a méréseket szükséges volt újra kiértékelni, így csak később váltak az "International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments" adatbázis részévé. Ugyanakkor ezek az adatok kulcsfontosságú szerepet játszanak az atomerőművek biztonságos és hatékony üzemeltetésében. A mérések segítségével pontosabban megérthetjük a reaktorfizikai folyamatokat, és hatékonyabb biztonsági rendszereket fejleszthetünk.
Egy adott elrendezés esetében a moderátor és üzemanyag hőmérsékletének homogén megváltoztatása a kritikus vízszint megváltozását eredményezi. A hőmérsékleti együttható a kritikus vízszintváltozás reaktivitásértékével arányos. Az adatokat a KARATE [5] programrendszer részét képező MULTICELL és COREMICRO 2D finomháló diffúziós kódokkal, valamint a NURESIM projekt keretében az APOLLO2 francia programmal szimuláltuk [11]. Az MCNP4C2 [18] Monte Carlo-modell alkalmazásával a méréseket befolyásoló 3D hatásokat elemeztük.

Bevezetés

A zéró teljesítményű reaktorok a nukleáris ipar fejlődésének alapvető eszközei a kezdetektől napjainkig [1]. Biztonsági kérdések megoldásával, reaktortechnológia és számítási modellek fejlesztésével, valamint az új típusú reaktorok modelljeinek validálása során ezek a reaktorok kulcsszerepet játszanak az atomenergia fenntartható és felelős hasznosításában, ugyanakkor számos előnnyel rendelkeznek:

- **egyszerűbb modellezés:** a kis teljesítmény miatt gyakorlatilag nem keletkezik hő, így könnyebben modellezhető a reaktor viselkedése,
- **állandó üzemanyag-összetétel:** az alacsony teljesítmény miatt az üzemanyag összetétele nem változik jelentősen működés közben, ami megkönnyíti a kísérletezést,
- **rugalmas kísérleti lehetőségek:** a berendezés úgy alakítható ki, hogy a mérőműszereket optimális helyen lehessen elhelyezni az aktív zónában és annak közelében.

Ezen tulajdonságok miatt rendkívül biztonságosak ezek a létesítmények, ugyanakkor lehetővé teszik a különféle reaktorfizikai jelenségek részletes tanulmányozását, ami működő erőművekben lehetetlen.

A cikk rövid áttekintést ad a ZR-6 kritikus rendszer 50 éves történetéről és szerepéről a VVER számítások minősítésében. A mérések egy kisebb csoportja, a reaktivitás-együtthatók, ezekből a vizsgálatokból eddig kimaradtak. A gondos, két lépésben történő kiértékelési módszer bevezetésével az adatok ellentmondásmentessé váltak [13]. A második rész az izotermikus reaktivitás-együttható mérések ismertetésével és felhasználásával foglalkozik.

A ZR-6: múlt és jelen

Általában két fő módja van az atomerőművek biztonságával kapcsolatos kutatás támogatásának:

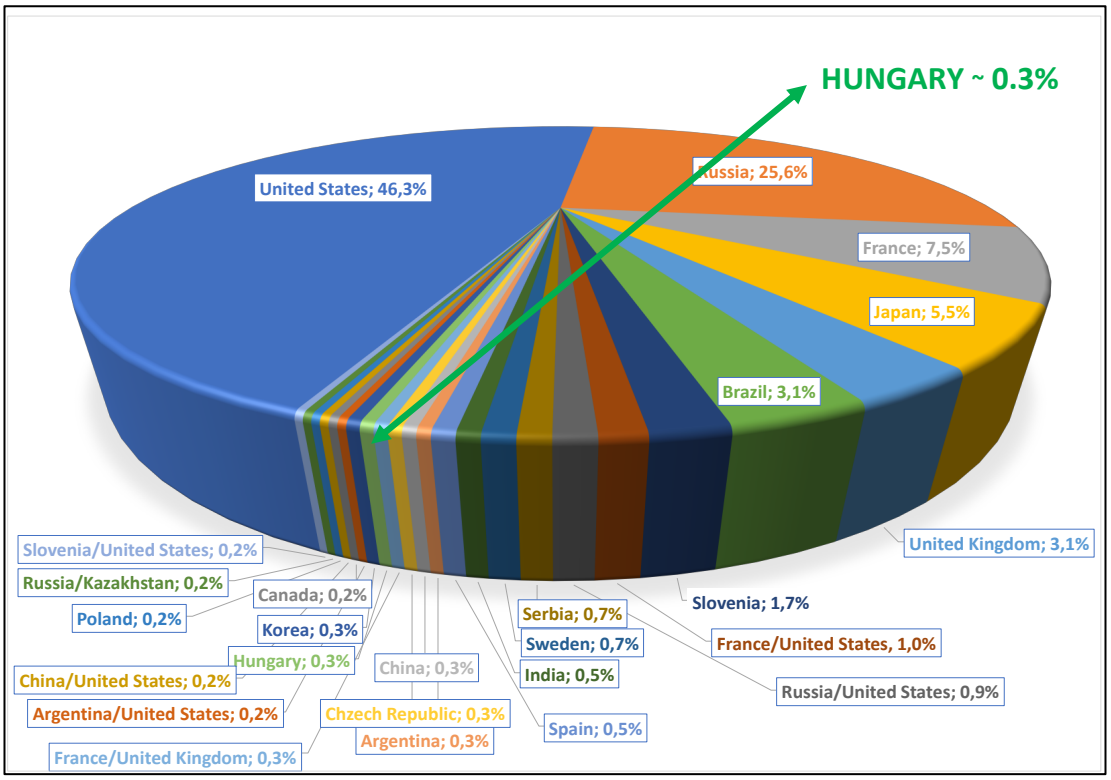
- kísérleti jellegű, ahol speciálisan kialakított kísérleti rendszerek, például termohidraulikus hurkok, vagy kis teljesítményű kutatóreaktorok használhatók az atomerőmű releváns állapotának vizsgálatára [1-3],
- analitikus megközelítésű, amely a validált számítógépes kódok felhasználásán alapul [4-5].

