

**FENNTARTHATÓ ATOMENERGIA
TECHNOLÓGIAI PLATFORM**



STRATÉGIAI KUTATÁSI TERV

2013. szeptember

Az eredeti anyagot készítették a Fenntartható Atomenergia Technológiai Platform keretében felállított Szakértői Csoport munkatársai:

1. fejezet: Horváth Ákos, Hózer Zoltán, Fehér Sándor, Nagy László
2. fejezet: Téchy Zsolt, Bareith Attila, Ézsöl György, Házi Gábor, Karsa Zoltán, Keresztúri András, Kópházi József, Kulacsy Katalin, Mikó Sándor, Nagy László, Tóth Károly, Tóth Sándor
3. fejezet: Hózer Zoltán, Fehér Sándor, Horváth L. Gábor, Keresztúri András, Nagy László, Ördögh Miklós, Szieberth Máté
4. fejezet: Horváth Ákos, Bareith Attila, Czifrus Szabolcs, Gaál Tibor, Nagy László
5. fejezet: Sükösd Csaba, Házi Gábor, Lajtha Gábor, Nagy László
6. fejezet: Pázmándi Tamás, Boros Ildikó, Nagy László

Kiegészítéseket tettek az MTA EK, a BME NTI, az OSSKI és az ATOMKI munkatársai.

Szerkesztette:
Bareith Attila, Gadó János, Horváth Ákos

TARTALOMJEGYZÉK

Bevezetés	7
1. Reaktoranyagok kutatása	8
1.1. Szerkezeti anyagok öregedése	8
1.1.1. Reaktortartályok anyagának hosszú idejű öregedése	8
1.1.2. Betonszerkezetek sugárkárosodása	8
1.1.3. Elektromos kábelek sugárkárosodása	9
1.1.4. Magas hőmérsékletű oxidáció vizsgálata szuperkritikus vízhűtésű reaktor anyagain	9
1.1.5. Nukleáris létesítményekben alkalmazott anyagok sugárkárosodásának műszeres vizsgálata, a folyamatok szimulációja és modellezése	9
1.2. Fűtőelemanyagok kutatása	9
1.2.1. Fűtőelemanyagok paramétereinek kísérleti meghatározása	9
1.2.2. Új típusú fűtőelemek bevezetésének megalapozását szolgáló kísérletek	10
1.2.3. Nagy deformációs számítási modellek kidolgozása	11
1.2.4. Szerkezeti anyagok termomechanikai viselkedésének multidiszciplináris leírása	11
1.3. Szerkezeti integritást elemző eszközök fejlesztése	12
1.3.1. Nemlineáris anyagviselkedés figyelembevétele az elemzésekben	12
1.3.2. Az anyagtulajdonságok kézikönyvének kidolgozása	12
1.3.3. Komplex anyagmodellek kifejlesztése	13
2. Atomerőművi folyamatok korszerű modellezése és szimulációja	14
2.1. Reaktorfizikai problémák újszerű megoldása	14
2.1.1. A determinisztikus reaktorfizikai kódrendszerek továbbfejlesztése	14
2.1.2. A reaktortartályokat érő neutronfluencia meghatározása	14
2.1.3. A kiegészítő figyelembevétele a tároló- és szállítóeszközök kritikusságának számításában	16
2.1.4. Végeselemes neutrontranszport-eljárás fejlesztése és rendszerbe állítása	16
2.1.5. Monte Carlo módszer fejlesztése reaktorfizikai szimulációkhoz	17
2.1.6. Reaktorfizikai nodális módszer fejlesztése és alkalmazása folyékony fém és gázhűtésű reaktorok számítására	18
2.2. Termohidraulikai folyamatok egy- és háromdimenziós modellezése	19
2.2.1. Termohidraulikai folyamatok háromdimenziós modellezése finomskálás modellek becsatolásával	19
2.2.2. A CFD-kódok modellrendszerének kiterjesztése kétfázisú folyamatokra	19
2.2.3. A TRACE kód rendszerbe állítása	20
2.2.4. Keveredési folyamatok mérése és modellezése üzemanyag-kazettákban és reaktortartályokban	21
2.2.5. Felkészülés az új paksi blokkok primerköri csővezetékeinek vízűtésre történő minősítésére	24
2.2.6. APROS modellek fejlesztése az új paksi blokkokhoz	24
2.2.7. Nyílt forráskódú CFD-kód használatának megkezdése	25
2.2.8. Az új paksi blokkok konténmentjében zajló termohidraulikai folyamatok modellezése	25
2.3. A fűtőelem-viselkedési kódok továbbfejlesztése	25
2.3.1. A fűtőelem-viselkedési kódok validációjának folytatása, felkészülés újabb fűtőelemtípusok modellezésére	25
2.3.2. Az üzemanyag összetöredésének modellezése a tervezési alaphoz tartozó folyamatok során	26

2.3.3.	Nagy kiégésű fűtőelemek használatának megalapozása	27
2.3.4.	Inhermetikus kazetták pihentető medencebéli és KKÁT-beli kezelésének fűtőelem-viselkedési megalapozása	27
2.3.5.	Fűtőelemek inhermetikusságára vonatkozó eljárások fejlesztése	28
2.4.	A primerköri anyag- és aktivitásterjedés, a konténmentben zajló folyamatok és a környezeti kibocsátás modellezése	28
2.4.1.	A radioaktív anyagok erőműközeleli térségben való terjedésének újfajta modellezése a rács Boltzmann módszer alapján	28
2.4.2.	Az új paksi blokkok konténmentjében zajló folyamatok és a környezeti kibocsátás modellezése	29
2.4.3.	A primerköri anyag- és aktivitástranszport modellezése az új paksi blokkokra	29
2.4.4.	A környezetbe kijutó izotópok terjedésének értelmezése és modellezése	29
2.4.5.	Radioaktív szennyezőanyagok regionális skálán történő légköri terjedésének modellezése	30
2.4.6.	Radioaktív anyagok felszíni vizekben való terjedésének modellezése	31
2.5.	A súlyos baleseti folyamatok számítógépes modelljének továbbfejlesztése	31
2.5.1.	A reaktortartály külső hűtésének további vizsgálata	31
2.5.2.	Az új paksi blokkok súlyos baleseti folyamatainak modellezése	32
2.5.3.	Az olvadék stabilizációjának szimulációja az új paksi blokkokban	32
2.5.4.	A konténmentbéli gázeloszlás modellezése az új paksi blokk súlyos baleseti értékeléséhez	33
2.6.	A reaktorfizikai, termohidraulikai és fűtőelem-viselkedési folyamatok egységes modellezése	34
2.6.1.	A reaktorfizikai, termohidraulikai és fűtőelem-viselkedési folyamatok egységes modellezése	34
2.6.2.	Fal nélküli kötegek modellezése a biztonsági elemzésekhez	35
2.6.3.	Csatolt kódrendszer fejlesztése az új blokkok zónatervezési és üzemzavar-elemzési feladatainak alternatív megoldására	35
2.7.	Valószínűségi biztonsági elemzések eszközeinek fejlesztése	37
2.7.1.	A paksi 5. és 6. blokk PSA-modelljeinek fejlesztése	37
2.7.2.	A kockázatelemzési módszerek fejlesztése	38
2.7.3.	A determinisztikus és a valószínűségi biztonsági elemzések közös pontjainak meghatározása	38
2.8.	Új módszerek bevezetése a determinisztikus számítások bizonytalanságainak számszerűsítésére	39
2.8.1.	A globális szintű reaktorfizikai számítások és a forrócsatorna-számítások bizonytalanságainak egységes kezelése	40
2.8.2.	Új módszer kidolgozása a számítások bizonytalanságainak számszerűsítésére	40
2.8.3.	A keveredési CFD-számítások bizonytalanságainak elemzése	41
2.9.	Sugárvédelem	41
2.9.1.	A kis dózisok biológiai hatására vonatkozó alapkérdések kutatása	41
2.9.2.	A kis dózisok genetikai hatásának kutatása	42
2.9.3.	A kis dózisok kimutatására alkalmas biológiai markerek kifejlesztése	42
2.9.4.	Nehezen mérhető izotópok radiokémiai mérés technikájának fejlesztése	44
2.10.	Előfeszített vasbeton hermetikus védőépülettel kapcsolatos szakmai kompetencia kialakítása	44
2.10.1.	Hermetikus védőépület terheinek modellezése	44
2.10.2.	Hermetikus védőépület végeleemes modellezése	45
2.10.3.	Az öregedési folyamatok figyelembevétele	46
2.10.4.	Lokális tönkremenetel hatása a hermetikus védőépület viselkedésére	46

3.	Kiégett fűtőelemek és radioaktív hulladékok kezelése, az újgenerációs atomerőművek kutatása.....	47
3.1.	Kiégett fűtőelemek és radioaktív hulladékok kezelése, az új atomerőműi blokkok bevezetése.....	47
3.1.1.	A kiégett nukleáris üzemanyag hasznosításának lehetőségei jelenleg működő technológiákkal és 4. generációs reaktorokkal	47
3.1.2.	A kiégett üzemanyag, a nagyaktivitású és hosszú élettartamú radioaktív hulladékok végleges elhelyezése	47
3.1.3.	Az új atomerőművi blokkok kiégett üzemanyagának átmeneti tárolása, kis és közepes aktivitású hulladékainak végleges elhelyezése.....	48
3.2.	A jelenleg üzemelő blokkokkal kapcsolatos kérdések rendezése	48
3.2.1.	A kiégett nukleáris üzemanyag átmeneti tárolójának üzemidő hosszabbítása	48
3.2.2.	A jelenleg üzemelő atomerőművi blokkok leszerelési hulladékainak végleges elhelyezése	48
3.2.3.	A véglegesen elhelyezendő kiégett üzemanyag és nagyaktivitású hulladék csomagolása	49
3.3.	Az európai szuperkritikus nyomású vízhűtésű reaktor zónájának és fűtőelem-kazettájának tervezése	49
3.3.1.	Az európai szuperkritikus nyomású vízhűtésű reaktor zónájának tervezése	49
3.3.2.	Az európai szuperkritikus nyomású vízhűtésű reaktor fűtőelem-kazettájának CFD-vizsgálata	50
3.4.	Folyékony ólom és ólom-bizmut hűtésű reaktorok kutatása.....	50
3.4.1.	Folyékony ólom és ólom-bizmut hűtésű reaktorok biztonságának és izotópátalakítási képességének vizsgálata	51
3.4.2.	Folyékony ólom és ólom-bizmut hűtésű reaktorok izotópátalakítási képességének vizsgálata	52
3.5.	Az ALLEGRO demonstrációs gázhűtésű gyorsreaktor kifejlesztésével kapcsolatos kutatások.....	52
3.5.1.	Az ALLEGRO Projekt előkészítésével kapcsolatos feladatok.....	53
3.5.2.	Magas hőmérsékleten üzemelő, nagy besugárzást elszenvedő szerkezeti anyagok tanulmányozása, minősítése	53
3.5.3.	Az ERANOS kód rendszerbe állítása a zónafizikai számításokhoz	54
3.5.4.	Tranziens folyamatok modellezése a CATHARE kóddal.....	54
3.5.5.	Az ALLEGRO fűtőelem-kazettáinak és zónájának elemzése CFD-szimulációval	54
3.5.6.	Az ALCYONE fűtőelem-viselkedési kód rendszerbe állítása.....	55
3.5.7.	A gázhűtésű gyorsreaktorok súlyos baleseti vizsgálatához alkalmas szimulációs modellek fejlesztése	55
3.5.8.	Az ALLEGRO PSA-modelljének kialakítása.....	56
3.5.9.	A gázhűtésű gyorsreaktor hőkörfolyamatainak stacionárius számítására, optimalizálására alkalmas programrendszer fejlesztése és alkalmazása	56
3.5.10.	Magas hőmérsékletű reaktorokhoz kapcsolható alternatív energiahordozó termelés vizsgálata	56
3.5.11.	Zónaszámítások az ALLEGRO kísérleti reaktorra és a tervezett gázhűtésű gyorsreaktorra	57
3.6.	Sóolvadékos reaktorokhoz kapcsolódó kutatások	57
3.6.1.	Sóolvadékos reaktorok biztonságának kutatása.....	57
3.6.2.	Sóolvadékos reaktorok izotópátalakító képességének kutatása	58
4.	Kutatási infrastruktúrák fejlesztése.....	59
4.1.	Anyagtudományi kutatások a Budapesti Kutatóreaktorban	59

4.1.1.	Sugárkárosodási kutatások eszközei	59
4.1.2.	Neutronfizikai módszerek alkalmazása lokális anyagjellemzők mérésére	59
4.1.3.	Magas hőmérsékletű mechanikai vizsgálatok besugárzás alatt	60
4.2.	Egyetemi környezetben működő, nagyképernyőkön történő megjelenítésen alapuló teljes léptékű atomerőművi és blokkvezénylői ember-gép kapcsolati kutatásokra használható szimulátor megépítése.....	60
4.2.1.	A szimulátor kifejlesztése.....	60
4.2.2.	Súlyos baleseti modul megvalósítása.....	61
4.2.3.	Személyzet alkalmazása	61
4.2.4.	Az oktatólabor berendezése.....	61
4.2.5.	A szimulátor kiterjesztése más típusokra és ember-gép kapcsolati kutatásokra ..	61
5.	Nukleáris kutatóintézetek és oktatóhelyek kapcsolatainak fejlesztése	63
6.	A lakosság tájékoztatása a kutatási eredményekről.....	65

BEVEZETÉS

A kormány illetékes kabinetje 2009. szeptemberében határozatot hozott az új paksi blokkokkal kapcsolatos kormányzati teendőkről. A határozat egyik pontja a K+F erősítésére vonatkozik. Ennek nyomán az Országos Atomenergia Hivatal Tudományos Tanácsa (OAH TT) külön ülésen foglalkozott a teendővel. Az OAH TT határozata szerint:

- A hazai nukleáris K+F-et erősíteni kell,
- A nukleáris K+F program előkészítésére, az érdekek egyeztetésére magyar nukleáris Technológia Platformot kell létrehozni,
- A munkálatok előkészítésére programjavaslat készül.

A programjavaslat első lépéseként elkészült a hazai nukleáris program jövőképe 2010-ben. Megalakult a Fenntartható Atomenergia Technológia Platform, amelynek Szakértői Csoportja kidolgozta javaslatát a K+F program feladataira és ütemezésére.

A hazai nukleáris energetikai kutatási programok céljait rövid és középtávon a meglévő paksi blokkok biztonságos üzemeltetésének műszaki-tudományos hátterének biztosítása, illetve az új blokkok létesítésére való felkészülés határozzák meg.

A reaktorbiztonsági kutatások folytatása, a kísérlet-alapú ismeretek bővítése előfeltétele a nukleáris kompetencia hazai megőrzésének. Magyarország nem maradhat ki az európai biztonsági elemzési eszközök továbbfejlesztését és egységesítését célzó erőfeszítésekből; a magyar kutatóknak továbbra is részt kell venniük az európai keretprogramok által részben finanszírozott nukleáris biztonsági projektekben, valamint az OECD Nuclear Energy Agency önfelfinanszírozó projektjeiben.

A nemzetközi trendekkel összhangban – és szorosan kapcsolódva a hazai fűtőelem-problémák hosszú távú stratégiájának szakmai megalapozásához – közép és hosszútávon részt kell venni a fűtőelem-ciklus zárásával és az atomerőművek új generációjával kapcsolatos kutatási programokban. A magyar kutatóknak az eddiginél nagyobb mértékben kell foglalkozniuk a fűtőelem-ciklussal kapcsolatos kutatásokkal. Eredményeik nemzetközi felhasználásán túl lényeges a felhalmozott tudás felhasználása a fűtőelem-gazdálkodásra, a kiégett fűtőelemek tárolására és a nagyaktivitású hulladék végleges elhelyezésére vonatkozó hazai döntések előkészítésében.

A negyedik generációs atomerőművekkel kapcsolatos kutatások lehetőséget adnak arra, hogy a fiatalok bekapcsolódjanak a nukleáris kompetencia megőrzésébe és alkotó módon fejlesszék tovább a vonatkozó ismereteket. Ezen túlmenően a magyar vállalkozások hozzájárulása esetenként akár technológiai értelemben jelentős is lehet, különösen a tudás intenzív területeken.

A kutatási programok távlati céljai között szerepel a nukleáris energia felhasználásának előmozdítása olyan területeken is, mint az ipari méretű hidrogén-termelés. Ha sikerül a jelenlegieknél lényegesen magasabb hőmérsékleten üzemelő reaktorokat építeni, akkor megnyílik annak a lehetősége, hogy a fosszilis tüzelőanyagot más területeken (pl. közlekedés) is kiváltsák. A közeljövő egyik kihívása a nukleáris energetikai szakemberek számára az ipar érdeklődésének felkeltése, és bevonása a kutatás-fejlesztésbe.

1. REAKTORANYAGOK KUTATÁSA

A reaktoranyagok kutatása terén követendő K+F stratégia az egyes reaktorgenerációk esetében eltérő.

Az atomerőművek jelenlegi generációját közel 50 évvel ezelőtt tervezték, azóta az anyagtudomány és a mérnöki tervezői eszközök jelentős fejlődésen mentek keresztül. Az öregedésre, azon belül is a sugárkárosodásra vonatkozó ismeretek bővülésével lehetségessé vált a tervezett élettartam hosszabbítása. A jelenlegi reaktortípusokban az anyagok öregedését a mérnöki gyakorlat (szerkezetintegritási számítások) megfelelően kezeli, de a következő generációs reaktorok tervezésekor a szerkezetek élettartamát nem lehet egyszerűen levezetni a jelenlegi tapasztalatokból.

A jövőben építendő reaktortípusoknál, amelyek a gazdaságosabb üzemanyag-felhasználás érdekében lényegesen magasabb hőmérsékleten és/vagy hosszabb ideig égetik az üzemanyagot, a megvalósítás ütemét lassítja a megfelelő szerkezeti anyagok hiánya. Az anyagtudomány nagy kihívása az adott alkalmazás számára optimális tulajdonságú szerkezeti anyagok tervezése és előállítása.

1.1. Szerkezeti anyagok öregedése

1.1.1. Reaktortartályok anyagának hosszú idejű öregedése

A reaktortartály anyagának sugárkárosodása fontos szerepet játszik az erőmű maradék élettartamának meghatározásakor. A fontosabb effektusok, amelyek az 50 éves üzemeltetést befolyásolják, ismertek. Az ötvözet alkotói és szennyezői eltérő mértékben járulnak hozzá az öregedéshez. Amíg a réz és foszfor szennyeződések már kis fluenciánál (10^{19} n/cm²), addig a Mn-Ni (esetleg Si és C) szennyeződések jóval nagyobb besugárzásnál okoznak elridegést, és torzíthatják az elridegés-fluencia trendgörbét, és megváltoztatják a hosszútávú élettartam-számítások eredményeit. A hagyományosan alkalmazott szabványos mechanikai vizsgálatok mellett nagy szerephez jutnak a modern anyagtudományi eszközök is, amelyekkel a mikroszerkezet változása finomabb léptékben követhető. A kutatás az erőművek élettartam-számítására vonatkozó tudás- és adatbázis folyamatos frissítését és fejlesztését szolgálja.

Modern anyagtudományi eszközök beszerzése, az eszközpark megújítása szükséges ahhoz, hogy a hosszú idejű öregedésre vonatkozó méréseket el lehessen végezni. Elsősorban univerzális anyagvizsgáló berendezésre (szakító gép) és az ahhoz szükséges kiegészítő eszközöket kell beszerezni.

1.1.2. Betonszerkezetek sugárkárosodása

A reaktorok körüli sugárvédelmi betonszerkezetek az erőműbe beépített többi betonhoz képest erős neutron- és gamma-sugárzásnak, továbbá magasabb hőmérsékletnek vannak kitéve. Ez az extra igénybevétel hosszabb idő alatt a beton mechanikai (szilárdsági) és sugárvédelmi tulajdonságainak esetleges romlását idézheti elő. A Paksi Atomerőmű jelenleg üzemelő blokkjainak üzemidő-hosszabbítása kapcsán gondot jelentett, hogy a reaktor körüli betonszerkezetekből nem lehetett mintát venni, és így csak szakirodalmi adatokra és számítási modellezésre támaszkodva lehetett következtetéseket levonni a betonok sugárállóságára vonatkozóan. Az új blokkok építése során az erőmű betonszerkezetei feltehetőleg hazai alapanyagokból készülnek, ezért célszerű időben felkészülni a megfelelő

sugárállóságú betonok receptúráinak kidolgozására és a szóba jöhető betonfélésegekből készült minták besugárzásos vizsgálatára. Az erre vonatkozó kutatások a betontechnológiával és a sugárkárosodással foglalkozó szakemberek együttműködését igénylik.

1.1.3. Elektromos kábelek sugárkárosodása

Nukleáris berendezések kábelei termikus öregedése és sugárkárosodásának ismerete fontos az üzemeltetés számára. A kábelek vizsgálatához megfelelő besugárzó hely kialakítása szükséges, és a vizsgálati technika adaptálása. A vizsgálatokkal megszerezhető ismeretek hasznosíthatók a következő generációs nukleáris berendezése építése során.

A feladat elvégzését elhalasztottuk.

1.1.4. Magas hőmérsékletű oxidáció vizsgálata szuperkritikus vízhűtésű reaktor anyagain

A szuperkritikus nyomáson működő reaktor hűtőközege víz, amely igen erős oxidálószer magas hőmérsékleten. A kutatások célja az új fejlesztésű burkolatanyagok, illetve bevonatok vizsgálata magas hőmérsékletű oxidációval, és az élettartam becslése.

A feladat végrehajtása befejeződött.

1.1.5. Nukleáris létesítményekben alkalmazott anyagok sugárkárosodásának műszeres vizsgálata, a folyamatok szimulációja és modellezése

A nukleáris létesítmények intenzív sugárzási környezeteinek kitett elektronikai-fotonikai berendezések és rendszerek megbízhatóságát és élettartamát jelentős mértékben azok az atomkilökődéssel járó sugárkárosodási folyamatok határozzák meg, melyek az alkatrészek szigetelő és félvezető struktúráinak anyagszerkezeti elváltozásaihoz vezetnek. A 2000 -es évek elejétől új típusú szilícium és szilíciumdioxid alapanyagok, CVD gyémántok és legújabban nanoszerkezetek fejlesztése folyik. Egyes új anyagszerkezeti struktúrák ellenállóbbak az atomkilökődések okozta sugárkárosodással szemben, mint a korábbi berendezésekben alkalmazott anyagok.

A kutatás célja az új típusú anyagok és a felhasználásukkal készített szenzorok, detektorok, alkatrészek jellemző paramétereinek mérése a dózis függvényében gyorsneutronokkal végzendő besugárzások során. Az atomkilökődési kaszkádok modellezése klasszikus molekuladinamikai szimulációkkal történik. Megtörténik az ATOMKI ciklotronjára alapozott berillium céltárgyas nagyintenzitású gyorsneutronforrás és radiometriai mérőrendszerének korszerűsítése is.

A kutatás során fontos információk nyerhetők az új generációs és a jelenleg üzemelő nukleáris létesítményekben történő alkalmazási lehetőségekre vonatkozóan.

1.2. Fűtőelemanyagok kutatása

1.2.1. Fűtőelemanyagok paramétereinek kísérleti meghatározása

A fűtőelemek viselkedéséről elsősorban az erőművekben kiégetett, illetve a kutatóreaktorokban besugárzott fűtőelemek vizsgálata adja a legfontosabb információkat.

Mivel ilyen vizsgálatokra Magyarországon nincs lehetőség, aktívan rész kell venni a nemzetközi fűtőelemes együttműködésekben.

- Ezek közül a legfontosabb a Halden Reactor Project, ahol VVER fűtőelemekkel is végeznek méréseket és ahol rendszeresen fogadnak magyar vendégkutatókat is. A haldeni mérések előkészítésében, a végrehajtott kísérletek kiértékelésében való részvétel megalapozza a mért adatok felhasználását kódvalidációs célokra.
- Az orosz együttműködések keretében hozzá lehet jutni azokhoz az erőművi VVER fűtőelemekkel végzett mérésekhez, amelyek alapján értékelni lehet az újabb fejlesztéseket, nagyobb kiégéseket, vagy hosszabb használati idő hatását.
- A kazetták tárolása során fellépő hűtőközegvesztéses üzemzavarokról a Sandia Fuel Project keretében végzett/végzendő mérésekből származtathatóak a jelenleginél részletesebb információk.

A külföldi méréseket érdemes hazai kísérletekkel kiegészíteni, amelyekben besugárzatlan üzemanyagot, esetleg besugárzott Zr burkolatot használunk. Hazai mérések lehetnek a következők:

- Az új E110G burkolat jellemző anyagtulajdonságainak mérése szobahőmérsékleten és az üzemi hőmérséklet közelében, besugárzásos mérések a kutatóreaktorban.
- Az E110G ötvözet magas hőmérsékletű viselkedése LOCA körülmények között, a normál üzemelésre jellemző előzetes oxidáció és hidridizáció hatásának értékelése. A szekunder hidridizáció hatásának vizsgálata.
- A Zr burkolatok viselkedése RIA körülmények között „mandrel” tesztek alapján, az előzetes oxidáció és hidridizáció hatásának értékelése.
- Zr burkolatok viselkedése ATWS folyamatokban, a magas nyomáson létrejövő oxidáció vizsgálata.
- Az E110G burkolat viselkedése a tárolási üzemzavarra jellemző levegős oxidációban, magas hőmérsékletű kísérletekben.

Az új E110G burkolat mechanikai tulajdonságainak mérési eredményeit a jelenleg használt numerikus modellek ellenőrzéséhez és a mezomechanikai modellezéshez kell felhasználni.

1.2.2. Új típusú fűtőelemek bevezetésének megalapozását szolgáló kísérletek

Új típusú üzemanyag (tabletta, burkolat, fűtőelempláca, vagy kazetta szerkezeti elemek) bevezetése előtt külföldi mérések, a fűtőelemszállító adatai, esetleg saját mérések alapján értékelni kell annak használhatóságát, megbízhatóságát normál üzemi és üzemzavari körülmények között. A vonatkozó vizsgálatokat érdemes megkezdeni az üzemanyag fejlesztésének korai fázisában. Pl. az orosz fűtőelemgyártó már felvetette a lyuk nélküli tabletták bevezetését. Ezek előzetes értékelését meg kellene kezdeni ahhoz, hogy érdemben lehessen tárgyalni esetleges paksi bevezetésükről.

Az új paksi blokkok építésének előkészítéseként részletes ismeretekre lesz szükség az ott használandó üzemanyagról. A hagyományos UO_2 mellett az új reaktorokban esetleg számolni kell a MOX üzemanyag használatával is. Az új blokkokban a fűtőelemek nagyobb terhelésnek lesznek kitéve mint a jelenleg üzemelő VVER-440 reaktorokban. A biztonságos üzemeltetéshez ezen a területen is hazai szakértelemre lesz szükség, amelyet az adott üzemanyagra vonatkozó mérések, vizsgálatok értékelésével, azokat kiegészítő hazai mérésekkel, valamint a modellezési apparátus kialakításával lehet létrehozni.

1.2.3. Nagy deformációs számítási modellek kidolgozása

A napjainkban általánosan alkalmazott fűtőelem kódok a fűtőelem egyszerűsített geometriájú (tengelyszimmetrikus, axiális irányban homogén viselkedést feltételező) modelljét használják, melynek deformációját a kis alakváltozások elméletével modellezik. Ezek a modellek jól alkalmazhatók a fűtőelemekben üzem közben fellépő, alapvetően a makroszkopikus hosszskálán fellépő folyamatok modellezésére. Ezzel szemben csak a fűtőelem három dimenziós kiterjedését figyelembe vevő, az anyag nagy lokális deformációját is leírni képes, részletes modellekkel követhetők az olyan jelenségek, amelyek lokalizációval járnak, mint pl. a szerkezet nem tökéletes geometriai kialakulásából, esetleg a peremfeltételek hirtelen fellépő, erős aszimmetriájából eredő viselkedés. A kidolgozandó modelleknek nagyjából a fűtőelem burkolatra kell vonatkozniuk. A fejlesztés eredményeként előállítandó modellrendszer lehetőséget teremt arra, hogy a fűtőelemekben a különböző üzemi és üzemzavari szituációkban esetleg várható, eddig számításokkal nem követhető eloszlásokat, eloszlás-változásokat numerikus eljárásokkal lehessen becsülni.

1.2.4. Szerkezeti anyagok termomechanikai viselkedésének multidiszciplináris leírása

Az utóbbi 50 évben a legkülönbözőbb elméleti alapokon és irányban végzett elméleti kutatások az anyagmodellek (konstitutív modellek) sokaságát dolgozták ki. Ma a konstitutív egyenletek számos helyen centrális szerepet játszanak a gyártási folyamatokat, valamint az ipari berendezések viselkedését, továbbá az extrém körülményeket, üzemzavarokat szimuláló számításokban. A reaktorok szerkezeti anyagainak, valamint a fűtőelemek anyagainak leírására alkalmazott modellek eddig szinte teljesen makroszkopikus szintű mechanikai anyagmodelleket tartalmaztak, ami azt jelenti, hogy csak a mechanikai kölcsönhatásokat, vagy más kölcsönhatások mechanikai vetületét veszik figyelembe; ezen túlmenően lokálisak, azaz csak az anyagi pontok közvetlen szomszédai közötti kölcsönhatásokat veszik figyelembe. Mivel a számítások eredményeit a felhasznált konstitutív modellek alapvetően befolyásolják, egyre nagyobb az igény a teljesebb és komplexebb anyagmodellek iránt. Az utóbbi időben kezdenek feltűnni a szakirodalomban olyan anyagmodellek, amelyek már lehetővé teszik, hogy a szerkezeti anyagok viselkedésének modellezésébe több olyan hatást is bevonjanak, amelyek eddig más fizikai diszciplína 'érdeklődési területébe' tartoztak. Az ilyen, több effektust (a mechanikai és a termikus szabadságfokokon túlmenően pl. az anyag szennyezőinek eloszlását) jobban követő, magasabbrendű modellektől várható a szerkezeti anyagok eddig kellően meg nem értett olyan viselkedésének tisztázását, mint pl. a repedés, a töredezés, amelyek az anyagban extrém terhelések hatására megjelennek, de amelyek leírására a szilárd testek mechanikájának eddig általánosan használt eszközei nem elégségesek. Ismert tény, hogy az anyagok tulajdonságait mikro- és mezoszerkezetük is alapvetően befolyásolja, melyeket a klasszikus elméletek nem képesek adekvát módon kezelni. A mikro- és a mezoszerkezet hatásait csak magasabb rendű elméletekkel lehet figyelembe venni, amelyek az alkalmazott közelítéstől függő mértékben nemlokális elméletek. A nemlokális elméletek előnye, hogy használatukkal elkerülhetők bizonyos, a lokális elméletekben fellépő szingularitások, ami az alkalmazásokban lényegesen stabilabb numerikus eljárások konstrukcióját teszi lehetővé. Ugyanakkor nem egyszerű kérdés a több hatást is figyelembe vevő magasabb rendű közelítések összeegyeztetése. A kutatás célja szerkezeti anyagok termomechanikai viselkedésének multidiszciplináris megközelítés alapján levezetett anyagmodellekkel történő leírása, és a modellek alkalmazhatóságának vizsgálata.

1.3. Szerkezeti integritást elemző eszközök fejlesztése

1.3.1. Nemlineáris anyagviselkedés figyelembevétele az elemzésekben

A nemlineáris anyagviselkedés figyelembevétele akkor történhet meg az elemzésekben, ha a megfelelő paramétereket mérésekkel meghatároztuk (1.3.1.1. feladat). Ezt követően, a számítási modell kiegészítése után kerülhet sor a hideg túlnyomásvédelmi rendszer újraértékelésére (1.3.1.2. feladat).

A szerkezetintegritási vizsgálatok ma világszerte a lineárisan rugalmas, vagy legfeljebb az infinitezimális képlékeny deformációkat figyelembe vevő nemlineáris (rugalmas-képlékeny) törésmechanikai számításokkal készülnek. Ezek a számítások a szerkezetek biztonságának konzervatív megállapítását tűzik ki célul. Ám a valódi szerkezeti anyagok a gyártás és az üzemelés (szilárdsági nyomáspróba) viszonyai között időnként a rugalmas-képlékeny tartományba eső terhelést kaptak, és egy feltételezett üzemzavar során ugyancsak képlékenységet okozó terhelés kapnának, ami jelentősen változtathatja meg az anyag állapotát a lineáris elmélet által előre jelzett állapothoz képest, amelynek következtében az is előfordulhat, hogy egy határon túl az egyszerűsített számítás eredménye nem konzervatív. A kutatás célja, hogy a szerkezeti anyagok reális, nemlineáris (képlékeny vagy viszkózus-képlékeny) viselkedését is figyelembe vevő modelleken végzett megalapozó elemzésekkel megállapítsa az egyszerűsített modellek biztonságos alkalmazásának határait, és kidolgozza a sokkal nagyobb tartományban érvényes rugalmas-képlékeny törésmechanikai számítások módszertanát.

1.3.1.1. Nemlineáris anyagviselkedési paraméterek mérése

A rugalmas-képlékeny számítások számára szükség van olyan paraméterek mérésével történő meghatározására, amelyek a jelenlegi szabványos mérések keretein messze túlmennek. A kutatás célja a rugalmas-képlékeny módszertan eredményes alkalmazásához szükséges mérési eljárások kidolgozása, valamint a mérések végrehajtása.

1.3.1.2. A hideg túlnyomásvédelmi rendszer újraértékelése

A rugalmas-képlékeny számítások egyik közvetlen alkalmazása a hideg túlnyomásvédelmi rendszer újraértékelése. Jelenleg e rendszert lineáris törésmechanikai modellen végzett számítások alapján lezármaztatott megengedhető nyomás – hőmérséklet összefüggéssel (p-T görbe) vezérlik. A számítások alapját mérnöki megfontolásokból levezetett szabályok képezik. Ezek a szabályok a védelmi értékek konzervatív megállapítását tűzik ki célul, ám a valódi szerkezeti anyagok a gyártás és az üzemelés viszonyai között időnként a lineáris tartományon kívül eső terhelést kaptak, ami jelentősen változtathatta meg az anyag állapotát a lineáris elmélet által várt állapothoz képest. A kutatás célja, hogy a szerkezeti anyagok reális nemlineáris (képlékeny vagy viszkózus-képlékeny) viselkedését is figyelembe vevő modelleken végzett megalapozó elemzésekkel megállapítsa az egyszerűsített modellek biztonságos alkalmazásának határait, és ha szükséges, javaslatokat tegyen egy konzisztens, egyszerűsített mérnöki szabályrendszerre.

1.3.2. Az anyagtulajdonságok kézikönyvének kidolgozása

A feladat a szilárdsági és élettartam számításoknál felhasznált anyagjellemzők összegyűjtése kézikönyv formában az üzemeltető és a hatóság számára a romlási folyamat egyértelműen

követésére és prognosztizálására. A következő három adatforrás felhasználásával kell elkészíteni a kézikönyvet: szabványok, szabályzatok előírásai, megbízható laboratóriumi mérések és irodalmi adatok.

1.3.3. Komplex anyagmodellek kifejlesztése

A szerkezetintegritási vizsgálatok ma világszerte legtöbbször lineárisan rugalmas, vagy legfeljebb rugalmas-képlékeny szilárdsági és törésmechanikai számításokkal készülnek. A rugalmas-képlékeny viselkedést leíró modellek a legrégebben ismert és viszonylag egyszerű anyagmodellek közé tartoznak. Az utóbbi 50 évben a legkülönbözőbb elméleti alapokon és irányban végzett elméleti kutatások az anyagmodellek (konstitutív modellek) sokaságát dolgozták ki. Ma a konstitutív egyenletek centrális szerepet játszanak a gyártási folyamatokat, valamint az ipari berendezések viselkedését szimuláló számításokban. Mivel a számítások eredményeit a felhasznált konstitutív modellek alapvetően befolyásolják, egyre nagyobb az igény a teljesebb és komplexebb anyagmodellek iránt. A mai anyagmodellek (vagy más szóval konstitutív modellek) döntő többsége mechanisztikus (csak a mechanikai kölcsönhatásokat, vagy más kölcsönhatások mechanikai vetületét veszi figyelembe), valamint lokális (azaz csak az anyagi pontok közvetlen szomszédai közötti kölcsönhatásokat veszi figyelembe), még akkor is, ha levezetésük során tekintettel voltak a termodinamika főtételeire. Ugyanakkor ismert tény, hogy az anyagok tulajdonságait mikro- és mezoszerkezetük alapvetően befolyásolja, melyeket a fenti, klasszikus elméletek nem képesek adekvát módon kezelni. A mikro- és a mezoszerkezet figyelembevételét csak magasabb rendű elméletekkel lehet figyelembe venni, amelyek az alkalmazott közelítéstől függő mértékben nemlokális elméletek. Az ilyen nemlokális elméletek előnye, hogy használatukkal elkerülhetők bizonyos, a lokális elméletekben fellépő szingularitások, ami az alkalmazásokban lényegesen stabilabb numerikus eljárások konstrukcióját teszi lehetővé. Ugyanakkor nem egyszerű kérdés a magasabb rendű közelítések és a termodinamika alapelveinek összeegyeztetése. A kutatás célja a fejlettebb anyagmodellek termodinamikailag konzisztens, magasabb rendű elméleti eszközökkel történő levezetése és azok alkalmazási területeinek feltérképezése.