A ZR-6 volt az első zéró teljesítményű kritikus reaktor a VVER típusú erőműveket alkalmazó országokban, de a KFKI hatodik ilyen típusú berendezése. Az első kritikussági kísérletet 1972 őszén hajtották végre, és ez a reaktor 1990-ig működött, amikor is az üzemanyagrudakat visszaadták a gyártónak.

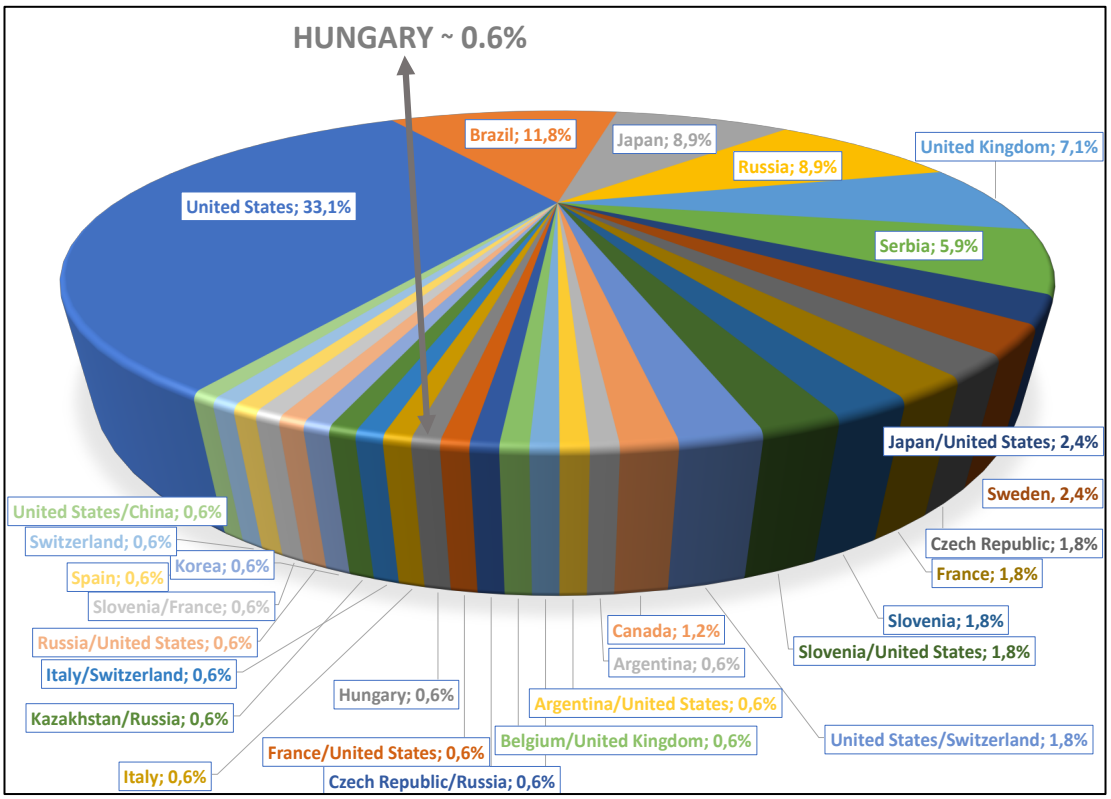
A méréseken közel 60 külföldi és magyar kutató dolgozott balesetmentesen (!). A nemzetközi csapat és a nagy mennyiségű adat szükségessé tette, hogy a mért adatokat egységes rendszerben, könnyen áttekinthető és újraértékelhető formátumban, azaz számítógépes adathordozón tárolják. Az archiválás mellett egy átfogó adatértékelési program is készült, amely szintén hozzájárult a hatékony munkához és az átlátható értékeléshez [6]. Végül 335 különböző konfiguráció kapott benchmark státuszt, amelyek többségét 15 különböző mérési módszerrel vizsgálták. A kísérleten közel 60 külföldi (bolgár, cseh, finn, kubai, német, orosz, szlovák) és magyar kutató dolgozott. Az 1. és 2. ábra a berendezés nemzetközi jelentőségét mutatja nemzetközi összehasonlításokban [7-8].