Az előbb vázolt, fejlettebb anyagmodellek szükségszerűen tartalmaznak olyan paramétereket, amelyek a modellek alkalmazásához szükségesek, de a klasszikus anyagvizsgálati módszerek ilyen paraméterek vizsgálatára nem alkalmasak. A kutatások egyik célja olyan kísérletek kidolgozása, amelyek alkalmasak a fejlettebb elméleti modellekben megjelenő új paraméterek meghatározására.

A kutatások másik célja számítások kidolgozása egy ipari modellre, amelyek alkalmasak a fejlettebb és a klasszikus elméleti modelleken alapuló előrejelzések összehasonlítására, a fejlettebb modellek alkalmazhatóságának demonstrálására.

2. ATOMERŐMŰVI FOLYAMATOK KORSZERŰ MODELLEZÉSE ÉS SZIMULÁCIÓJA

A számítógépek fejlődése lehetővé teszi az atomerőművi jelenségek és folyamatok részletesebb modellezését és szimulációját. A nukleáris kompetencia megőrzése és megerősítése a számítógépes modellek megújításával jár.

Ebben a fejezetben azok a kutatási feladatok szerepelnek, amelyek tárgya a számítási és elemzési módszerek, algoritmusok és programok fejlesztése, módosítása, a meglévő vagy fejlesztett módszerek programok teljesítőképességének vizsgálata, validálása, a bizonytalanságok számszerűsítése (beleértve az utóbbi célok eléréséhez szükséges eszközök létrehozását is), egyes célzott mérések előkészítése, elvégzése szintén az adott témakörhöz tartozik, mert az ezek révén kialakított (ezekkel kiegészített) adatbázisok a validálásnak, a bizonytalanságok számszerűsítésének alapvető feltétele.

2.1. Reaktorfizikai problémák újszerű megoldása

2.1.1. A determinisztikus reaktorfizikai kódrendszerek továbbfejlesztése

A kutatások célja a 2. generációs blokkok esetén az eddigieknél pontosabb, a 3. generációs blokkok esetén pedig az elvárt pontosságú számítási eredmények elérése. A ma látható feladatok az alábbiak:

- További plutónium izotópok rezonancia önárnyékolásának figyelembevétele az epitermikus tartományban a sokcsoport transzport számításokban.
- A kevéscsoport-állandók paraméterezésének felülvizsgálata, a paraméterek számának eseteleges növelése. (Ennek a feladatnak a megoldását a kiegészítés további növelése, a leállási állapotok eddigieknél pontosabb számítása, valamint új blokkok esetén a MOX fűtőelemek bevezetése teszi szükségessé.)
- A homogenizáláson alapuló nodális módszer továbbfejlesztése discontinuity factor alkalmazásával és a rezponz mátrixok direkt számításával. Ennek a feladatnak a megoldása nagyobb fontosságú az új blokkoknál, az eddigieknél nagyobb méretű kazetták és a bonyolult szerkezetű acél reflektor miatt, továbbá MOX fűtőelemek alkalmazása esetén (a MOX és UOX kazetták határán a termikus fluxus és annak spektruma a helynek gyorsan változó függvénye).
- Amennyiben az új blokkok négyzetes geometriájú kötegeket tartalmaznak, akkor a KARATE programrendszer pálcánkénti eloszlásait számító modellt fejleszteni kell, és be kell vezetni a globális számításokból származó határfeltételek újfajta (a nódushatárokon érvényes) módszerét.

2.1.2. A reaktortartályokat érő neutronfluencia meghatározása

A paksi VVER-440 reaktortartályok élettartamának meghatározó eleme a tartályt érő fluencia, hiszen a reaktortartályok sugárkárosodásának (élettartamának) becslése a tartályfalra vonatkozó neutrontranszport számításokon alapul. Az üzemidő-hosszabbítás megalapozásához ezeket a számításokat a csatolt KARATE-MCNP program segítségével számították ki. A számítások hitelesítése a paksi alkalmazásokhoz alapvető kérdés. Ebben kulcsszerepet játszik a próbatesteket érő, a sugárkárosodásra jellemző gyorsneutron-fluxus meghatározása a neutronmonitorok válaszában kiértékelése révén.

A számítások során a jövőbeli kampányok tekintetében csak feltételezett átrakási adatokat és ennek megfelelő fluxusértékeket lehetett használni. A tartályt érő fluxus jelentős mértékben függ az átrakási adatoktól. Ezért nyilvánvaló, hogy a tartályt érő fluencia számítását időnként érdemes megismételni, mert így az újabb, már megvalósult kampányok átrakási adataival a tervezett élettartam végére kapott értékek egyre inkább valós adatokra alapozódhatnak. Az eddig elvégzett elemzések során meghatározták a fluenciaszámítások bizonytalanságait is, aminek megfelelőségét dozimetriai mérésekkel való összehasonlítással igazolták. Ezen kívül elkészült egy olyan számítógépes program is, amelynek segítségével a mérési adatok bevonásával a bizonytalanságok csökkenthetők. Így az újabb, jövőben rendelkezésre álló dozimetriai mérések felhasználásával a számítások nemcsak tovább validálhatók, de várhatóan a bizonytalanságok mértéke is csökkenthető lesz. A mérések közül külön említendő az utóbbi időben bevezetett üregdozimetriai mérések, amelyek validálási célú felhasználását hatósági irányelv is előírja.

Bonyolítja a helyzetet, hogy a tervezett, legújabb hazai ellenőrző program az aktív hossz végeinek magasságában is tervezi próbatestek és dozimetriai monitorok elhelyezését, ahol a számítások bizonytalansága nagyobb az eddigieknél (nagyobb gradiens), és itt a geometria pontos leírása az eddigieknél nagyobb szerepet kap. A számítási eredményeket ezekkel a mérésekkel is validálni kell, és az eredmények függvényében a számítások pontossága itt a jelenlegi geometriai és összetételmodell finomításával is javítható.

Az eddig végzett számítások eredményeképpen az is kiadódott, hogy a tartályt érő fluenciát lényegében 6 x 4 reflektor melletti, szélső kazetta fluxusa befolyásolja döntően. Ugyanakkor a zóna felett elhelyezkedő hőmérsékletmérések alapján az tapasztalható, hogy a reflektor melletti kazetták esetén a számítási bizonytalanságok a szokásosnál valamivel nagyobb mértékűek. Ezért további feladat az említett bizonytalanságok okainak tisztázása, és a szükséges kód-fejlesztés elvégzése

A számítások validációját a reaktorblokkok élettartamának végéig folytatni kell. A próbatestekkel egy tokban elhelyezett neutronmonitorok kiválasztását, továbbá a besugárzás után azok mérésekkel történő kiértékelését, és így a próbatestek által elszenvedett gyorsneutron-fluencia meghatározását továbbra is el kell végezni.

A validációnak a reaktortartály falára való kiterjesztése érdekében megfelelő neutronmonitor-készleteknek a reaktortartály-felügleleti pozícióban és a tartály külső falánál, az üregben (üregdozimetria) való egyidejű besugárzására és kiértékelésére van szükség (a reaktortartály-felügleleti pozíció és az üregbeli neutronfluxus közötti korreláció meghatározására). Ezt a reaktorblokkok megnövelt üzemideje során az amúgy is előírt reaktortartály-felügleleti vizsgálatokkal egybekötve el lehet végezni. A validációhoz a korábbiakban a 3. blokkon végzett üregbeli besugárzások eredményeit is fel kell használni.

További probléma, hogy a reaktortartály-felügleleti pozícióban, az aktív zóna felett, ahol a neutronfluxus gradiense nagy, a mérési eredmények nagy bizonytalansággal terheltek. Meg kell vizsgálni a jelenség okát, és le kell csökkenteni a bizonytalanságokat. A meghosszabbított üzemidő során ebben a tartományban is méréseket kell végezni annak kimutatására, hogy adott neutronfluencia-terhelés esetében a besugárzó neutronfluxus nagysága milyen mértékben van hatással a tartályfal sugárkárosodására („fluxuseffektus”). A meghosszabbított üzemidő során tehát a fluxuseffektust is vizsgálni kell, és a mérések megtervezéséhez a fentiekben kívül ki kell választani a besugározni kívánt neutronmonitor-készleteket, és meg kell határozni a besugárzási időtartamokat.

Ezen túlmenően kiemelkedő fontossága van a Paksra telepítendő új reaktorblokkok reaktortartályaira vonatkozó sugárkárosodási vizsgálatoknak, illetve ezen keresztül a megfelelő reaktordozimetriai programnak és a hozzá tartozó vizsgálatoknak.

2.1.3. A kiégés figyelembevétele a tároló- és szállítóeszközök kritikusságának számításában

Új fűtőelemek bevezetése általában a fűtőelem-tároló berendezések sokszorozási tényezőjének növekedésével jár. A szubkritikusság előírt mértéke már jelenleg is csak a tárolókapacitás bizonyos fokú csökkentésével, abszorbens kazetták behelyezésével biztosítható. A fűtőelem modernizálás során fellépő várható további kapacitáscsökkenés a kiégett fűtőelem-tárolókban valószínűleg elkerülhető a burnup credit alkalmazásával, azaz ha a kritikussági analízisnél figyelembe vesszük a fűtőelemek összetételének változását a kiégés során.

Ennek biztonságos alkalmazásához ki kell fejleszteni azokat a modelleket és eljárásokat, amelyekkel a kiégett kazettákat tartalmazó tároló-, szállítóberendezés sokszorozási tényezője észszerű konzervatívizmussal meghatározható. Meg kell határozni az eljárásban használt, a kiégett összetételt és adott összetételhez tartozó sokszorozási tényezőt számító programok hibáját. Ehhez létre kell hozni a programok validálására alkalmas kísérleteket tartalmazó adatbázist. Ennek segítségével kiválaszthatók a kritikussági analízisben figyelembe veendő izotópok, és megbecsülhető az eljárások hibája. Ki kell fejleszteni a szóba jövő tárolók olyan modelljét, amely figyelembe veszi a kritikusságot egy adott kiégésű kazetta esetén befolyásoló tényezőket (kiégés kazettán belüli változása, besugárzási történet stb.) Létre kell hozni azokat az interfész programokat, amelyek az analízis során használt különböző kódokat összekötik (zónaszámító kód, kritikussági és összetételt számító kód). A fentieket elvégezve a konkrét jövőbeli fűtőelemtípusokra meghatározható az a minimális kiégés, amelyet elérve az ilyen kazettákat tartalmazó tároló teljesíti a szubkritikussági kritériumokat. A fűtőelemek kezelése során biztosítani kell, hogy csak a minimális kiégést elért kazetták kerülhessenek abba a tárolóba, amelyre a burnup creditet alkalmazták. Elemezni kell a téves betöltés következményeit.

2.1.4. Végeselemes neutrontranszport-eljárás fejlesztése és rendszerbe állítása

Az elmúlt évtizedekben az atomerőművi reaktorok elemzésére sokrétegű homogenizáláson alapuló, a legfelső szinten a diffúziós egyenletet nodális módszerrel megoldó kódrendszerek terjedtek el. Az egyes pálcák hőteljesítményének meghatározásához szükséges pálcaszintű rekonstrukciós számításokat szintén diffúziós közelítésben végezték. Az atomerőművek korszerűsítésével egyre összetettebb szerkezetű kazetták használatát vezették be, ezért a rekonstrukciós számításokban a diffúziós modellt egyre pontosabb közelítést biztosító transzport modellekkel váltják le.

A szakirodalomban azonban már harminc évvel ezelőtt megjelentek a transzportegyenlet végeselem módszerrel történő megoldását célzó matematikai eljárások első változatai. Akkoriban a számítástechnika fejlettségi színvonala nem tette lehetővé ezeknek az eljárásoknak a praktikus alkalmazását. A számítástechnika intenzív fejlődése, valamint az utóbbi években ezen a területen beindult jelentős fejlesztések alapján feltételezhető, hogy a végeselem-transzportmódszerek a reaktorfizikai számításokban már a közeljövőben ipari feladatokra is hatékonyan alkalmazhatóvá válnak.

Célszerű lenne tehát a paksi atomerőműben jelenleg használatos zónaszámítási rendszer valamely, a korábbinál magasabb rendű transzport-közéltésen, például P_L vagy S_N módszeren alapuló továbbfejlesztése, amely a jelenlegi számítási környezetbe könnyen beilleszthető, és amellyel a jelenleginél nagyobb térbeli és energiabeli felbontás érhető el. Az így előálló rendszer, mind a létező reaktorok üzemeltetéséhez, mind az újonnan létesülő blokkok biztonsági elemzéséhez segítséget nyújthat.

2.1.5. Monte Carlo módszer fejlesztése reaktorfizikai szimulációkhoz

Az utóbbi évtizedek nagyarányú számítástechnikai kapacitásbővülése miatt a Monte Carlo módszerek – többek között pontosságuk és egyedi esetekre való könnyű alkalmazhatóságuk következtében – kiemelt szerepre tettek szert, olyannyira, hogy olykor a kísérletekkel szinte egyenértékű validációs alapnak tekinthetők. Ezt a folyamatot erősíti, hogy az utóbbi években tudományos számításokhoz világszerte egyre elterjedtebben használják a grafikus processzorokat (GPU), amit a reaktorfizika területén is hasznos volna megkísérelni. Kiemelten alkalmasnak látszik a Monte Carlo módszer számítási algoritmusában ebben a tekintetben, a grafikus számításokhoz nagyban hasonlító, jól párhuzamosítható struktúrája miatt. A számítási sebesség optimalizálásához azonban a konvencionális Monte Carlo részecsketranszport algoritmusok újrastrukturálása szükséges a memóriahasználat csökkentése érdekében.

Ezt a lehetőséget fontos lenne kiterjeszteni a reaktordinamikai számításokra is, amely a hagyományos Monte Carlo programok struktúrájába nem illeszkedik. Ahhoz, hogy a Monte Carlo módszerek segítségével reális célkitűzés legyen a reaktordinamikai folyamatok szimulációja, megfelelő elméleti alappal rendelkező szórás-csökkentő eljárásokat kell kidolgozni. A nemzetközi szakirodalomban az utóbbi években jelentős eredmények születtek, amelyek megismerése és a gyakorlati alkalmazása az elsődleges feladat. A GPU-ra való alkalmazás azonban valószínűleg az algoritmusok átstrukturálását igényli.

A Monte Carlo módszerfejlesztések egy másik területe az a speciális alkalmazásoknál felmerülő probléma, hogy az eloszlások várható értéke mellett magasabb momentumaik meghatározására is szükség van. Ez nem analóg Monte Carlo módszerekkel csak speciális szórás-csökkentő eljárásokkal valósítható meg. Az ilyen eljárások kifejlesztése segítséget nyújthat olyan problémák vizsgálatában, mint pl. a szubkritikus reaktivitás meghatározására alkalmazott neutronzaj módszerek, vagy az elrejtett hasadóanyagok kimutatása a neutronsokszorozás detektálásával. A BME NTI-ben az elmúlt években megkezdődött az ilyen eljárások kifejlesztése, amelyek validálása és gyakorlati problémákra való alkalmazása további feladat. A gyakorlati alkalmazásra lehetőséget ad a gyorsítóval hajtott szubkritikus rendszerek (ADS) kutatása megkapcsán megnövekedett érdeklődés a szubkritikus reaktivitás meghatározási módszerei, így a neutronzaj módszerek irányába is. Az ezen a területen indult nemzetközi kísérleti projektek validációs és alkalmazásai lehetőséget nyújtanak.

Speciális alkalmazásoknál felmerülő probléma, hogy az eloszlások várható értéke mellett magasabb momentumaik meghatározására is szükség van. Ez nem analóg Monte Carlo módszerekkel csak speciális szórás-csökkentő eljárásokkal valósítható meg. Az ilyen eljárások kifejlesztése segítséget nyújthat olyan problémák vizsgálatában, mint pl. a szubkritikus reaktivitás meghatározására alkalmazott neutronzaj módszerek, vagy az elrejtett hasadóanyagok kimutatása a neutronsokszorozás detektálásával.

2.1.6. Reaktorfizikai nodális módszer fejlesztése és alkalmazása folyékony fém és gázhűtésű reaktorok számítására

A KIKO3D nodális *reszponz-mátrix* dinamikai kód algoritmusában alapvető reaktorfizikai közelítő feltevéseket csak a nódus-határokon érvényes fluxus-eloszlásra vonatkozóan kell tenni. Ugyanakkor a program jelenlegi változata a kötegszakasz előzetes homogenizálásán, majd a homogenizált közegre az időfüggő diffúziós egyenlet megoldásán alapul, mert a *reszponz-mátrixok* kiértékelése jelenleg speciálisan így történik. A szóban forgó reaktorok kötegeinek szokásosnál bonyolultabb szerkezete, valamint a gyors neutronoknak az axiális irányban fellépő repülési szög szerinti erős anizotrópiája (gázhűtésű reaktorok!) kérdéssé teszi ezeknek a közelítéseknek az alkalmazhatóságát. Ezért szükség van a *reszponz-mátrixok* direkt, numerikus előállítására Monte Carlo programokkal, esetleges az ERANOS kóddal.