Kontakt: hegyi.gyorgy@ek.hun-ren.hu
© Magyar Nukleáris Társaság, 2025
Beérkezett: 2025. január 22.
Közlésre elfogadva: 2025. március 15.

Az első kritikusság óta eltelt 50 évre visszatekintve megállapíthatjuk, hogy a ZR-6 mérések a magyar felhasználókon kívül megjelentek 1990 óta minden olyan nemzetközi projektben, amely VVER reaktorszámítást is tartalmazott („NURESIM"; „NEA: KALININ benchmark"; „NEA: ROSTOV benchmark") [9-11].



1. ábra: A ZR-6 jelentősége (0,3 %), a nemzetközi kritikussági benchmark projekt adatai alapján (ICSBEP) [7]



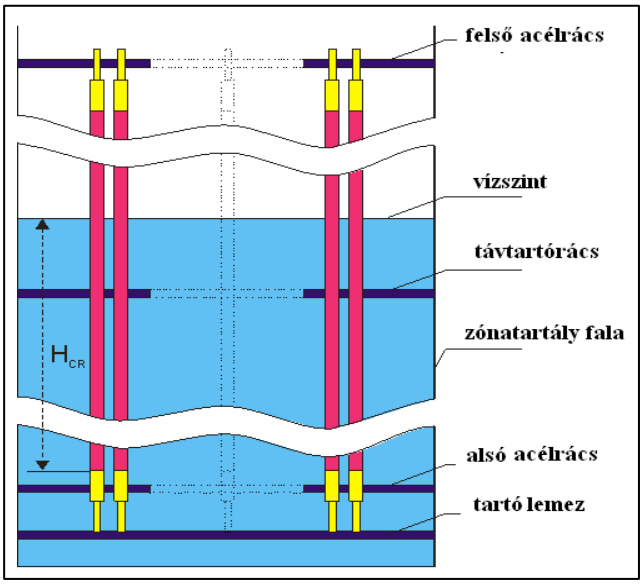
2. ábra: A ZR-6 jelentősége (0,6 %), a nemzetközi reaktorfizikai projekt adatai alapján (IRPhEP) [8]

Az izotermikus reaktivitás-együttható mérése a ZR-6 reaktorban

Fontos kérdés a reaktor kritikus állapotának változása az üzemi körülmények hatására, amely nem csak a biztonság, de a modellezés vonatkozásában is jelentős érdeklődésre tart számot. Egy ilyen paraméter a hőmérséklet, amely a VVER reaktorok esetében üzemi körülmények között 200 °C és 310 °C között változik. A ZR-6 esetében a mérési tartomány ennél jóval alacsonyabb, 20 és 130 °C közé esett. Ez nem csak a mérési tartomány kiterjesztését jelentette, de igen érdekes abból a szempontból is, hogy a kódvalidáció tekintetében itt egy sor érdekes modellezési kérdéssel találkoztunk (Doppler-effektus; moderátorparaméterek; hőtágulás; termikus neutron spektrális eltolódása).

Mérések előkészítése

Ismeretes, hogy a ZR-6 kritikus rendszerben a vizsgált összeállítás kritikusságát a mérések során a zóna vízszintje szabályozza [5]. A berendezés lényeges elemeit a 3. ábra szemlélteti. A kritikus állapotban lévő üzemanyagrudakat és moderátort tartalmazó rendszer elméletileg mentes a perturbációktól.



3. ábra: A ZR-6 zóna axiális elrendezése

Ezt a kísérleti elrendezést a szakirodalom „clean core”-nak nevezi. Szintén jelentős különbség a valódi reaktorkazettához képest a reflektortartomány, amely a mérések esetében radiális irányban moderátor, axiális irányban a felső rész un. száraz rács, alatta pedig moderátor és szerkezeti anyag. A radiális és axiális kifolyás $\{\lambda_r; \lambda_z\}$ paramétereit a részletes eloszlásmérések alapján határoztuk meg ([5]; [13]). A könnyebb modellezés érdekében, az üzemanyagpálcák elrendezése általában hengeres geometriájú volt, de minimum 30 fokos forgási szimmetriával rendelkezett. A hőmérsékletváltozással kapcsolatos méréshez egy sor fejlesztésre volt szükség: a reaktortartályt fel kellett készíteni a magasabb hőmérséklettel kapcsolatos technikai feladatokra, a vízszintmérést módosítani kellett, meg kellett oldani a hőmérsékletmérést és a nyomásnövelést. A mérés fontos jellemzője, hogy a hőmérsékletváltozást nem a nukleáris teljesítmény, hanem az erre a célra beépített, zónakosáron kívül elhelyezett elektromos kályha biztosította!

A mérés metodikája

A mérés elve a következő egyszerű meggondoláson alapul. Tegyük fel, hogy a kritikus paramétereket adott elrendezésben ismerjük {átlaghőmérséklet: T; kritikus vízszint: H_{cr} és a reaktivitás-együttható: $\partial\rho/\partial H$}. Ha ezután megváltoztatjuk a hőmérsékletet ΔT fokkal, a kritikus vízszint elmozdul ΔH értékkel, azaz:

$$0 = \rho(H_{cr} + \Delta H, T + \Delta T) - \rho(H_{cr}, T) = \frac{\partial\rho}{\partial T}\Delta T + \frac{\partial\rho}{\partial H}\Delta H \qquad (1)$$

Innen a következtetés:

$$\frac{\partial\rho}{\partial T} = -\frac{\partial\rho}{\partial H}\frac{\Delta H}{\Delta T} \qquad (2)$$

A gyakorlatban a $\partial\rho/\partial T$ mérés lépései a következők:

1. A moderátor hőmérsékletének beállítása, majd a zónakosárba pumpálása (abszorbensek segítségével a zóna szubkritikus) és várakozás a termikus egyensúly kialakulására.
2. A zónában a moderátor szintje enyhén szuperkritikus állapotnak felel meg. Az abszorbensek gyors eltávolításával a ρ reaktivitás a teljesítményváltozás időfüggése alapján meghatározható.
3. A mérést többször megismételjük, különböző vízszinteknél, hogy a ρ(H) függvény ismeretében a kritikus vízszint és a hozzá tartozó meredekség $\partial\rho/\partial H$ meghatározható legyen. A T hőmérséklet lépésenként meghatározásra kerül, hiszen a mérés ideje alatt a rendszer hőmérséklete lépésenként változhat.
4. Az 1.-3. lépést a hőmérséklet 5-10 fokos megváltoztatásával megismételjük a maximális értékig (130 °C).

Tehát adott hőmérsékleten a ρ(H) mérése során a hűlés miatt a kritikus vízszint meghatározása egy összetett függvény alapján történhet:

$$\rho(H,T) = \frac{\partial\rho}{\partial H}(H - H_0)\left(1 - \frac{3}{2}\frac{H - H_0}{H_0 + \lambda}\right) + \frac{\partial\rho}{\partial T}(T - T_0) \qquad (3)$$

ahol:

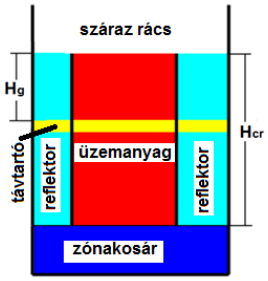
- H_0 a kritikus állapothoz tartozó vízszint;
- T_0 a méréshez tartozó referenciahőmérséklet;
- λ a különböző mérésekből már ismert extrapolációs távolság, ami a rácsméret függvénye [13].

A (3) egyenlet, a „mérési eredmény”, egyrészt a mért vízszint tekintetében nem lineáris, másrészt T_0 választása és a méréshez tartozó reaktivitás-együttható is meghatározandó. A végeredmény így csak több lépésben történhet meg, amit [13] részletesen tartalmaz.

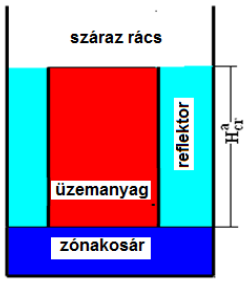
Megjegyezzük, hogy az itt vázolt kiértékelés után bizonyos esetekben még további korrekciót kell alkalmazni a kiértékelt adatokon {H_{cr} és $\partial\rho/\partial H$}, ha a vizsgált zónában a kritikus vízszint alatt volt a biztonságvédelmi távtartó rács (4.a ábra). Ennek eltávolítása (4.b ábra) nem csak egyszerű

© Magyar Nukleáris Társaság, 2025

vízszintváltozást jelent, de reaktivitásváltozást is, ami ugyancsak okozhat kritikus vízszintváltozást.



4.a. ábra: A ZR-6 sematikus elrendezése a távtartó ráccsal



4.b. ábra: A mérés axiális rajza a korrekció után, távtartó rács nélkül

A távtartó hatását a mért reaktivitásra a következő perturbációs összefüggés határozza meg [14] alapján:

$$\Delta\rho(H,T,C_B) = \eta(T,C_B)\frac{cos^2(B_z z_g)}{\frac{H_{cr}}{2}\left(1+\frac{\sin(B_z H_{cr})}{B_z H_{cr}}\right)} \quad (4)$$

ahol:

- $\eta(T,C_B)$ a rács anyagának és vastagságának a hatása,
- $z_g = H_g - \frac{H_{cr}}{2}$ a rács távolsága a zóna középvonalától,
- B_z a radiális görbületi tényező:

$$B_z^2 = \left(\frac{\pi}{H_{cr}+\lambda_z}\right) \quad (5)$$

Az izotermikus reaktivitás modellezése során használt programok

A víz-urán (VVER esetében LEU) rendszerek hőmérsékleti reaktivitási együtthatója fontos paraméter, amit a tervezésben, a szabályozásban és a biztonság tekintetében ismerni kell, ezért a mérések és modellezések folytonos érdeklődésére tartanak számot [16-17]. A számítási módszerek és a magadatkönyvtárak fejlődése, a Doppler-effektus és a termikus neutron spektrális eltolódása nem csak elméleti kérdés, de a kevéscsoport-gyártás esetében fontos ezeket a fizikai folyamatokat lehető legpontosabban figyelembe venni.