A címben jelzett feladatot a reaktorfizikai kód több energiacsoportos változatának fejlesztésével célszerű megoldani, amelynek az alábbi modulokat kell tartalmaznia:

- a neutronok transzport jelenségeit *reszponz-mátrix* módszerrel modellező modul,
- kiegészi modul,
- az abszorbensek mozgását kezelő modul,
- átrakási modul,
- a termohidraulikai visszacsatolást leíró modul (ólom, gáz, nátrium),
- a *reszponz-mátrixok*at a kiegészés, a hőhordozó és a fűtőelem hőmérsékletéből paraméterekkel ellátott formulák alapján számító szubrutinok.

A program a zónatervezés szokásos egyszerűsített kiegészi láncain kívül tartalmazni fogja a Pu, Np, Am és Cm fontosabb izotópjainak követéséhez szükséges láncokat és azok adatait (pl. paraméterezett mikroszkopikus csoportállandóit) is. A program nemcsak a fenti aktinidákra vonatkozó izotópátalakítást képes követni, hanem eközben reális háromdimenziós kampánytervezési számítások során biztosítja, hogy a reaktor kritikus állapotban legyen, amennyiben a tervezett reaktivitás-szabályozó rendszer erre valójában képes. Ezen kívül kiszámítható, hogy a fenti feltételek mellett milyen hosszú kampány érhető el, és ennek függvényében mekkora kiegészések adódnak, valamint az, hogy az egyenlőtlenségi tényezők maximumai a megengedett határon belül maradnak-e.

A meghatározandó, biztonsággal kapcsolatos vizsgálható paraméterek az alábbiak:

- hőmérséklet szerinti reaktivitás tényezők,
- üregtényező,
- az üregtényező és a Doppler tényező korrelációja,
- a teljesítmény egyenlőtlenségi tényezői,
- a lezárási reaktivitás az üzemvitel során.

A fentiekén kívül dinamikai számítással elemezzük az abszorbens-rudakon alapuló reaktivitás-szabályozás nem kizárható meghibásodásainak következményei (Reactivity Initiated Accident, RIA). A reaktivitás-szabályozó abszorbens-rendszer kialakítása ugyanis egyszerre befolyásolja szignifikánsan az elérhető kiegészést (és ezen keresztül az izotóp-

átalakítási képességet), valamint a reaktivitás üzemzavarok következményeit, melyeket így ugyanazzal a programmal elemezhetünk.

A fejlesztés során előálló kóddal végzett számítások során hangsúlyt helyezünk

- az orosz ólom és ólom-bizmut hűtésű reaktorokra (BREST, SVBR), felvesszük a kapcsolatokat a fejlesztéskért felelős orosz kutatóintézetekkel,
- az ALLEGRO gázhűtésű reaktorra,
- az OECD NEA által kezdeményezett projektben vizsgált nátrium-hűtésű reaktorokra.

A feladat a 3.4.1. feladat keretében készül el.

2.2. Termohidraulikai folyamatok egy- és háromdimenziós modellezése

2.2.1. Termohidraulikai folyamatok háromdimenziós modellezése finomskálás modellek becsatolásával

Az elmúlt években a kétfázisú folyamatok rendszerszintű modellezésére alkalmas RETINA kódrendszert beépítették a paksi teljesléptékű szimulátorba. A rendszer továbbfejlesztésével részletesebb képet lehetne kapni a zónában zajló normál üzemi és üzemzavari folyamatokról, és a RETINA a zónamonitorozó rendszer szakértői változatának részévé válhatna, támogatva ezáltal a jövőbeli fűtőelem modernizációs terveket. A két rendszer csatolásának további előnye lenne, hogy a zónamonitorozás során nyert információk folyamatos analizálásával lehetővé válna a teljesléptékű szimulátor paramétereinek további finomítása, az esetleges technológiai változtatások könnyebb nyomon követése. E cél eléréséhez speciális modellt kell készíteni, amely a zóna szubcsatorna szintű modellezését teszi majd lehetővé a RETINA részeként. A zónamodell paramétereinek (keveredési, ellenállási tényezők) meghatározásához egyfázisú CFD-számítások eredményeit kell felhasználni.

Az atomerőművi biztonsági elemzések szempontjából jelenleg is az egyik leginkább kutatott terület az erőműben (főként annak primerkörében) lejátszódó áramlási folyamatok vizsgálata mind normál üzemi, mind pedig üzemzavari körülmények között. Az egyik különösen fontos területet a reaktortartályon belüli keveredési folyamatok jelentik, ezek ugyanis meghatározzák a reaktor aktív zónájába jutó hűtőközeg hőmérsékletét és bórsav-koncentrációját, amely kihat a reaktivitás-változásokra is. A másik fontos terület a primerköri berendezések élettartamát esetlegesen korlátozó hőmérsékleti rétegződések és ciklikus hőmérsékleti terhelések vizsgálata. (Ilyen folyamat például a VVER-440 reaktorok térfogatkompenzátorának befecskendező ágaiban kialakuló hőmérsékleti rétegződés, vagy a különböző hőmérsékletű közegeket szállító vezetékek T-elágazásaiban kialakuló hőmérsékleti terhelés.) Ez a terület a jelenleg zajló üzemidő-hosszabbítási programok során kaphat még nagyobb figyelmet. A keveredési folyamatok vizsgálatára megfelelő eszközt nyújt lézeres sebesség- és hőmérsékletmérő berendezés (Particle Image Velocimetry - PIV, Laser Induced Fluorescence - LIF) használata. Plexiüveg kisminta-berendezéseken ennek segítségével vizsgálni lehet a csövekben és tartályokban kialakuló hőmérsékleti rétegződést és termikus keveredést. Ezen kísérleti eredmények felhasználhatók a bonyolultabb geometriák és tranziensek modellezésére is képes háromdimenziós CFD-kódok validálására is.

2.2.2. A CFD-kódok modellrendszerének kiterjesztése kétfázisú folyamatokra

Általánosan elfogadott tény, hogy a Computational Fluid Dynamics (CFD) kódok jelenlegi modellrendszere nem teszi lehetővé a nukleáris ipar szempontjából fontos kétfázisú áramlási

jelenségek olyan szintű modellezését, amely a berendezések analizéséhez és fejlesztéséhez szükséges lenne. Ezt felismerve, európai források felhasználásával 2005 óta intenzív kutatások folynak a modellek fejlesztése területén. E kutatások sikeréhez, ahogy korábban is, jelentős hozzájárulást adhat egy, a rács-Boltzmann módszeren alapuló modellrendszer továbbfejlesztése és az ennek segítségével végzendő vizsgálatok. Az elmúlt években kidolgozott modellrendszer segítségével olyan finomskálás vizsgálatokat lehetett végezni, amelyben a heterogénforrás folyamatát egy-egy buborék kialakulásától nyomon lehetett követni. A vizsgálatok során a forrásos hőátadás alapvető paraméterei (buborékok leválási gyakorisága, átmérője stb.) közötti funkcionális kapcsolatokra sikerült fényt deríteni. Kiderült, hogy az egyes paraméterek milyen intervallumban mozoghatnak, attól függően, hogy a fűtött fal milyen technológiai paraméterekkel (éresség, nedvesítés stb.) rendelkezik. Ezeket a vizsgálatokat ki kell terjeszteni annak érdekében, hogy a paraméterek teljes halmazáról és funkcionális kapcsolatokról képet kapjunk. Az így kapott paramétereket, illetve azok korlátait felhasználva meghatározható az a lehetséges modellezési pontosság, amelyet a jelenlegi ipari technológiák alkalmazása esetén el lehet érni. E korlátok ismerete biztosíthatja a komplex kétfázisú folyamatok (kritikus hőfluxus kialakulása stb.) számítási bizonytalanságainak megalapozott meghatározását.

A számítógépi kapacitások és a numerikus modellek fejlődése az utóbbi időben lehetővé tette, hogy a CFD-kódokat elkezdjék alkalmazni a kétfázisú áramlások háromdimenziós vizsgálatára. A nyomottvizes atomerőművek nukleáris biztonságával foglalkozó kutatásokban ez meglehetősen fontos terület, mivel kétfázisú áramlás üzemzavari szituációkban és normál teljesítményüzemben is előfordulhat a primerkörben, a felmerülő kérdésekre pedig nem minden esetben tudnak kielégítő választ adni a rendszerkódos elemzések. A kétfázisú áramlások területén végzett numerikus kutatómunka eredményeként többek között lehetővé válhat a forráskrízishez vezető folyamatok, a forráskrízis jelenségének tanulmányozása és az üzemzavarok során a primerkör kiszemelt részeiben kialakuló kétfázisú áramlások részletes, háromdimenziós vizsgálata (pl. kétfázisú PTS). Idővel a CFD-számítások eredményei alapján lehetővé válhat a csatornakódokba, rendszerkódokba beépített kétfázisú modellek fejlesztése, illetve a hőátadási, nyomásesési korrelációk pontosítása.

A kétfázisú áramlások modellezésével kapcsolatosan azonban rendkívül sok nyitott kérdés és bizonytalanság van, így ezen a területen is meglehetősen fontos a kísérleti háttér, amelynek eredményei szükségesek a CFD-kódok fizikai, numerikus modelljeinek a fejlesztéséhez és validálásához. (A mérési eredmények előállításának egyik eszköze lehet a KFKI AEKI-ben megépített ACRIL mérőkör, amelyen a forráskrízis jelenségét lehet vizsgálni.)

A kutatás során célszerű nemzetközi benchmarkokban is részt venni, és különböző variációs célú mérésekre számításokat végezni, mivel ezeken keresztül tapasztalatokat és értékes tudást lehet szerezni a kétfázisú áramlások számításával kapcsolatban.

2.2.3. A TRACE kód rendszerbe állítása

Magyarországon hosszú távra tekint vissza az amerikai NRC által fejlesztett RELAP kódcsalád különböző verzióinak használata. Már a 80-as években elindult az a NAÜ keretében zajló projekt, melynek célja volt – többek között – a paksi erőműre elkészítendő RELAP input kidolgozása. Ennek eredményeként a 90-es évek elején elkezdődött AGNES projektben, melynek feladata a paksi erőmű biztonságának értékelése volt, a RELAP5 kódot már jelentős mértékben használtuk. Azóta is rengeteg termohidraulikai elemzés történik a RELAP5 kód segítségével.

A RELAP kód fejlesztése a 70-es években indult el, a kód alapvető modelljei, megvalósítási stratégiája és struktúrája a 80-as évek második feléig kialakultak. Az ezt követő fejlesztések csak kiegészítették a meglévő rendszert. Az US NRC a közelmúltban eldöntötte, hogy megkezdi a kor színvonalának megfelelő új, egységesített TRACE kód fejlesztését. Az NRC-ban a hosszú távú tervek már csak a TRACE egyedüli támogatását tartalmazzák, az előzmény kódok (pl. RELAP) fejlesztését abbahagyták, a hozzájuk kapcsolódó karbantartási munkát pedig minimalizálják.

Mindenképpen szükséges, hogy a paksi erőmű eddigi RELAP elemzéseit TRACE számításokkal lehessen felváltani. Ennek első lépése a kóddal való megismerkedés, a TRACE alkalmazása PMK kísérletek kiszámítására, az új számítási eredmények összevetése a RELAP5 eredményeivel. Ezzel biztosítható a TRACE kód használatának elsajátítása.

A következő lépésben a paksi erőmű TRACE modelljét kell megalkotni. Az elkészült inputot erőművi tranziensek szimulációjával kell validálni, és néhány mintaszámítással meg kell mutatni, hogy a TRACE is megfelelően tudja modellezni a paksi erőműben lezajló termohidraulikai folyamatokat. Ezek után a TRACE bevezethetővé válik a nukleáris biztonság hazai értékelő módszerei közé.

Az új paksi blokkok esetén a hazai termohidraulikai számítások (egyik) alapvető eszköze a TRACE kód lesz, a RELAP alkalmazása már nem fog felmerülni. Mivel az újgenerációs erőművek jelentősen eltérnek a mai paksi blokkok kiépítésétől, jelentős fejlesztési munkára lesz szükség. A 3. generációs erőművek speciális kialakításában szereplő berendezések modellezését már előre ki lehet dolgozni (pl. passzív biztonsági rendszerek). A fejlesztés célja, hogy amikor az új blokk típusa ismerté válik, a hazai szakemberek felkészültek legyenek a telepítés során felmerülő biztonsági kérdések megválaszolására.

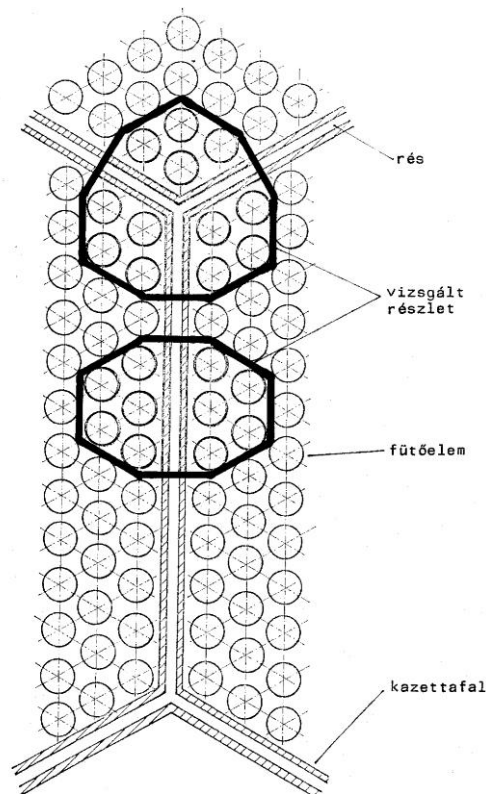
A PTS-re vonatkozó termohidraulikai elemzések rávilágítottak a gyűrűkamra modellezésének fontosságára. A jelenleg alkalmazott túlzottan konzervatív megközelítés kiváltása érdekében célszerű a tartály 3 dimenziós nagyfelbontású modelljének kidolgozása. A TRACE kód alkalmas a tartály részletes, specifikus modellezésére is, ami képes a kétfázisú áramlások adekvát leírására. Mindemellett a TRACE-be beépített FRAPTRAN modul használható a fűtőelem viselkedés modellezésére LOCA folyamatokban előforduló magas hőmérséklet esetében. A TRACE modellben ki kell építeni a tartály 3 dimenziós részletes felosztását és a fűtőelem modellt.

2.2.4. Keveredési folyamatok mérése és modellezése üzemanyag-kazettákban és reaktortartályokban

A nukleáris biztonság szempontjából fontos, hogy az üzemanyag-kazettákban kialakuló termohidraulikai folyamatokat kellő részletességgel ismerjük. Különösen aktuálissá válik a kérdés új típusú üzemanyag bevezetése esetén, mivel az magával vonja a neutronfizikai és termohidraulikai viszonyok valamilyen mértékű megváltozását. A paksi atomerőműben 2010-ben megkezdődött a kiegészítő mérget tartalmazó ún. 2. generációs kazetták használata, és a jövőben vizsgálni fogják a palást nélküli ún. 3. generációs üzemanyag bevezetésének a lehetőségét. A 2. generációs kazettákkal kapcsolatos esetleges nyitott kérdések megválaszolása, a 3. generációs üzemanyag bevezetése zóna-termohidraulikai következményeinek vizsgálata, illetve az erőműben alkalmazott szubcsatornakódok és zónamonitorozó rendszer fejlesztése érdekében új kutatások szükségesek. A kutatásokban

szerepet kapnak a CFD-kódok és a kísérleti módszerek. A kazettára fejlesztett, különböző skálájú numerikus modellek segítségével üzemi körülmények mellett vizsgálható a hűtőközeg-keveredés és a hőmérséklet-eloszlás. A számítási eredményekből kiértékelhetők az ellenállás-tényezők, a szubcsatornák és a kazetták közötti keveredést leíró tényezők, illetve a termoelem jelének becslésében alkalmazott súlyfaktorok. A CFD-modellek egyben felhasználhatók az egyszerűbb számítási eszközök ellenőrzésében is. Az elemzésekhez használt kódok, modellek validálásához nélkülözhetetlenek a kazetta kismintáján végzett, nagy pontosságú mérések eredményei (Particle Image Velocimetry, Laser Doppler Anemometry).

A korábbi, kötegfal nélküli VVER-1000 modelleken végzett kritikushőfluxus-mérések tapasztalatait felhasználva el lehet készíteni az alábbi séma szerinti kötegmódelleket, amelyeket átlátszó áramlási csatornába helyezve, az áramlási viszonyok PIV/LIF technikával vizsgálhatók. Az ábrán jól látható, hogy a jelenlegi kötegfalak eltávolításával a fűtőelemsorok közötti résekben és a fűtőelemek között jelentősen átrendeződik az áramlási kép. A mérőkötegeken a sarokcsatornák és oldalcsatornák viselkedése jól vizsgálható, és az adatok COBRA, vagy FLUENT számítások validálására felhasználhatók.

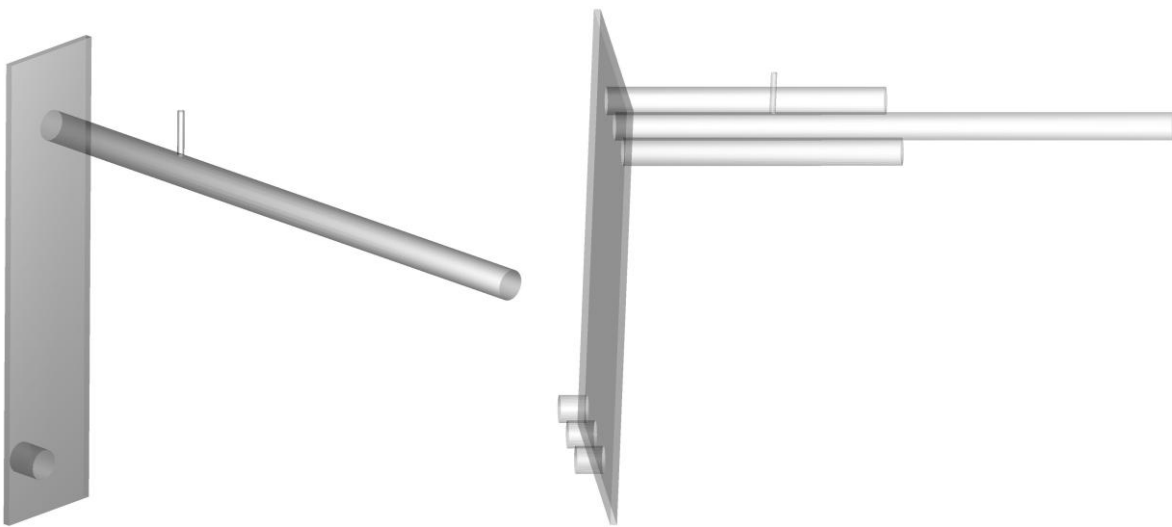


Az atomerőművi biztonsági elemzések szempontjából jelenleg is az egyik leginkább kutatott terület az erőműben (főként annak primerkörében) lejátszódó áramlási folyamatok vizsgálata mind normál üzemi, mind pedig üzemzavari körülmények között.

A Pakson üzemelő VVER-440 reaktorok üzemidejének meghosszabbítása, valamint a jobb üzemanyag-kihasználásra való törekvés egyre pontosabb ismereteket kíván a hűtőközeg üzem közbeni hőtechnikai/áramlási viszonyairól. Az üzemidő-hosszabbítás lehetősége legnagyobb részben a reaktortartály jelenlegi és jövőbeli állapotától függ. A reaktortartályon belüli keveredési folyamatok azért is fontosak, mert ezek határozzák meg a reaktor aktív

zónájába jutó hűtőközeg hőmérsékletét és bórsav-koncentrációját, amely kihat a reaktivitás-változásokra is. A tartály falának mechanikai állapotát a felfűtésekől/lehűtésekől, valamint az üzemzavarok kezeléséből adódó hőmérséklet-változások döntően módosíthatják. Ezen folyamatokat számítógépi szimulációval elemezve úgy modellezték, hogy a gyűrűkamrában áramló hűtőközeg keveredését nem vették figyelembe. A keveredés mérésekkel történő meghatározása a hagyományos mérési módszerekkel (termoelemek) nem megbízható, mert az áramlásba helyezett érzékelők maguk is deformálják az áramlási teret. A legkorszerűbb optikai módszerek alkalmazásával lehetőség nyílik a gyűrűkamraszegmensek plexi modelljein sebesség- és hőmérsékletprofilok felvételére különböző Reynolds szám tartományokban. Az így nyert adatbázis megfelelő alapot biztosít a FLUENT(CFD) kód validálásához, valamint a validált eredmények átültetéséhez a szilárdsági és egyéb vizsgálatokba.

A lehetséges modelleket (egy, illetve három primerköri hurokkal) az alábbi ábrák szemléltetik:



A nagynyomású üzemzavari zónahűtő rendszer (NZÜHR) által a hideg ágba betáplált hűtővíz keveredési mechanizmusának a vizsgálata már folyamatban van. További vizsgálatokat célszerű végezni elsősorban a gyűrűkamrába tápláló hidroakkumulátor-vezetékek modellezésével.

A 3. generációs kazetták CFD-számításában Magyarországon nincs tapasztalat, mivel azok a jelenlegiekhez képest eltérő sajátosságokkal rendelkeznek (keverőfülekkel ellátott távtartórács, palást hiánya stb.). Ráadásul a CFD számítási módszerek fejlődnek, és a számítógépi kapacitások folyamatosan növekednek, így napjainkban még nem alkalmazható, illetve teljesen új módszerek megjelenésével is számolnunk kell ezen a területen. Az új CFD számítási módszerek meghonosítása és a szükséges ismeretek megszerzése céljából a 3. generációs reaktorok fűtőelemkötegeivel kapcsolatos benchmark feladatokban részt kell venni, illetve később a már kiválasztott reaktor kazettájára CFD-modelleket szükséges fejleszteni. A modellek segítséget nyújtanak az üzemi gyakorlatban alkalmazható kódok fejlesztésében és a kazettákban kialakuló háromdimenziós termohidraulikai folyamatok részletes megismerésében. Ezen túlmenően a fent említett numerikus modellek validálására szolgáló mérőkör felépítésének a lehetőségét is meg kell vizsgálni.

A kísérleti eredmények felhasználhatók a bonyolultabb geometriák és tranziensek modellezésére is képes háromdimenziós CFD-kódok validálására is.

A VVER-440/213-as reaktortartályban lejátszódó hűtőközeg-keveredési folyamatok vizsgálatára létrejött a reaktortartály 3D-s CFD-modellje, ami a belépő csonktól a kilépő csonkig tartalmazza a főbb szerkezeti elemeket. A keveredési folyamatok részletesebb vizsgálatához azonban szükséges a modell továbbfejlesztése. (Pl. a csonkokon belépő hűtőközeg ténylegesen nem a csonkok alatt áramlik le a gyűrűs csatornában, hanem az egyes csonkokon érkező közegek szektorainak kis mértékű elcsavarodása figyelhető meg. Ezen jelenség vizsgálatára a modellt ki kell egészíteni a főkeringtető szivattyúk modelljével.) A fejlődő számítástechnikai háttérnek köszönhetően a modell térbeli felbontása tovább finomítható a jövőben. Ez elengedhetetlenül szükséges lépés ahhoz, hogy a keveredési folyamatokat fejlettebb, az áramlási térben kialakuló örvényeket pontosabban számolni képes turbulencia modellel lehessen számolni. A számítási eredmények validálása a paksi atomerőmű által elvégzett mérések eredményeivel történhet.

A távlati tervek között szerepel az ANSYS CFX és a DYN3D kód összekapcsolása a VVER-440 tartálymodellben. Az összekapcsolás során a CFX számítja a hűtőközeg termohidraulikai jellemzőit, míg a DYN3D a neutronkinetikát. Ezzel állandósult állapotban, valamint tranziens esetben (pl. szabályozórúd-kihúzás) elemezhetőek lesznek a zónában kialakuló hőmérsékletek. A rendelkezésre álló VVER-440 kazettamodell is fel lehetne használni az összekapcsolás során.

A PIV/LIF mérések korszerűsítéséhez szükséges nagysebességű kamera és egy új lézer beszerzése.

2.2.5. Felkészülés az új paksi blokkok primerköri csővezetékeinek vízütésre történő minősítésére

Az utóbbi három-négy évben jelentős tapasztalat gyűlt össze különféle víz-gőz elegyekben létrejövő hangsebességnél gyorsabb tranziensek számítása terén. Rendelkezésre áll a folyamat komplex fizikai modellje a WAHA3 numerikus számítógépes kód formájában, amellyel modellezni lehet egyes csőszakaszokat, és nagy biztonsággal eldönthető, hogy fellép-e bennük kavitációs, vagy esetleg gőzkondenzációs vízütéses fizikai folyamat. Legújabb számítások történtek a jelenlegi paksi VVER 440 blokkokra. A modellt alkalmazni kell majd az új blokkok csővezetékeinek analízisére is.

A modell további fejlesztésével, negyedik generációs, folyékony fémhűtésű reaktorokban létrejövő gyors tranziensek is vizsgálhatóvá válhatnak.

2.2.6. APROS modellek fejlesztése az új paksi blokkokhoz

A munka célja az első fázisban az OECD NEA adatbázisában szabadon hozzáférhető adatok alapján az aktuális VVER-1000 blokkra vonatkozó modell létrehozása az APROS rendszerkódban. Amennyiben a paksi atomerőmű bővítésére kiírt tenderen az orosz szállító nyer, a második fázisban az általa rendelkezésre bocsátott adatok alapján a modell a létesítendő paksi 5. blokk terveinek megfelelően pontosítható, és a továbbiakban üzemi- illetve üzemzavari elemzésekre használható.

Az összes többi szóbajövő nyomottvizes típus (Westinghouse, Areva, Toshiba) közös jellemzője a függőleges gőzfejlesztő, aminek rendszerkódos modellezésével kapcsolatban a tapasztalat Magyarországon korlátozott. Az első fázisban, felkészülésként egy szabadon

hozzáférhető, függőleges gőzfejlesztővel szerelt termohidraulikai kísérleti berendezésre (pl. a francia BETHSY) kiírt benchmark probléma megoldása a cél. Amennyiben a paksi atomerőmű bővítésére kiírt tenderen „nyugati” PWR-t építő szállító nyer, a második fázisban létrehozható a létesítendő paksi 5. blokk APROS modellje, ami a későbbiekben üzemel, illetve üzemzavari elemzések során felhasználható.

2.2.7. Nyílt forráskódú CFD-kód használatának megkezdése

Napjainkra a nyílt forráskódú CFD-kódok világszerte kellő érettségi szintre jutottak el, amit jól jelez az, hogy az egyes kódok köré kutatói közösségek szerveződtek és az, hogy a témában egyre nagyobb számban rendeznek konferenciákat. E kódok előnye, hogy forráskódjuk megismerhető, az adott feladat fizikai sajátosságainak megfelelően módosítható. A nyílt forráskódú CFD kódokhoz szükséges tudással jelenleg még nem rendelkezünk kellő szinten, habár a harmadik és különösen a negyedik generációs reaktoroknál fel fog merülni alkalmazásuk szükségessége. Ugyanis a negyedik generációs reaktorkoncepciók az eddigi reaktorokétól merőben eltérő termohidraulikai tulajdonságokkal rendelkeznek, amelyek CFD modellezése esetenként a meglévő numerikus modellek módosítását, továbbfejlesztését igényelhetik. Ezen feladatok jövőbeni megoldására vonzó lehetőség a nyílt forráskódú CFD-kódok megismerése és használatba vétele. A feladat egy választott nyílt forráskódú CFD-kód (pl. OpenFOAM) megismerése és használatának megkezdése színvonalas feladatok megoldására, e kódok használatának oktatásban mutatkozó előnyeinek szem előtt tartásával.

2.2.8. Az új paksi blokkok konténmentjében zajló termohidraulikai folyamatok modellezése

Az új paksi blokkok konténmentjében üzemzavari, illetve baleseti körülmények között kialakuló termohidraulikai folyamatok leírásához ki kell dolgozni a konténment részletes geometriai modelljét, valamint a konténmentben elhelyezett üzemzavari biztonsági rendszerek, mint a sprinkler rendszer, konténment hűtőrendszer modelljét. A modellfejlesztés a jelenlegi pontmodelles kódok bázisán történik. A számítási modell bemenő adatait, a konténmentbe jutó hűtőközeg mennyiségét az üzemzavari, illetve baleseti viselkedést számító kódok szolgáltatják. A fejlesztés eredményeképpen rendelkezésre fog állni egy olyan számítási modell, amellyel meghatározható a konténment különböző térrészeiben a termohidraulikai paraméterek, mint a nyomás, hőmérséklet, víz-, gőz- és levegőtömegek, valamint a konténmentszivárgáson keresztül a környezetbe kijutó anyagmennyiség az idő függvényében.

2.3. A fűtőelem-viselkedési kódok továbbfejlesztése

2.3.1. A fűtőelem-viselkedési kódok validációjának folytatása, felkészülés újabb fűtőelemtípusok modellezésére

Az újabb kísérleti eredmények, valamint még fel nem dolgozott, régebbi eredmények felhasználásával ellenőrizni kell a fűtőelem-viselkedési kódok számításait, ill. ezen keresztül az alkalmazott modelleket. Amennyiben valamely modellről kiderül, hogy a paraméterek bizonyos tartományában nem ad helyes eredményt, a modellt módosítani kell, az új változatot be kell építeni a kódba, és validálni kell a mérésekhez. Ez egy folyamatos kutatási tevékenység, többek között azért, mert a kódvalidáció kísérleti bázisa folyamatosan

növekszik. A kódvalidációs tevékenységhez szükséges adatok fő forrásai a nemzetközi együttműködések (OECD, NAÜ, Halden), azért továbbra is aktívan részt kell venni a külföldi projektekben (FUMEX, OECD benchmarkok, haldeni elő- és utánszámítások).

Jóllehet, a 2. generációs erőművi fűtőelemekben a fűtőelem-viselkedés szempontjából gyökeres változás nem várható, bizonyos jellemzők módosítása szükségessé teszi a kódok fejlesztését ahhoz, hogy az ellenőrző számításokat továbbra is el lehessen végezni. Jelenleg két fontos változtatás zajlik, ill. van kilátásban: megjelent az új, E110G jelű burkolatanyag, amelyet szivacstechnológiával gyártanak a kedvezőbb magas hőmérsékletű oxidációs tulajdonságok elérése érdekében; új geometriájú fűtőelem-pálcákat terveznek bevezetni, amelyeknek részint eltér a vastagsága a jelenleg alkalmazott pálcákétól, részint nincs középponti furatuk. A harmadik fontos változtatás, a kazettafal nélküli kazetták bevezetése inkább áttételesen, a termohidraulikai peremfeltételeken keresztül érinti a fűtőelem-viselkedési számításokat.

Az említett két változtatás a következő modellfejlesztési feladatok elvégzését teszi szükségessé:

- az új, E110G jelű burkolatanyaggal végzett kísérletek eredményei alapján el kell készíteni és be kell építeni a FRAPTRAN, ill. TRANSURANUS kódba az új burkolat korrózióját leíró modelleket;
- a pálcák megváltozott geometriája miatt felül kell vizsgálni, szükség esetén pedig módosítani kell a FUROM kódban jelenleg alkalmazott radiális teljesítmény-, ill. kiégésprofil-illesztési számításokat.

Ezeket túlmenően törekedni kell a mai kornak megfelelő best estimate megközelítésre történő áttérésre a kódokban még mindig jelen lévő konzervatívizmusok helyett. Ennek keretében a FUROM kódban a tabletta és a burkolat deformációjának, valamint a közöttük fellépő kölcsönhatásnak a modellezését némiképpen konzervatívan kezelő modellek helyett célszerű bevezetni az üzemanyag-tabletta kúszási modelljét (a jelenlegi merevtest-modell helyett), ill. a burkolat axiális folytonosságának biztosítása mellett a tabletta és a burkolat közötti csúszás leírását (a jelenlegi tapadási kölcsönhatás helyett). A burkolatban ébredő tangenciális feszültségeknek, ill. a burkolat axiális nyúlásának számított értékeiben jelenleg megjelenő konzervatívizmus ezáltal kiküszöbölhető.

További változást jelenthet MOX üzemanyag megjelenése az új paksi blokkokban. Ahhoz, hogy a FUROM és a FRAPTRAN fűtőelem-viselkedési kódok alkalmazhatóak legyenek MOX üzemanyag szimulációjára is, a kódokba be kell építeni a MOX üzemanyag termofizikai jellemzőit a plutóniumtartalom és a gyártástechnológia függvényében leíró modelleket.

2.3.2. Az üzemanyag összetöredésének modellezése a tervezési alaphoz tartozó folyamatok során

A haldeni LOCA kísérletek egyik nem várt eredménye volt, hogy igen nagy kiégéseken az üzemanyag-tabletta peremrétege a LOCA alatt apróra össze tud töredezni. Mindenütt nagy az érdeklődés a jelenség modellezése iránt, mert a LOCA alatti aktivitáskibocsátáshoz jelentős járulékot adhat ez a jelenség.

Annak érdekében, hogy számszerűsíteni tudjuk az összetöredés esetleges járulékát a VVER-440 viszonyai között is, szükséges modellt készíteni arról, hogy az üzemanyag

mekkora részét érinti az összetöredezés, és ez mekkora többletkibocsátásra vezet. Az elkészült modellt a FRAPTRAN kódba beépítve lehet a teljes többletkibocsátást megbecsülni és értékelni.

Ahhoz, hogy a nagy kiégésű peremréteg fragmentációját a 3. generációs erőművek fűtőelemeiben is modellezni lehessen tranziens körülmények között, a FUROM és a FRAPTRAN kódokat a 3. generációs fűtőelemek geometriájának és az azokban alkalmazott anyagoknak a figyelembevételével kell továbbfejleszteni.

A feladat végrehajtása megtörtént.

2.3.3. Nagy kiégésű fűtőelemek használatának megalapozása

A jelenleginél nagyobb kiégések engedélyezését elsősorban fűtőelemes kísérleti eredmények alapján lehet megalapozni. Az alábbi folyamatok értékelése igényel kiemelt figyelmet:

- az eddiginél hosszabb használati idő, nagyobb teljesítmény, nagyobb kiégés során várható változások a fűtőelemek viselkedésében,
- s fűtőelemek viselkedése teljesítménykövető üzemmódban (hasadási gázok kibocsátása, a tableta és a burkolat közötti kölcsönhatások),
- normál üzemi meghibásodások jellemzői, okainak vizsgálata,
- LOCA és RIA kritériumok érvényessége (kiégés, teljesítménytörténet, használati idő függvényében, az esetleges új technológiák figyelembevételével).

2.3.4. Inhermetikus kazetták pihentető medencebeli és KKÁT-beli kezelésének fűtőelem-viselkedési megalapozása

A KKÁT tárolócsöveinek gázkörnyezetére vonatkozó mérések arra utalnak, hogy a VBJ előírányzataival ellentétben a KKÁT-ban vannak inhermetikus kazetták. A PA Zrt. Részéről egyébként igényként merül fel, hogy a KKÁT-ban felismerten inhermetikus kazetták is elhelyezhetők legyenek.

Ezek a körülmények szükségessé teszik a KKÁT üzemeltetési engedélyének kiterjesztését inhermetikus kazettákra is. A kiterjesztés (módosítás) megalapozásához legfőbbképpen azt kell elemezni, hogy a KKÁT-ban, a szivárgó kazettákkal végzett műveletek, illetve a tárolás során mekkora dózisek érik a kezelőszemélyzetet és a lakosság reprezentatív csoportjait, normál üzemi és üzemzavari helyzetekben. Ahhoz, hogy a terjedés- illetve a dózisszámítások elvégezhetőek legyenek, szükség van az inhermetikus kazetta forrástagjára.

A tárolási és kezelési lépésekhez tartozó fizikai állapotok mindegyikében meg kell határozni a forrástagot. A forrástag ismerete azt jelenti, hogy válasz adható a kérdésre: a különböző izotópokból mennyi kerül ki időegység alatt. Röviden szólva, ismerni kell a kikerülési „izotópspektrum”-ot (vagy más néven a forrás-izotópspektrumot). Az izotópspektrumot első közelítésben az alábbi tényezők határozzák meg:

- az érintett fűtőelem-pálca előéletétől (üzemeltetési körülmények, pihentetési idő) függő nukleáris paraméterek,
- a fűtőelem-pálcat körülvevő közeg és a közeget jellemző fizikai és kémiai paraméterek,
- a fűtőelem-pálca belső állapotjellemzői (pl. nyomás, hőmérséklet),
- az inhermetikusságot okozó burkolathiba jellemzői (mérete, dinamikus viselkedése),
- a megelőző állapotokban fellépő szivárgás miatt módosult izotópleltár a résben

A feladat tehát egy olyan modell előállítására, amely a fenti tényezőket figyelembe véve, mennyiségi becslést képes adni a forrás-izotópspektrumra.