1.táblázat: A modellezésben felhasznált kódok néhány lényeges jellemzője

Magadat	Könyvtár	Program
bármelyik	Energiában folytonos	**MCNP4C2:** 50 passzív; 600 aktív ciklus ciklusonként 25000 neutron
JEFF-2.2	CEA93.V (172 csoport)	**APOLLO2.7:** 1D/2D geometria önárnyékolás számítása sokcsoport fluxus: P_{ij} / SN / MOC
ENDF/B-VI	NJOY & PEACO használatával (35 epitermikus +35 termikus energia csoport)	**MULTICELL:** cella és kazetta szintű geometria árnyékolt XS a ^{235}U; ^{238}U; ^{239}Pu-ra P_{ij} & termalizáció Cadilhac model **COREMICRO:** 2D hatszöges FM geometria 2 v. 4 csoport HKM (MULTICELL) spektrális korrekció

A ZR-6-on kilenc kritikus összeállításon végeztek hőmérsékletvizsgálatokat, amelyek közül kettőt a NURESIM projekt keretében is kiértékeltünk az APOLLO2.7 program segítségével. A számításokat a KARATE programrendszer moduljaival is elvégeztük. Néhány érzékenységi számításhoz az MCNP4C2 Monte-Carlo-programot használtuk. A számítógépes eszközök részletes leírását [5]-ben adtuk meg, a legfontosabb jellemzőket az 1. táblázatban foglaltuk össze.

A Monte-Carlo-számítások

A ZR-6 kritikus rendszer specifikációja alapján [14] a mérések szimulációjához két Monte-Carlo-input készült. Mindegyik egy 30 fokos forgásszimmetrikus szektort ad meg. A részletesebb leírás tartalmazza a zónakosár elemeit beleértve az üzemanyagpálcák alsó és felső rögzítését, a mozgatható biztonsági rácsot, a zónakosár alsó szerkezeti elemeit, a reflektortartományt a kosár falával együtt és a kritikus szint feletti szárazrácsot (lásd 4.a ábra.). A „clean core" modell egy egyszerűbb leírás, amely megfelel a 4. b. ábrának. A jelenlegi modellezésben az ENDF/B-VI könyvtárat használtuk. Minden Monte-Carlo-számítást legalább 50 passzív és 600 aktív ciklus felhasználásával végeztek, ciklusonként 25000 vagy több neutronnal [5].

Az inhomogén hőmérséklet-eloszlás kritikusságra gyakorolt hatásának vizsgálatára érzékenységi teszteket végeztünk. Mivel a mérőrendszert kőzetgyapot hőköpeny borította, a rendszer hővesztesége viszonylag kicsi volt, másrészt az üzemanyagot a moderátor melegítette fel, ami a mérési tapasztalatok szerint körülbelül 10 percet vett igénybe. A zóna különböző pontjain elhelyezett termopárok szerint a mérési aszimmetria maximum 0,75 °C volt. A hőmérsékletkülönbség okozta perturbációt az üzemanyagpálcák között, illetve a reflektortartományban lévő moderátor hőmérsékletének 1 °C-kal való csökkentésével vizsgáltuk. Alapesetben a hőmérséklet 400 K volt (lásd 2. táblázat). Ezekben az esetekben a sajátértékre az iteráció pontossága: $7*10^{-5}$.

2. táblázat: 1 K hőmérsékletkülönbség hatása a szorzótényezőre 400 K esetén

rács típus (rácsméret [mm]/ dúsítás [%]/ bórsav [g/l]/ pálcaszám)	reflektor régió hatása	pálcák közötti moderátor hatása
162/161 (12,7/3,6/1,1/1765)	0,00002	0,00026
246/154 (12,7/3,6/0,0/805)	0,00003	0,00026
161/161 (12,7/3,6/4,0/1765)	0,00001	0,00019
163/161 (12,7/3,6/5,8/1765)	0,00001	0,00015
188/188 (11,0/3,6/0,0/1765)	0,00002	0,00025

Amint az az eredményekből látható, az ilyen hőmérsékletváltozás hatása elhanyagolható a mérési pontosság mellett.

© Magyar Nukleáris Társaság, 2025

További bizonytalanság a kísérletekben a mozgatható rácslemez modellezése, ami különösen akkor érinti a kritikusságot, ha az a moderátor szint alatt van. A (4) perturbációs képlet ellenőrzéséhez kiszámoltuk a sokszorozási tényezőt a kétféle input felhasználásával szobahőmérsékleten MCNP-számításokkal, ugyanarra az elrendezésre. A távtartó lemez anyaga a méréseknél alumínium, plexi vagy acél volt. Mindhárom esetre modellszámítást végeztünk. A 3. táblázat eredményeiből látható, hogy a távtartó lemeznél alkalmazott kapcsolat jól működik, a módszer hibája jóval kisebb a mérési pontosságnál, és a számított eltérés csak az acéllemez használatakor észrevehető: $\Delta\rho = 1{,}4*10^{-3}$. Itt σ_t négyzetgyöke a két számítás szórás-négyzetösszegének.

3. táblázat: Az MCNP4C2-vel számított k_{eff} értékek különbsége, a két geometria felhasználásával, 400 K hőmérsékleten

Rács típus (paraméterek-pálcaszám-anyag)	Δk_{eff}	σ_t
246/154 (12,7/3,6/0,0 805 Al)	-4.0e-04	-2.75e-04
163/161 (12,7/3,6/5,8 1765 SS)	1.4e-03	2.82e-04
188/188 (11,0/3,6/0,0 1765 Plexi)	1.0e-04	2.68e-04

Transzportszámítások

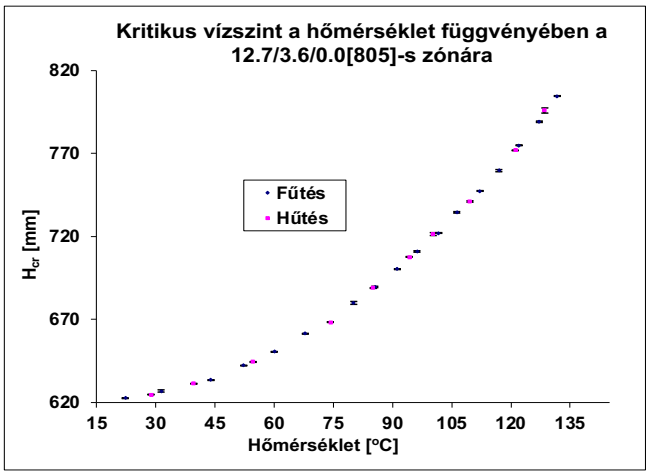
A determinisztikus programokkal két mérési sorozatot szimuláltunk. A mérések jellemzőit a 4. táblázat tartalmazza, mindkét összeállításban a távtartó alumínium volt. A számítások bemenő adatai a kritikus vízszintek, a megfelelő hőmérsékletek és a tartomány cellái. A ZR-6 esetében nincs külön információ a zóna hőmérséklettől függő radiális reflektortartományára, ez az input része (moderátortartalmú cellák). Az axiális görbületi tényező a kritikus vízszint (5) függvénye. A két vizsgált mérési sorozat esetében a vízszint - hőmérséklet összefüggést az 5. és 6. ábra mutatja. Érdemes megfigyelni, hogy a kiértékelés után a robusztus rendszer mért adatai mennyire egyeznek egymással az ismételt kísérleti sorozat esetén.

4. táblázat: A szimulált ZR-6 rácsok paraméterei

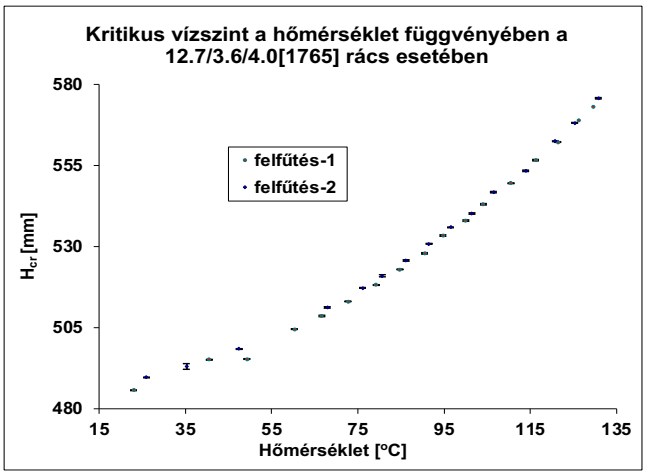
Azonosító	Rácsméret [mm]	Dúsítás [%]	Bórsav [g/kg]	Pálcaszám [-]	Későneutron hányad [-]
246/154	12,7	3,6	0,0	805	0,775
161/161	12,7	3,6	4,0	1765	0,756

A szimuláció során a $\partial\rho/\partial H$ és a $\partial\rho/\partial T$ méréseket ismételt sajátérték-számítással határoztuk meg. Az első esetben az axiális görbületi tényezőben a kritikus vízszint értékét növeltük 5 cm-rel (λ_z csak a rácsparamétertől függ) a másik esetben a hőmérséklet értéket 2 °C-kal: $\partial\rho/\partial p \approx \Delta\rho/\Delta p$, ahol p:=H vagy T.

A mért adatokat és a két számítási sorozat eredményeit a 7., 8. és 9., 10. ábrákon mutatjuk be. Látható, hogy mind a két szimuláció alábecsüli a kísérleti eredményeket, bár az APOLLO2 kód eltérése a méréstől kisebb. Ez nem csak a két program eltérő alapkönyvtár- választásának köszönhető, hanem a francia program részletesebb energiafelbontásának is. Az eredményekkel kapcsolatban megemlítendő, hogy a primer mérési eredmények a reaktivitás esetében a származtatott cent értékben voltak meghatározva.