Elvárás a modellel szemben, hogy az egymástól eltérő, jellegzetes burkolathiba-típusokat külön-külön is kezelni tudja. Első lépésként ezért jellegzetes burkolathiba-típusokat kell definiálni, méret, elhelyezkedés (repedés-orientáció) és egyéb szükséges jellemzők alapján, majd ezeknek a típusoknak a figyelembevételével ki kell dolgozni a modellt. Ehhez (matematikailag) le kell írni egyrészt a burkolathiba dinamikus viselkedését, másrészt a tabletták belsejében fellépő átalakulásokat, transzportfolyamatokat. A modell validálásához egy új kísérleti berendezés létesítésére is szükség van, ahol inaktív körülmények között lehet vizsgálni a szivárgási folyamatot különböző – a technológiára jellemző – körülmények között.

A modell kidolgozása jelentős előrelépést hozna a jelenlegi helyzethez képest. Pillanatnyilag ugyanis – megfelelő modell hiányában – jelentős konzervatívizmusokkal írják le a folyamatokat és elhanyagolnak olyan, a burkolatban illetve a tabletták belsejében lejároló mechanizmusokat, amelyek a hosszútávú üzemanyag-viselkedés szempontjából döntőek lehetnek.

2.3.5. Fűtőelemek inhermetikusságára vonatkozó eljárások fejlesztése

A reaktor üzemideje során a fűtőanyag hasadása következtében jelentős mennyiségű radioaktív, illetve stabil nemesgáz izotóp keletkezik, főleg kripton- és xenonizotópokról van itt szó. Ezek a relatíve mobilis anyagok kikerülhetnek az urán-oxid közegből, majd egy esetleges fűtőelem inhermetikusság következtében magából a fűtőelem rudakból is kijuthatnak a primerköri hőhordozóba. Mivel primerköri vizet folyamatosan kigázósítják, ezért ennek levegőeredetű kripton- és xenontartalma csak töredéke a levegővel egyensúlyi oldódásban lévő vízéhez képest, azaz a vízben a hasadási eredetű nemesgázizotópok dominálnak, legyen az akár radioaktív akár stabil. A vízben oldott nemesgázizotópok mennyiségét és az izotóparányokat megmérve meghatározható annak a valószínűsége is, hogy a reaktor tartalmaz inhermetikus fűtőelemet. Sőt, az egyes izotóparányok pontos mérésével azt is meg lehet határozni jó eséllyel, hogy az adott „lyukas” fűtőelem mennyi időt töltött már el a reaktorban. Ennek elméleti alapja az, hogy a hasadási folyamat az ^{238}U -ból ^{239}Pu keletkezik, ami szintén hasadóanyag, ám hasadási termékei között az egyes nemesgázok másféle izotóparánnyal jelentkeznek.

Ahhoz, hogy kidolgozzuk az inhermetikusság kormeghatározási módszerét nagy mennyiségű és 1%-nál pontosabb izotóparány-mérést kell végrehajtani az alkalmasan mintázott primerköri vízben oldott gázból. Ismert korú lyukasságú fűtőelemeken végzett mérésekkel meg lehet alapozni egy olyan izotóparányváltozás-idő függvényt, amely a későbbiekben felhasználható ismeretlen inhermetikus fűtőelem reaktorban eltöltött idejének felderítéséhez. Ezen adatok nagy segítséget adhatnak a fűtőelemek átrakási időszakban történő vizsgálatában, majd pedig a további felhasználásban.

2.4. A primerköri anyag- és aktivitásterjedés, a konténmentben zajló folyamatok és a környezeti kibocsátás modellezése

2.4.1. A radioaktív anyagok erőműközeleli térségben való terjedésének újfajta modellezése a rács Boltzmann módszer alapján

Jelenleg nukleáris erőművek közvetlen környezetében, baleseti szituációkban esetleg kibocsátott radioaktív anyagok terjedésének számítását, egyszerűsített modellek segítségével

végzik. A terjedés számítását pontosabbá téve a menekülési útvonalak, kiürítési tervek előkészítése tovább javulhatna. E terv részeként egy olyan általános célú terjedésszámítási modellrendszer létrehozását kellene megcélozni, amely egy adott ipari terület megfelelő geometriai leírása (épületek helyrajzi adatai, méretei), a források (a kibocsátás helye és nagysága) és peremfeltételek (időjárási viszonyok) megfelelő ismerete esetén képes meghatározni a radioaktív anyagok terjedési útját, kiülepedését a telephelyen belül. A modellrendszer alapja például a rács Boltzmann módszer lehet.

A feladat elvégzését elhalasztottuk.

2.4.2. Az új paksi blokkok konténmentjében zajló folyamatok és a környezeti kibocsátás modellezése

Üzemzavar, illetve a baleset során a konténmentben kialakuló hasadványterjedési folyamatok szorosan összefüggenek a termohidraulikai folyamatokkal. A terjedési számítások elvégzéséhez szükség van a konténment részletes geometriai modelljének, valamint a konténmentben elhelyezett üzemzavari biztonsági rendszerek, mint a sprinkler rendszer, konténment hűtőrendszer modelljének kidolgozására. A modellfejlesztés a jelenlegi pontmodelles kódok bázisán történik. A számítási modell bemenő adatait, a konténmentbe jutó izotópmennyiséget, az üzemzavari, illetve baleseti viselkedést számító kódok szolgáltatják. A fejlesztés eredményeképpen rendelkezésre fog állni egy olyan modell, amellyel meghatározható a konténment különböző térrészeiben az izotópok mennyiségének, valamint az atmoszféra, a fal és a víz közötti megoszlásuknak az időfüggvénye, továbbá a környezetbe kijutó izotópmennyiség, szintén az idő függvényében.

2.4.3. A primerkörü anyag- és aktivitástranszport modellezése az új paksi blokkokra

Az atomerőművi leállási dózisek legnagyobb részét a felaktiválódott korróziótermék nuklidok okozzák. A jelenlegi VVER blokkok korróziós aktivitása világviszonylatban rendkívül alacsony, ami nagyon előnyös. Ez nem minden atomerőmű-típusnál ilyen. Célszerű már az új blokkok létesítése előtt felmérni a különböző blokk típusok esetén várható primerkörü korróziós aktivitásokat, a várható eltérések feltételezhető okait, a potenciális új blokkok minősítése céljából.

A felaktiválódást alapvetően a vízüzem befolyásolja. Ha az új blokkok nem VVER-ek lesznek, azoknak az anyagai és vízüzeme alapvetően különböző lesz a VVER-ekétől. Szükséges megvizsgálni, hogy a VVER-re kidolgozott felaktiválódás és korróziótermék-oldhatóság programok mennyiben alkalmasak VVER-1000 atomerőművre vagy nem VVER típusú atomerőművekre.

Ki kell dolgozni a kiválasztott atomerőmű-típus(ok) esetén érvényes korróziótermék-migráció számításának nodalizációját. Fel kell mérni a rendelkezésre álló oldhatóság kísérleti adatokat a különböző típusú blokkok anyagai esetén. Az oldhatóság programokat ezekhez a kísérleti adatokhoz kell igazítani. Az így kialakított modellel verifikációs számításokat kell végezni olyan létező atomerőművekre, amelyek vízüzeme és anyagai hasonlóak a várható új blokkokéhoz.

2.4.4. A környezetbe kijutó izotópok terjedésének értelmezése és modellezése

A négy paksi blokk üzemidejének meghosszabbításával kapcsolatos eljárás aktuálissá teszi az elmúlt hosszú időszakban a környezetbe történt kibocsátások összegző-elemző feldolgozását. (Környezet alatt a felszín alatti vizet, a levegő és a bioszféra kell érteni elsősorban.) Az eredmények nélkülözhetetlenek a bővítés engedélyeztetéséhez szükséges környezeti hatástanulmány elkészítéséhez is. Ugyanakkor jól megalapozott következtetések szükségesek az üzemidő hosszabbítások valamint a bővítés társadalmi elfogadtatását célzó megfelelően előkészített és kellő időben lefolytatott lakossági kommunikáció és a szükséges társadalmi viták lefolytatása szempontjából is.

Az erőmű környezetében komplex sugárzási környezettel kell foglalkozni, melynek részei un. az őseredeti (természetes) radioizotópok, a 30 évnyi üzemelés során történt paksi kibocsátásokból akkumulálódott izotópok, továbbá a világszerte végrehajtott katonai célú kísérletekből és a különböző baleseti kibocsátásokból a környezetbe kikerült radionuklidok is. A feldolgozás során figyelembe kell venni az ICRP 61 ajánlásaira épülő új EU előírásokat, melyek kiterjednek az ember (lakossági sugárterhelés) mellett a környező ökoszisztéma védelmére is (dózisteljesítmény korlátozása). Különösen fontos feladat a környezeti hatások becslésében a ma legnagyobb bizonytalanságot eredményező ún. transzfer faktorok helyi (Paks környéki) geológiai/ökológiai viszonyokra történő kísérleti meghatározása.

Az összegző-elemző feldolgozás eredményei nélkülözhetetlenek az egyes környezeti elemekbe bejutó atomerőművi eredetű radioaktív izotópok mérésére szolgáló eljárások és a transzport folyamatokat modellező módszerek továbbfejlesztése szempontjából is. Várhatóan az új paksi blokkokra is igaz lesz, hogy a sugárvédelmi mérések jelentős köre a primerköri vízüzemhez kötődik. A felkészülést segíthetné az új blokkokra készülő primerköri anyag- és aktivitástranszport modellezés eredményeinek megismerése, kiváltképp akkor, ha azok nem VVER típusúak lesznek. Megvizsgálandó a rendszeresen mérendő radioizotópok köre, ill. kidolgozandók az ezekre irányuló leghatékonyabb mérési eljárások.

A projekt elindítása sürgős feladat a levonható következtetések és a hatástanulmányok minél nagyobb megbízhatósága és jobb átláthatósága érdekében.

2.4.5. Radioaktív szennyezőanyagok regionális skálán történő légköri terjedésének modellezése

A légkörbe kikerülő radioaktív szennyezőanyagok eloszlásának vizsgálatára hazánkban is elterjedten alkalmaznak lokális skálájú modelleket, melyek a forrás közelében, néhány száz kilométeres távolságig adnak elfogadható pontosságú eredményeket, ennél nagyobb távolságokon a számítások bizonytalansága jelentősen nő. A kutatás-fejlesztés célja egy regionális skálán használható modell fejlesztése, amely a forrástól akár több száz kilométerre képes meghatározni a szennyezőanyagok okozta többlet sugárterhelést.

A különböző skálákon történő modellezés módszerei lényegesen eltérnek egymástól. A regionális légköri terjedés megbízható modellezése érdekében egy olyan modell elkészítése a cél, amely a légköri terjedésben alapvetően szerepet játszó folyamatok – mint az advekción, a diszperzió, vagy a depozíció – mellett minden olyan egyéb fizikai/kémiai hatást is figyelembe vesz, amelyek lokális skálán közelítőleg elhanyagolhatóak, nagyobb távolságon azonban számottevően befolyásolják a radioaktív anyagok környezeti terjedését. Ilyenek többek között a radiokémiai átalakulások, a domborzat áramlásmódosító szerepe, valamint a szárazföld és a vízfelszín eltérő tulajdonságaiból eredő hatások.

A fejlesztések eredményeként létrejövő szoftver segítségével elemezhető lesz a radioaktív anyagok légkörbe kerülésének következménye a kibocsátástól több száz km távolságig, ezáltal az hasznos kiegészítése lesz a radioaktív szennyeződések terjedésének követésére ma használatban lévő lokális skálájú modelleknek.

2.4.6. Radioaktív anyagok felszíni vizekben való terjedésének modellezése

A paksi atomerőmű környezetében élők sugárterhelésének meghatározása érdekében szükséges az atomerőműből kikerülő aktivitás felszíni vizekben történő terjedését leíró modell megalkotása, amely a jelenleg alkalmazott modelleknél pontosabban veszi figyelembe a környezet jellemzőit. Figyelembe kell venni a radioaktív szennyeződések felszíni vizekbe kerülésének lehetséges útvonalait (pl. a felszíni víz közvetlen szennyeződése, a felszíni víz közvetett szennyeződése a talajvízen keresztül, illetve a légköri kibocsátás vízfelszínre való kihullása révén), a felszíni vizekben végbemenő folyamatokat (pl. diszperzió, depozíció), valamint a külső és belső sugárterhelés útvonalait (pl. közvetlen sugárzás a folyóvíztől vagy a partra kiülepedett szennyeződéstől, bemerülés járuléka, az ivóvízzel vagy a táplálékláncon keresztül bekerült aktivitás dózisa). A munka során tekintetbe kell venni az atomerőmű környezetének geológiai, hidrológiai jellemzőit, valamint a lakosság életmódját is, ezek meghatározásához esetenként helyszíni, terepi felmérések is szükségesek. Érzékenységvizsgálatokat kell végezni annak meghatározására, hogy mely tényezők és paraméterek hatása meghatározó.

2.5. A súlyos baleseti folyamatok számítógépes modellzésének továbbfejlesztése

2.5.1. A reaktortartály külső hűtésének további vizsgálata

A „tervezésen túli üzemzavarok” egyik következménye lehet a reaktor aktív zóna egészének, vagy egy részének megolvadása a hűtés hiánya miatt. Számítások szerint a reaktortartály alján összegyűlt olvadék hőmérséklete elég magas ahhoz, hogy a tartályfal is megsérüljön, és az olvadék kikerüljön a tartályból. Az olvadék-visszatartás egyik módja lehet a tartályfal külső hűtése. A PA Zrt. által eddig megrendelt vizsgálatok alapján kialakult egy koncepció a tartály külső hűtésének műszaki megvalósítására. A koncepció több elemében található bizonytalanság miatt kísérleti igazolással is érdemes alátámasztani a rendszer működőképességét.

A kísérleti modell jellegzetessége, hogy a reaktortartály külső alsó elliptikus fenéke és a függőleges köpeny az eredetinek 1:40 méretarányú szeletével van modellezve. Az egyszerűbb gyárthatóság érdekében az elliptikus tartályfenékszelet a valóságos felületet jól közelítő törten hajlított síkfelületekkel, a függőleges tartályköpényszelet pedig sík, függőleges felülettel van kialakítva.

Az eddig elvégzett kísérletek tanúsága szerint még a szűkített geometriai kialakítás mellett is, az ASTEC kód által számított felületi hőteljesítményt 20%-kal növelve a reaktortartály külső hűtése a kidolgozott technológiával még 86 °C hőmérsékletű zsonpvíz esetén is biztosítható.

A hűtés folyamatát alapvetően a kritikus szűkület geometriája és az alkalmazott fűtőtelteljesítmény bizonytalansága befolyásolja. Ezért érdemes a pontosított olvadékszámítások eredményeit felhasználva, továbbá az áramlási viszonyok változtatásával a kísérleteket

folytatni a VVER-440 reaktorok súlyosbaleset-kezelési folyamatának szélesebb körű megismeréséhez.

Az ASTEC súlyos baleseti kódban alkalmazható hőátadási modellt célszerű továbbfejleszteni a szükséges paraméterek – hőátadási tényező, falhőmérséklet, vízhőmérséklet és csatorna-keresztmetszet – összefüggéseinek felhasználásával. A tartály külső hőátadási tényezőit a zónatörmelék és reaktortartály viselkedést számító ICARE modul és a betonaknában lévő vízgőz jellemzőket számító CPA modul eredményei alapján lehet meghatározni. A modellt a CERES kísérletek eredményeivel kell validálni.

A validált modellel a kód alkalmassá válik a reaktortartály falában kialakuló hőmérséklet-eloszlás pontos számítására a VVER-440/213 reaktor súlyos balesetének kezelése (külső hűtés) során.

2.5.2. Az új paksi blokkok súlyos baleseti folyamatainak modellezése

A 3. generációs atomerőmű aktív zónájának geometriája, anyaga és összetétele várhatóan eltér a jelenlegi VVER-440/213 atomerőmű paramétereitől. Hasonlóan feltételezhető, hogy a primer- és szekunderkör geometriájában is a fizikai folyamatok modellezését befolyásoló eltérések lesznek. A munka során fel kell mérni a súlyos baleseti kódban meglévő modellek alkalmazhatóságát a 3. generációs atomerőmű aktív zónájára, primer- és szekunderkörére és végre kell hajtani a szükséges modell- és inputmódosításokat, hogy ezáltal modellezhetőek legyenek a zóna, valamint a primer- és szekunderkör folyamatai a lehetséges súlyos baleseti folyamatok során.

A konténmentmodell esetében a kettős falú konténment és a konténment külső hűtésének modelljét kell kidolgozni és validálni. Ebben az esetben a megfelelő hőátadási mechanizmus modellezését kell kidolgozni a gőz, valamint nem kondenzálódó gáz által alkotott keverék és a hűtött fal között. A kialakuló hőátadási mechanizmus ugyanis befolyásolja a magasság függvényében kialakuló gázkoncentrációt. A modell validálására korábbi OECD projektek (PANDA, illetve Thai) keretében elvégzett kísérletek alkalmasak.

2.5.3. Az olvadék stabilizációjának szimulációja az új paksi blokkokban

A zónatörmelék lehűtésére különböző módszereket alkalmaznak a 3. generációs atomerőműveknél. A reaktortartály sérülés megelőzésére, az olvadék tartályban tartására a reaktortartály külső hűtése lehet az egyik megoldás. Amennyiben a reaktortartály sérül, akkor a zónatörmelék hűhetőségének biztosításához a felületét kell növelni. A felület növelése lehetséges a zónatörmelék szétterítésével valamilyen segédanyag felhasználásával. A szétterítés megkönnyíti a zónaolvadék hűtését. A másik eljárás az úgynevezett „core catcher” alkalmazása, ennél egy speciális szerkezetbe jut a zónatörmelék, amely biztosítja annak hűhetőségét.

Az említett balesetkezelési megoldások során fellépő folyamatoknak a számítására a meg kell vizsgálni a jelenleg Magyarországon alkalmazott súlyos baleseti kódok alkalmasságát, illetve a modellek továbbfejlesztésének lehetőségeit. A fejlesztés során a modellt a nemzetközi irodalomban rendelkezésre álló kísérletek eredményeivel kell validálni.

A fejlesztés eredményeként rendelkezésre fog állni a 3. generációs atomerőmű olvadékstabilizálási folyamatainak számítására alkalmas számítási modell.