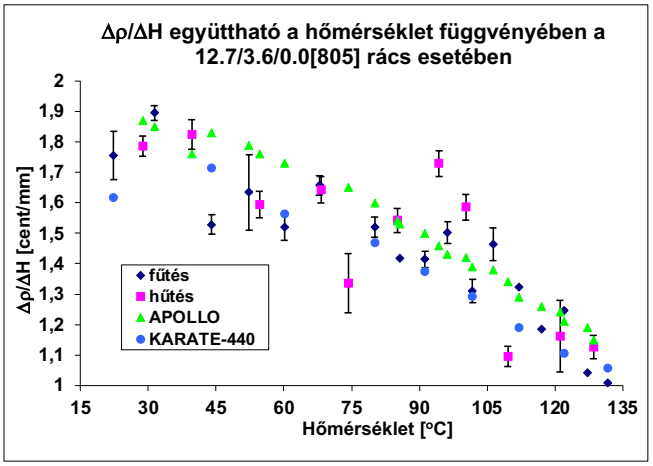


5. ábra: A 246/154 jelű zóna hőmérsékletfüggő kritikus vízszintje a kértékelés után

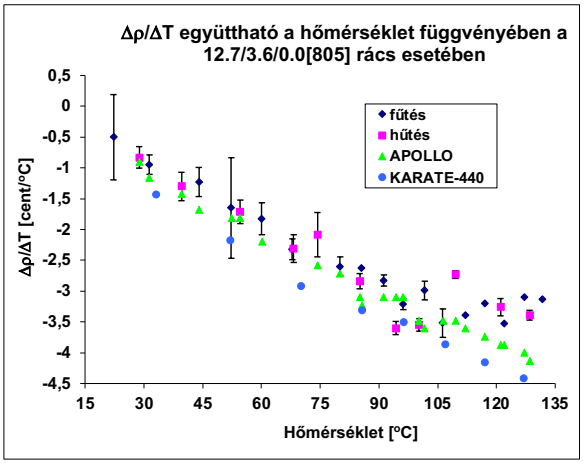


6. ábra: A 163/161 jelű zóna hőmérsékletfüggő kritikus vízszintje a kértékelés után

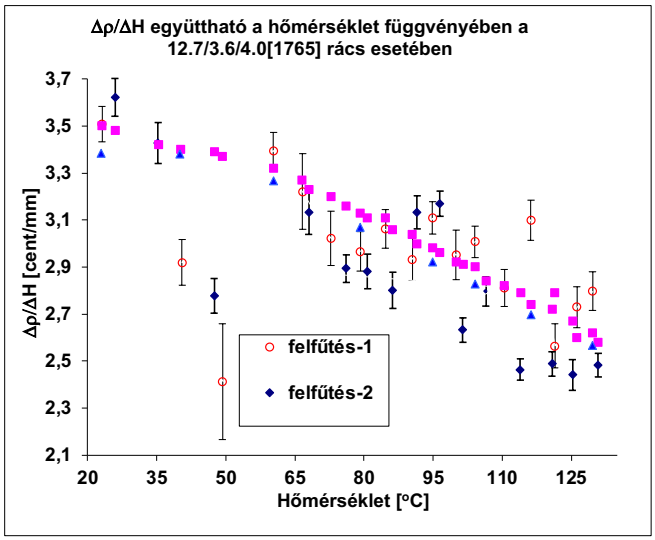
© Magyar Nukleáris Társaság, 2025



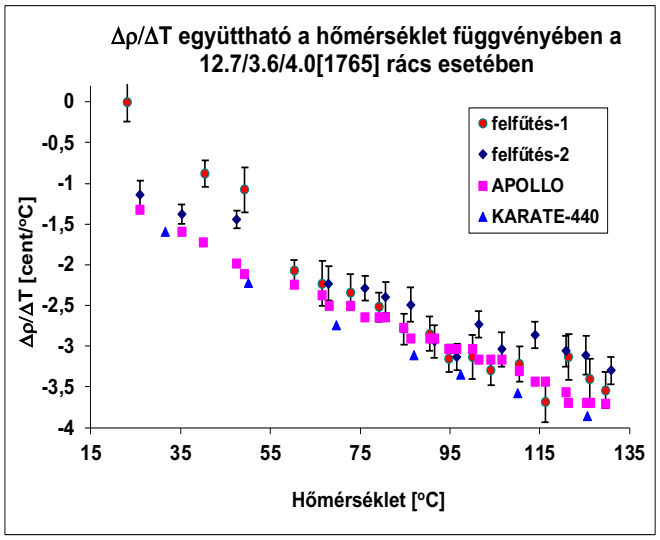
7. ábra: A mért és számított ∂ρ/∂H értékek a 246/154 jelű zónára



8. ábra: A mért és számított ∂ρ/∂T értékek a 246/154 jelű zónára



9. ábra: A mért és számított ∂ρ/∂H értékek a 163/161 jelű zónára



10. ábra: A mért és számított ∂ρ/∂T értékek a 163/161 jelű zónára

Összefoglalás

A ZR-6 berendezés legfontosabb feladata a hatszögletű rácsok elemzéséhez használt kódok validálását szolgáló mérési adatok előállítása volt. Ezt a célt az alapvető rácsparaméterek több konfigurációban történő meghatározásával sikerült elérni. A kísérleti adatok megfelelő pontosságát jelzi, hogy a különböző kísérleti technikákkal végzett mérések konzisztens eredményeket adtak. A KARATE programrendszer minősítése nálunk ezen kísérletek alapján is történt, de más VVER üzemeltető országok is hasonló módon jártak el. Sőt, az Európai Unió által indított NURESIM projekt, amely egy felhasználóbarát, moduláris, könnyen linkelhető, gyorsabb és pontosabb kódokon alapuló univerzális reaktorszimulációs eszköz kifejlesztését tűzte ki célul, felhasználta az új programrendszer minősítéséhez a ZR-6 méréseket.