2.5.4. A konténmentbeli gázeloszlás modellezése az új paksi blokk súlyos baleseti értékeléséhez

A GASFLOW 3D kód a súlyos baleseti folyamatok során a konténmentben kialakuló gázeloszlások meghatározására alkalmas számítógépi program. A gázeloszlásokat, így a hidrogén eloszlását jelentősen befolyásolja a konténmentben jelenlévő gőzmennyiség, illetve ennek kondenzációja. A kód jelenlegi változata a falakon kondenzált gőzt vízfilmként kezeli, amely egy, az inputban előre meghatározott vastagságot érhet el. Az e feletti vízmennyiséget a kód eltávolítja a rendszerből. Hasonlóan kikerül a rendszerből a térből cseppek formájában kihulló vízmennyiség.

A feladat célja a kód továbbfejlesztése oly módon, hogy a falakon és a padlón összegyűlő folyékony víz a modellben se távozzon a rendszerből, hanem továbbra is résztvegyen a termohidraulikai folyamatokban. Ennek érdekében egy (vagy több) zomp modelljének beépítésére van szükség, ahol a falakról lefolyó, ill. a térből kihulló víz összegyűlik. A modellnek tartalmaznia kell a zompvíz és a felette elterülő gáztér közötti hő- és anyagátadást, valamint figyelembe kell vennie a víz és a padló közötti hőcserét. A kialakítandó modell a kód meglévő hő- és anyagátadási modelljeinek felhasználásával számolja a víz felszínén a hőátadást, a kondenzációt és az elpárolgást.

A fejlesztés eredményeként a GASFLOW kód alkalmas lesz a konténmentekben a kondenzáció során folyékony állapotba kerülő víz mennyiségének és termohidraulikai viselkedésének pontos követésére, ezáltal a balesetkezelési folyamatok során kialakuló gázeloszlások pontosabb követésére.

A konténment baleseti folyamatok során kialakuló gázeloszlásoknak a GASFLOW kóddal végzett számításához szükség van az adott tér részletes geometriai modelljére. A modellnek szintén tartalmaznia kell a térben található, és a termohidraulikai folyamatokat befolyásoló rendszerek (pl. sprinkler, szellőzés, visszacsapó szelepek, törőtárcsák, hidrogén rekombinátorok) leírását is. Mivel különböző erőművek konténmentjei mind geometriájukban, mind az alkalmazott rendszerek tekintetében különböznek egymástól, így új CFD-modell kidolgozása szükséges az új 3. generációs blokk konténmentjére.

A feladat célja az új 3. generációs blokk konténmentjéhez kialakítani a különböző erőművi folyamatok konténment eseményeinek szimulációjához szükséges CFD-modellt. A kiválasztott koordináta rendszerben fel kell építeni a konténment geometriai modelljét (térfogatok, falak, átáramlási útvonalak). A modellbe integrálni kell az adott blokk esetében alkalmazott, és a termohidraulikai folyamatokat érintő rendszereket (pl. sprinkler, konténment külső hűtés, stb.).

A fejlesztés eredményeként rendelkezésre fog állni az adott 3. generációs blokk konténmentjének CFD-modellje. Ennek felhasználásával a későbbiek folyamán elvégezhető a konténment viselkedésének szimulációja a GASFLOW kóddal az adott erőmű súlyos balesetei során.

2.6. A reaktorfizikai, termohidraulikai és fűtőelem-viselkedési folyamatok egységes modellezése

2.6.1. A reaktorfizikai, termohidraulikai és fűtőelem-viselkedési folyamatok egységes modellezése

A könnyűvízzel moderált és hűtött reaktorok aktív zónájában lezajló folyamatok modellezése során egy időben lezajló reaktorfizikai, termohidraulikai és fűtőelem-viselkedési jelenségeket kell nyomon követni. Jelentősebb reaktorteljesítmények esetén a fenti három jelenségcsoport kölcsönösen hatást gyakorol egymásra.

A jelenlegi gyakorlat szerint mindhárom féle számítás közös jellemzője, hogy a másik kettő hatását – éppen a gyakorlati alkalmazhatóság céljából – csak közelítőleg, például paraméterezve, vagy szintén meghatározandó paramétereket tartalmazó, nagyon egyszerű, közelítő módszerekkel veszik figyelembe. (A paraméterezés szélsőséges esete konstans, konzervatívnak gondolt értékek használata.) A szétcsatolt számítások együttese jelenleg konzervatív adatok bevitelét igényli a csatolási felületeken, és így egészében mint konzervatív elemeket tartalmazó modell értelmezhető, tehát csak korlátozott mértékben használható mint a jelenleg elterjedőben lévő „best estimate + uncertainty” módszernek minden tekintetben „best estimate” eszköze. A multi-physics kezelésmódnak a fentiekkel szemben éppen az a lényege, hogy nincs kitüntetett számításfajta, egyszerre minden folyamatot kellő súllyal, a lehetőségek szerint pontosan figyelembe vesznek, időlépésenként „on-line” biztosítva a csatolást a modelltípusok között.

Ezért javasolható egy olyan multi-physics számítási eszköz létrehozása, amellyel a forrócsatorna számítások jelenlegi, hagyományos kezelésmódjának konzervativizmusa ellenőrizhető és csökkenthető. A javasolt eszköz a KARATE, a COBRA, a FUROM és FRAPTRAN kódok on-line csatolásán alapul.

A tervezett létrehozandó eszközt az alábbiak szerint lehet alkalmazni:

1. Meg kell határozni az interfész mennyiségek paraméterezésének a lehetőségekhez képest minimális hibához vezető módját. Ennek során a különböző reaktorállapotok, a különböző időskálákon lezajló folyamatok, élettörténetek lehetséges sokaságainak vizsgálatai fontos szerepet játszanak.
2. A helyes paraméterezéssel rendelkező programok abban a körben, ahol a multi-physics vizsgálatokat és az arra épülő paraméterezést végrehajtották, feltehetőleg már ismét szétválasztva alkalmazhatók úgy, hogy elhanyagolhatók vagy ismertek az interfész mennyiségek bizonytalanságai.
3. Előnyös, hogy a tervezett multi-physics eszköz alkalmas egy olyan bizonytalansági elemzés céljára, amely az összes modell együttes használatának tekintetében best-estimate módszeren alapul. Ezzel a bizonytalanságok hagyományos, halmozottan konzervatív kezelésmódja elkerülhető, így indokoltan – ismert valószínűségi paraméterekkel jellemzett módon – lehet kedvezőbb eredményekre jutni.

A multi-physics számításokat először egy, a vizsgálatok szempontjából „középponti”, részletesen modellezett fűtőelem-pálcára és annak egy közepes méretű környezetére (pl. egy kötegre) érdemes tervezni. Ezek során a csatolások szempontjából legfontosabb vizsgálandó fizikai jelenségek a rés hővezetése és a szubcsatornák közötti keveredés.

Az eredmények elősegítik egy új típusú, 3. generációs hazai erőmű vagy egy a jelenlegitől lényegesen eltérő VVER-440 fűtőelem bevezetése esetén a megfelelő forrócsatorna-elemzési metodika kialakítását, a szükségtelen konzervatívizmusok kiiktatását.

2.6.2. Fal nélküli kötegek modellezése a biztonsági elemzésekhez

Teljes bizonyossággal állítható, hogy az új paksi blokkok kötegei – szemben a VVER-440-es kazettákkal – nem fognak kötegfalat tartalmazni, de a működő paksi blokkok jövőbeli fűtőelem-modernizálása során sem zárható ki ilyen kazetták alkalmazása. Így szükségessé válik a szubcsatornák közötti keveredés által befolyásolt biztonsági elemzési módszerek felülvizsgálata, különös tekintettel az üzemzavar-elemzések elfogadási kritériumainak ellenőrzése során alkalmazott forrócsatorna-számításokra és az ezzel szoros összefüggésben álló normál üzemi korlátozásokra. További fontos, az előzőekkel szorosan összefüggő kérdés a konzervatív biztonsági elemzések során használandó kötegen belüli relatív teljesítmény-eloszlás, illetve a zárt szubcsatorna közelítés alkalmazhatósága. A fenti célok érdekében fejlesztések szükségesek a KARATE programrendszerben, amelyek elvégzése után meg kell ismételni a korábban végzett metodikai célú elemzéseket.

A fejlesztés fő elemei a következők:

- A KARATE programrendszer pálca-szubcsatorna szintű csatolt reaktorfizikai-termohidraulikai számításainak felkészítése a fal nélküli köteg számítására
Ennek lényege a reaktorfizikai, valamint a termohidraulikai számítások lehetséges térbeli tartományának kibővítése. Lehetővé kell tenni, hogy a reaktorfizikai számítási tartomány tetszőleges számú szomszédos köteget is teljes egészében tartalmazzon, és ezzel összhangban a határfeltételek a globális számítási szint nádushatárokon értelmezett skalár fluxusából származzanak. A termohidraulikai modullal kapcsolatban meg kell oldani, hogy annak számítási határa rugalmasan változtatható legyen a reaktorfizikai számítási határon belül, ezzel lehetővé téve annak vizsgálatát, hogy mekkora tartomány termohidraulikai számítása szükséges egyáltalán a köteghatárokon keresztüli áramlások megfelelő figyelembevételére céljából. Ezen kívül a kötegek határain a nodalizációt is meg kell változtatni, valamint több szűkítő együttes modellezését is meg kell oldani.
- Vizsgálatokat kell végezni a biztonsági elemzések forrócsatorna-számítási metodikájának tanulmányozására, így a lokális teljesítmény korlátozásával kapcsolatos keretparaméterek kijelölése, valamint a zárt csatorna közelítés alkalmazhatósága céljából.

A fejlesztés további eredménye adódik a köteghatárokon keresztüli keresztáramok paraméterezése révén, ami felhasználandó a globális (egész reaktorra vonatkozó) csatolt reaktorfizikai-termohidraulikai számítás algoritmusában.

A feladat elvégzése a K+F projekten kívül folyik.

2.6.3. Csatolt kódrendszer fejlesztése az új blokkok zónatervezési és üzemzavar-elemzési feladatainak alternatív megoldására

A Magyarországon várhatóan felépülő új reaktorblokkok jellemzői nem egy vonatkozásban el fognak térni a jelenlegi paksi blokkokétól. A működő blokkok zónatervezési és üzemzavar-elemzési feladatainak megoldására validált és számos esetben alkalmazott számítási rendszer működik. Nagy valószínűséggel feltételezhető, hogy – bár az üzemeltetési és biztonsági limitektől való távolságok („margin”) még mindig megfelelő mértékűek lesznek – ez a távolság (tartalék) a számítási módszerek időközben bekövetkezett fejlődésével és a

gazdaságossági törekvésekkel összhangban az új blokkoknál kisebb lesz, mint a ma működőknél. A normál üzemi és az üzemzavari biztonsági limitektől való távolság értékeléséhez stacionárius és dinamikai, egymásra épülő reaktorfizikai, termohidraulikai és fűtőelem-viselkedési számításokra van szükség, melyek között a csatolást is biztosítani kell. (Ez utóbbi történhet egyes esetekben szükségszerűen on-line módon, vagy off-line paraméterezéssel, esetleg további esetekben a kialakult számítási tapasztalatra épülő konzervatív feltevésekkel.) Mindegyik szállító rendelkezik a tervezéshez és a biztonsági elemzésekhez szükséges számítási eszközökkel, mindazonáltal az új blokkok tekintetében a biztonság növelésének irányában hat, és így célszerűnek látszik az ezekkel végzett elemzéseknek – vagy azok egy részének – hazai ellenőrzése alternatív elemzési eszközök felhasználásával. (Hasonló hazai elemzések már a hetvenes években is történtek a VVER-440 blokkokra.) Olyan számítási rendszert kell tehát létrehozni, amely az új blokkok engedélyezési eljárásának már korai szakaszában is alkalmazható lesz.

A számítási rendszer egészen részletes terveit csak a blokk típusának kiválasztása után lehet elkészíteni. A tervezett munkák magukban foglalják a blokk típusától függő esetleg szükséges metodikai fejlesztéseket, a kódok alapadatokkal (pl. nodalizáció) való ellátását, a kódrendszer egyes kapcsolatainak (pl. csoportállandók, rezonanz mátrixok, rés hővezetés) blokkspecifikus paraméterezésének elvégzését, a felhasználói felület fejlesztését. Bár a számítások egyes fenti elemeinek általános, önálló programként való validálása megtörtént (konferencia kiadványok, publikációk), az említett fejlesztésekhez szükséges erőfeszítésekkel közel azonos mértékű az a munka, ami az üzemanyag- és blokkspecifikus validáláshoz szükséges. Ehhez az adatok, referenciamegoldások túlnyomórészt jól dokumentáltak, széles körben ismert OECD NEA jelentésekből rendelkezésre állnak mind a reaktorfizikai, mind a termohidraulikai, mind pedig a fűtőelem-viselkedési modellekhez. E nélkül ugyanis a limitektől és a más kódok eredményeitől való eltérések nemigen lesznek értelmezhetők. VVER-1000 esetben az AER („Atomic Energy Research”) együttműködés benchmark feladatait is alkalmazni lehet.

A döntő többségében saját fejlesztésű kódok használatának egyik előnye, hogy ennek révén mélyebb tudás áll rendelkezésre a modellezési feltételezésekről és így az alkalmazhatóság hatáiról. A másik előny a modellezési opciók helyes megválasztása, a felhasználói hibák minimalizálása tekintetében jelentkezik.

A kódrendszer számításokat végző elemeinek kifejlesztését a 2.6.3.1. és 2.6.3.2. feladatok irányozzák elő.

2.6.3.1. Kódrendszer elemeinek fejlesztése az új blokkok zónatervezési és üzemzavar-elemzési feladatainak alternatív megoldására

E feladat keretében az alábbi kódok kifejlesztése és átalakítása történik:

1. Stacionárius és lassú (kiégés, xenon, szamárium) tranziens számítására alkalmas reaktorfizikai kódok a zónatervezés és egyes reaktivitás üzemzavarok elemzésének céljára, amelyek termohidraulikai algoritmusokkal vannak kiegészítve a visszacsatolás figyelembevétele céljából; egymásra épülő, „háromszintes” – spektrális transzport, fimomhálós, az egész reaktort modellező nodális – kódrendszer a meglévő programok felhasználásával, a blokk kiválasztásától függő továbbfejlesztésével. A reaktorfizikai csatolások a „szintek között” egyik irányban határfeltételeken keresztül, a másik irányban paraméterezéssel történnek.

2. Rendszer termohidraulikai kód az üzemzavarok elemzéséhez, amely on-line módon kapcsolódik a fenti 3D nodális programhoz, és így a legbonyolultabb aszimmetrikus tranziensek is elemezhetők. A tartályon belüli keveredést befolyásoló paramétereket esetenként CFD-eredmények felhasználásával kell beállítani.
3. Stacionárius fűtőelem-viselkedési kód a normál üzemi fűtőelem-kritériumok ellenőrzése céljára, valamint a tranziens fűtőelem-viselkedési és forrócsatorna-számítások kezdeti feltételekkel való ellátásához (pl. a FURROM kód).
4. Tranziens fűtőelem-viselkedési kód a fűtőelem-kritériumok ellenőrzése céljára üzemzavarok esetén (pl. a FRAPTRAN kód a megfelelő anyagjellemzőkkel kiegészítve).

2.6.3.2. A KIKO3D és a COBRA kódok fejlesztése az új blokkok zónatervezési és üzemzavar-elemzési feladatainak alternatív megoldására

E feladat keretében az alábbi kódok kifejlesztése és átalakítása történik:

1. 3D nodális dinamikai kód a zóna időfüggő üzemzavarainak számítására. Az energiacsoportok inputban megadott számát a kód automatikusan kezeli, szükség esetén (pl. spektrális hatások a reflektor közelében) több termikus csoport lehetséges. Egyes input adatok, pl. kiegészi eloszlás, a fenti 1. pont számításaiból adódnak.
2. Szubcsatorna szintű termohidraulikai kód a normál üzemi korlátok és az üzemzavari elfogadási kritériumok ellenőrzése céljára a keveredés figyelembevételével (pl. COBRA, a megfelelő korrelációkkal kiegészítve).

2.7. Valószínűségi biztonsági elemzések módszereinek és eszközeinek fejlesztése

2.7.1. A paksi 5. és 6. blokk PSA-modelljeinek fejlesztése

A paksi atomerőmű bővítése során 3. generációs atomerőművi blokkokat létesítenek, amelyek egyes rendszerei, rendszerlemei és ezek működésének biztonsági elvei (tervezési alapja) lényegesen eltérhetnek a jelenlegi 2. generációs paksi blokkokétól, amelyek kihathatnak a PSA-modellezés egyes főbb lépéseire. A PSA-modelleket jelenleg az alábbi főbb elemek alkotják:

- a) kezdeti események, amelyek a külső és belső veszélyforrásokat és technológiai meghibásodásokat foglalják magukban,
- b) eseménylogikai modellek, amelyek az ún. kis eseményfa – nagy hibafa felépítési struktúrát követik,
- c) adatbázisok, amelyek rendszerlemek meghibásodási paramétereit foglalják össze és tárolják,
- d) a tervezési, ill. azon túli üzemzavarok következményeit csökkentő beavatkozások hibamodellei.

Az új blokkok PSA-modelljeinek fejlesztése során fel kell mérni, hogy a jelenlegi modellezési módszerek milyen mértékben alkalmazhatók az újabb generációs atomerőművi blokkok esetére. Ezt a felmérést a modellezési folyamat egyes részelemeire tételesen kell elvégezni.

Az új blokkok létesítése során kiemelt figyelmet kell fordítani a blokkok működésére hatással levő belső és külső veszélyforrásokra. Ki kell dolgozni ezek következményeit leíró modellek struktúráját, a külső veszélyforrások közé beleértve – a földrengésen és elárasztáson kívül – az extrém éghajlati hatásokat is.

Az új blokkok olyan új típusú rendszerelemeket, rendszereket, balesetkezelési eszközöket, megoldásokat tartalmazhatnak (pl. passzív berendezések, digitális irányítástechnika, zónaolvadék-csapda), amelyek a korábbi PSA-modellekben nem szerepeltek, s így ezek hibamodelljeinek kidolgozására most kell sort keríteni.