A rendelkezésre álló mérések mintegy 25%-át felhasználva megállapítható, hogy a KARATE és APOLLO2 programrendszerek ezekben az esetekben alábecsülik a reaktivitásparamétereket. A francia kód hatáskeresztmetszet-könyvtára indokolja, hogy ebben az esetben kisebb az alábecslés.

Irodalomjegyzék

[1] Marat Margulis," Zero power reactors in support of current and future nuclear power systems", Nuclear Engineering and Design 425 (2024) 113330, https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2024.113330

[2] Jéki László:," KFKI"; https://wigner.hu/sites/default/files/inline-files/J%C3%A9ki%20L%C3%A1szl%C3%B3%20KFKI.pdf

[3] PMK-2 (IET faciliy); https://www.oecd-nea.org/tiethysweb/facility/iet/35

[4] Teodosi Simeonov," HELIOS2: Benchmarking Against Experiments for Hexagonal and Square Lattices", 19th AER

Symposium on VVER Reactor Physics and Reactor Safety September 21 – 25, 2009; https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/41/035/41035571.pdf

[5] Hegyi Gy., Hordósy G.,Keresztúri A., Maráczy Csaba., „A ZR-6 kritikus rendszer méréseinek felhasználása transzport kódok tesztelésére”, https://nuklearis.hu/sites/default/files/nukleon/7_4_176_Hegyi.pdf

[6] https://nuklearis.hu/sites/default/files/nukleon/Szatmary_Nukleon_kulonszam.pdf

[7] J. B. Briggs, L. Scott, A. Nouri, „International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project (ICSBEP)”, Nucl. Sci. Eng., 145, 1-10 (2003)

[8] J. B. Briggs, J. Gulliford, „International Reactor Physics Experiment Evaluation Project (IRPhEP)”, Nucl. Sci. Eng., 178, 269-279 (2014)

[9] Alekseev, N I; Gurevich, M I; Telkovskaya, O V; Shkarovsky, D A, „Monte Carlo modeling of benchmark experiments performed on the ZR-6 assembly”, Atomic Energy Vol.112, No.1, (May 2012): 67-71. DOI:10.1007/s10512-012-9526-5

[10] R. M. Ferrer and T. Bahadir,” Validation of new CMS5-VVER nuclear data library using critical experiments and X2 full-core benchmark”, Kerntechnik, February 23, 2021 https://doi.org/10.3139/124.200001

[11] Gy. Hegyi, A. Keresztúri, G. Willermoz, „APOLLO: Analysis of hexagonal critical experiments”, Annals of Nuclear Energy,Vol.36, Issue 9, September 2009, Pages 1431-1439, https://doi.org/10.1016/j.anucene.2009.06.010

[12] R. M. Ferrer and T. Bahadir,” Validation of new CMS5-VVER nuclear data library using critical experiments and X2 full-core benchmark”, Kerntechnik, February 23, 2021 https://doi.org/10.3139/124.200001

[13] Z. Szatmáry, „”Additional Data, Amendments, Reevaluations, Supplement to thr Final Repot of TIC”, Akadémia kiadó, Budapest, 2001.

[14] Z. Szatmáry, (evaluator), The VVER Experiments: Regular and Perturbed Hexagonal Lattices of Low-Enriched UO_2 Fuel Rods in Light Water, Handbook of Criticality Safety Benchmark Experiments, NEA/NSC/DOC/(99)03/IV Volume IV.

[15] The Effect of Temperature on the Neutron Multiplication Factor for Pressurised Water Reactor Fuel Assemblies (A Temperature Analysis Benchmark), Nuclear Science NEA/NSC/R(2022)1 November 2023; www.oecd-nea.org

[16] Mathieu N. Dupont, Matthew D. Eklund, Peter F. Caracappa, Wei Ji, „Experimental measurements of isothermal reactivity coefficient and temperature-dependent reactivity changes with associated uncertainty evaluations”, Progress in Nuclear Energy Volume 118, January 2020, 103131, https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2019.103131

[17] Seiji SHIROYA, Masaaki MORI and Keiji KANDA, „Analysis of Experiment on Temperature Coefficient of Reactivity in Light-Water-Moderated and Heavy-Water-Reflected Cylindrical Core Loaded with Highly-Enriched-Uranium or Medium-Enriched-Uranium Fuel”, Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, Vol. 33, No. 3, p. 211-219 (March 1996)

[18] J. F. Briesmeister, *MCNP™–A General Monte Carlo N–Particle Transport Code*, Version 4C, LA-13709-M, Los Alamos National Laboratory, December 2000

© Magyar Nukleáris Társaság, 2025