2.7.2. A kockázatelemzési módszerek fejlesztése

A valószínűségi biztonsági elemzések folyamata egy többlépcsős, bonyolult eljárás. Az elemzések eredményei bizonytalansággal terheltek, mely bizonytalanságok forrása részben a bemenő adatokban, részben a modellezési eljárások módszerében, azok korlátaiban és paramétereiben rejlik. Az elemzési módszerek fejlesztése során az egyik fő irány ezen bizonytalanságok mértékének csökkentése, amely elsősorban az alábbi részterületekre vonatkozik.

A kockázatelemzések eredményei rámutattak, hogy az operátorok beavatkozásainak kiemelkedő szerepe van mind a baleseti szituációk megelőzésében, mind azok következményei korlátozásában. A szélesebb értelemben vett emberi tényező – azaz az emberi beavatkozások sikerét, ill. sikertelenségét befolyásoló és meghatározó feltételek – vizsgálata a PSA-elemzési módszerek fejlesztésének egyik súlyponti kérdése. Értékelni kell a jelenlegi emberi megbízhatósági modellek korszerűségét és valósághűségét, s szükség esetén ki kell dolgozni azok új generációs modelljeit mind az üzemzavar előtti, mind az üzemzavar utáni emberi hibákra.

A hardver rendszerelemek meghibásodásai független és közös okú hibákra oszthatók. Az elmúlt időszakban mindkét csoport esetén jelentős erőfeszítések folytak nemzetközi adatbázisok létrehozására. E munkákat az OECD NEA egyes sokoldalú projektjei koordinálták. A különböző forrásokból származó különböző részletességű információk, adatok integrálása egy koherens meghibásodási adatbázissá fejlettebb eljárások, módszerek kidolgozását igényli.

A közös okú meghibásodások jellemzése az eddigiekben egyparaméteres modellel történt. Ennek előnye a viszonylagos egyszerűsége, hátránya a nagyobb elemszámú csoportok kezelésének közelítési hibája. Meg kell vizsgálni a többparaméteres modellek gyakorlati alkalmazásának lehetőségét, amely az elméleti modellek adaptációját és adatokkal való ellátásának vizsgálatát jelenti.

A jelenlegi PSA-modellek egyik jellemzője a statikusság, azaz a rendszerek, berendezések, folyamatok állapotváltozását csak előre meghatározottan, fixen beépítve kezelik. Célszerűnek tartjuk annak vizsgálatát, hogy a jelenlegi statikus modellek helyett a gyakorlatban van-e értelme, lehetősége az állapotváltozásokat leképező, a pillanatnyi folyamatjellemzőktől függő ún. dinamikus PSA-modellek alkalmazásának, kidolgozásának.

2.7.3. A determinisztikus és a valószínűségi biztonsági elemzések közös pontjainak meghatározása

Az atomerőművi biztonsági elemzések kezdetben elsősorban determinisztikus alapon készültek, melynek során közvetett módon érvényesültek valószínűségi szempontok is, különös tekintettel az alkalmazott elemzések konzervatívizmusa által biztosított biztonsági tartalékok elemzésbe – és ezáltal a tervezési alapba – történő beépítésére, valamint az egyes üzemzavarok fellépési esélyének (gyakorosságának) figyelembevételére a tervezés alapját,

később pedig annak kiterjesztését képező események kiválasztásakor. A determinisztikus megközelítés kiegészítését jelentő valószínűségi biztonsági elemzések célzottan az elemzések körének, részletességének és valóságosságának növelése, továbbá a biztonsági színvonal számszerű kifejezésének igénye miatt alakultak ki, és váltak széles körben elfogadottá, előírttá. Ma a kétfajta megközelítést ténylegesen egymást kiegészítő módon alkalmazzák, ugyanakkor megállapítható, hogy a csatlakozási pontok teljes körű azonosításának, illetve a kétféle elemzés feltételezései teljes feltételrendszerre történő egyesítésének hiánya miatt további erőfeszítések szükségesek a teljes egészében koherens alapokon nyugvó biztonsági elemzések megvalósításához.

A determinisztikus és a valószínűségi alapú biztonsági elemzések tárgyát képező kezdeti események és összetett üzemzavarok (eseményláncok) kiválasztásának módszereit a teljes körűsre törekvő összehasonlító vizsgálattal kell elemezni és értékelni. Meg kell határozni az azonosságokat és különbözőségeket, és ki kell dolgozni egy egységes, a kétfajta megközelítésre egyaránt alkalmazható kiválasztási eljárást: Kiemelten vizsgálni kell a belső és külső veszélyek, a leállított reaktor és az üzemanyag-tárolók (pihentető medence) üzemzavarainak kezelését.

A valószínűségi biztonsági elemzésekben az üzemzavari és baleseti eseményláncok kidolgozása best-estimate feltételezésekre épülő determinisztikus üzemzavar-elemzésekkel történik. Vizsgálni és értékelni kell, hogy miként lehetséges a valószínűségi modellezés igényeihez jobban illeszkedő üzemzavar-elemzéseket végezni. Ennek részeként definiálni kell az üzemzavar-szimulációk során rögzíteni szükséges feltételezéseket az erőművi és operátori válasz szempontjából, és javaslatot kell megfogalmazni a valószínűségi elemzések céljaira szükséges nagyszámú elemzés elvégzésének módjára. Kiválasztott üzemzavarokra demonstrálni kell a javasolt eljárás alkalmazhatóságát.

A 2. szintű PSA a determinisztikus üzemzavar-elemzésekkel szemben is speciális követelményeket támaszt, beleértve az 1. és 2. szintű elemzések kapcsolati felületének (interfész) kialakítását és súlyos baleseti folyamatok modellezését. Fel kell mérni az integrált, interfész nélküli 1-2. szintű PSA-modell kidolgozásának lehetőségét. Meg kell határozni az integrál modell kidolgozásával szembe támasztott követelményeket az üzemzavari és súlyos baleseti elemzések szempontjából és értékelni kell e követelmények kielégíthetőségét a jelenlegi és a fejlesztés alatt álló jövőbeli szimulációs kódok felhasználásával.

Az elemzési bizonytalanságok figyelembevétele és számszerű kifejezése jelenleg általában külön-külön történik a determinisztikus és a valószínűségi biztonsági elemzésekben. Az utóbbi időben az OECD-NEA keretében a biztonsági tartalékok (safety margin) valószínűségi alapú leírására irányuló erőfeszítésekben kísérelték meg a bizonytalanságok hatásának együttes kezelését. Ki kell dolgozni egy eljárást, amellyel összekapcsolt módon kezelhetők a determinisztikus folyamatszimulációkban és a valószínűségi modellezésben eddig önállóan vizsgált bizonytalanságok és meghatározható e bizonytalanságok együttes hatása a valószínűségi biztonsági elemzések eredményeire. Az 1. szintű PSA kiválasztott kezdeti eseményeinek és eseményláncainak példáján értékelni kell a javasolt eljárás alkalmazhatóságát.

2.8. Új módszerek bevezetése a determinisztikus számítások bizonytalanságainak számszerűsítésére

2.8.1. A globális szintű reaktorfizikai számítások és a forrócsatorna-számítások bizonytalanságainak egységes kezelése

A determinisztikus számítások bizonytalanságainak meghatározása nagy kihívást jelent. A bizonytalanságok megbízható becslése ugyanakkor jelentősen hozzájárulhat a számítások konzervativizmusának csökkentéséhez.

A kihívás nagyságát mutatja az a metodika, ami ma a paksi blokkok RIA és ATWS elemzései bizonytalanságainak megítélésére szolgál. Ez a metodika kétrétű. Az egyik esetben a globális (nodális) számításokra vonatkozóan bizonytalansági elemzéseket kell végezni, míg a forrócsatorna-számítások a halmozottan konzervatív metodika (halmozottan konzervatív input paraméterek) szerint történnek. A másik esetben – pl. fűtőelem-sérülés erős gyanúja esetén – a globális számításokat érdemes konzervatíván kezelni és a forrócsatorna számításokra bizonytalansági elemzést alkalmazni. Ez utóbbi esetben az aktív zóna összes pálcáját modellezni kell, illetve fel kell használni a tranziens kezdetén érvényes best-estimate pálcánkénti teljesítmény-eloszlásokat: végeredményként pl. a sérült fűtőelem-pálcák becsült száma valószínűségi kijelentések mellett megállapítható.

Célszerű olyan új módszert kidolgozni (a fentiekben vázolt két módszer összevonásával), amely lehetővé teszi a halmozott konzervativizmus elhagyását. A feladat megvalósítását a számítástechnika rohamos fejlődése teszi lehetővé. A munka során ki kell választani a feladat megoldására jól alkalmazható matematikai statisztikai eljárást. Ki kell dolgozni a kiválasztott módszert a gyakorlatban megvalósító programrendszert. Ebbe a programrendszerbe természetesen be kell építeni az alkalmazott kódokat is. Fontos szempont, hogy a programrendszer (kisebb módosításokkal) legyen alkalmassá tehető 3. és 4. generációs erőművek bizonytalansági elemzéseinek elvégzésére is.

2.8.2. Új módszer kidolgozása a számítások bizonytalanságainak számszerűsítésére

Néhány évvel ezelőtt az OECD NEA WPRS („Working Party on Reactor Systems”) egy benchmark sorozatot (UAM: „Uncertainty Analysis in Modeling”) definiált, melynek célja a bizonytalanságok meghatározása a jelenlegi komplex reaktorfizikai/termohidraulikai számítások minden szintjén.

Maga a benchmark sorozat az alapoktól, a hatáskeresztmetszet-bizonytalanságtól kezdődik, és lépésenként jut el a csatolt reaktorfizikai-termohidraulikai biztonsági elemzések bizonytalansági elemzéséhez. A vizsgálatok alapelvei a következők:

- a komplex rendszer/számítási szcenárió lépésekre, „fázisokra” bontása,
- minden lépés inputjának és outputjának azonosítása,
- minden lépésben az output bizonytalanságok meghatározása, amihez az input bizonytalanságok is felhasználódnak,
- a bizonytalanságok terjedésének megoldása minden részrendszerben és számítási szcenárióban.

A projekt iránt nagy az érdeklődés. Az előrehaladás a probléma összetettsége miatt viszonylag lassú.

A feladat a kiterjesztett benchmarkban való részvétel. Ezzel párhuzamosan a VVER-440 reaktorra, vagy az új blokkokra vonatkozóan is célszerű megoldani a benchmarkhoz hasonló feladatokat. Ennek során meg kell vizsgálni, hogy az alkalmazott számítási szisztémában az

egyek szintek között a bizonytalanságok hogyan propagálhatók, az eloszlásfüggvények mennyire meghatározhatók.

A feladat második részében a biztonsági elemzések egyes elfogadási kritériumaival kapcsolatos mennyiségek közti korrelációkat is meg kell határozni.

A fentiek gyakorlati megvalósítására az eljárásokat leképező programrendszert kell kidolgozni.

2.8.3. A keveredési CFD-számítások bizonytalanságainak elemzése

A CFD-kódok számítási bizonytalanságának analízisére nincs jól bevált módszer. A korábbi vizsgálatok számos ellentmondásra vezettek még egyszerű problémák vizsgálata esetén is. A cél egy olyan újszerű metodikai megközelítés fejlesztése, amely egy adott áramlási probléma esetén a geometriai adatok bizonytalanságát képes figyelembe venni és ezáltal hatásukat néhány lokális áramlási paraméterre képes megbecsülni.

A feladat elvégzését elhalasztottuk.

2.9. Sugárvédelem

2.9.1. A kis dózisok biológiai hatására vonatkozó alapkérdések kutatása

Az ionizáló sugárzások kis dózisa okozta biológiai hatások alapkérdéseinek kutatása nagyon izgalmas, aktuális feladat. Ezen belül a belső terhelésből adódó, nagy LET értékű sugárzások egészségre gyakorolt hatásának vizsgálatára tesszük a hangsúlyt. A hatások között a rákkeletkezés korai folyamatainak elemzésében látjuk a legérdekesebb megoldandó feladatokat.

Az utóbbi időben a radon-leánytermékek inhalációja révén a centrális légutak csúcsaiban kiülepedett alfa-bomló izotópok biofizikai hatásainak szövetszintű numerikus modellezése révén oda jutottunk, hogy a krónikus sejthalálnak kulcsszerepe lehet a rák kialakulásában, ugyanis bármely sejt pusztulása az osztódásra képes sejteket gyorsabb osztódásra készíteti, és így azok sejtelhosszának rövidülése jóval több mutációt okoz, mint a közvetlen találatok során kialakult mutációk száma.

A következő években ezen új mechanizmussal párhuzamosan széleskörűen elemezni kívánjuk a hosszú ideig tartó besugárzás nyomán kialakuló krónikus sejtpusztulás által kiváltott biofizikai mechanizmusokat, mint például a mutációk, a hiperplázia, a sejtranzformáció, vagy a kontakt inhibíció elvesztése kérdéskörét.

Numerikus számításaink nyomán a rák keletkezését illetően olyan eredményekre jutottunk, amelyeket szeretnénk kísérletileg ellenőrizni. Ezek közé tartozik annak tesztelése, hogy krónikus besugárzás közvetlen következményeként valóban megfigyelhető-e az osztódásra képes sejtek hiperpláziája, illetve hogy valóban a sejtpusztulás szerepe-e a meghatározó a krónikus sugárzás okozta rák kialakulásában. A tervezett kísérletekhez külső intézmények közreműködésére és jelentősebb anyagi ráfordításokra is szükség van. A nagyobb tételeket a patogénmentes szövetek és kisállat egyedek beszerzése, továbbá a fluoreszcens *in situ* hibridizációs és flowcitometriás vizsgálatok elvégzése jelentik.

Kiemelt kutatási témák:

- a sejthalál szerepének vizsgálata a mutációk kialakulásában,
- a krónikus sejtpusztulás miatt kialakuló hiperplázia vizsgálata,
- a dózis - hatás görbék és esetleges küszöbdózisok vizsgálata,
- sugárzási súlytényezők meghatározása biofizikai modellek alapján
- kevert sugárzási terek biológiai hatásának elemzése.

Vizsgálati módszerek:

- legalább szövetszintű numerikus modellezés,
- a sejtszintű és szövetszintű elemzések összehasonlítása,
- integrált megközelítések alkalmazása, együttműködés hazai- és külföldi kutatócsoportokkal,
- a Budapesti Kutatóreaktor biológiai besugárzó csatornájának hasznosítása a fenti kérdések megoldásához.

E tevékenységeket a MELODI-hoz (Multidisciplinary European Low Dose Initiative) és az EURADOS-hoz (European Radiation Dosimetry Group) kapcsolódva szeretnénk művelni.

2.9.2. A kis dózisok genetikai hatásának kutatása

A nemzetközi tudományos életben sokáig csak az ionizáló sugárzások orvosi alkalmazásának sugárbiológiai hatását vizsgálták, de az utóbbi években egyre nagyobb jelentőséget tulajdonítanak e témakörnek az atomenergia békés felhasználásának esetében is, különösen tekintettel a kis dózisok emberi szervezetre gyakorolt hatásának vizsgálatára.

Tervezett feladatok a 2013-2017-es időszakra:

- A kis dózisok hatásának vizsgálatáról szóló nemzetközi szakirodalom áttekintése és publikációs adatbázis létrehozása.
- Kis dózisok hatásával foglalkozó kutatási módszerek megismerése és új irányvonalak lehetőségének feltérképezése, hazai alkalmazás feltételeinek elemzése. Hazánkban is rendelkezésre állnak különböző biodozimetriai módszerek a sejtek ionizációs sugárzás okozta károsodásának mértékének meghatározására. Ezen módszerek közül az egyik standard az *in vitro* micronucleus (MN) számolás. Micronucleus akkor keletkezik, amikor az osztódás során az utódsejtbe a károsodás miatt létrejött kromoszóma fragmentek nem kerülnek bele, hanem különálló képződményekként maradnak fenn. Ezek optikai mikroszkóppal történő megjelenítése lehetőséget ad az ép és MN-t tartalmazó sejtmagok arányának megállapítására, amelyből az elszennvedett dózis mennyiségére lehet következtetni. Az általunk ismert mikroszkóp alsó mérési határa 0,2 Gy, ami még nem felel meg a kis dózisok meghatározásának, ezért *in vitro* kutatásokat kellene végezni e méréshatár csökkentése érdekében, valamint alkalmas lenne különböző populációk összehasonlítására kutatási célból. A módszer alkalmas lehet a Radon (Rn-222) és thoron (Rn-220) leányelemek hatásának vizsgálatára is. A természetes környezetben előforduló radon (Rn-222) egészség károsító hatásán kívül a tórium bomlási sorából származó radon izotóp, a thoron is (Rn-220) hatással van a kromoszóma aberrációk kialakulására, biológiai hatásának vizsgálata mérés-technikai nehézségek miatt sokkal kevésbé kutatott terület.

2.9.3. A kis dózisok kimutatására alkalmas biológiai markerek kifejlesztése

A 21. századi sugárbiológiai kutatásoknak egyik legfontosabb kihívása, hogy rutinszerűen is alkalmazható biológiai dozimetriai módszereket fejlesszünk ki, amelyek a kis dózisok minél pontosabb becslésére is alkalmasak. Igen fontos lenne, ha ebbe a munkába érdemben be tudnánk kapcsolódni. A jelenleg használatos biológiai dozimetriai módszerek a sugárzás okozta DNS károsodás mértéke alapján becslik a kapott dózist és általában a kis dózisok becslésére nem alkalmasak. Új, lényegesen érzékenyebb paraméterek vizsgálata szükséges sejtszinten és szervezeti szinten (szisztémásan) is és e paraméterek együttes értékelése szükséges nagy valószínűséggel ahhoz, hogy becsülni lehessen a kis dózisú expozíciókat. A következő sejtszintű és szisztémás paramétereket javasoljuk vizsgálni:

- a) A sejtek génexpressziójában bekövetkező változások vizsgálata. Ez a gyakorlatban a sejtek RNS-nek mennyiségét vizsgálja. Ezen vizsgálat elméleti alapja, hogy a sugárzás bizonyos gének expressziójának (kifejeződésének) a mértékét dózisfüggően befolyásolja; ezek az úgynevezett sugárválasz gének. A jelenleg rendelkezésre álló technikákkal már igen kis változások is biztonsággal kimutathatóak az RNS mennyiségében, ami alkalmassá teheti a módszert kis dózisok becslésére alkalmas úgynevezett expressziós mintázatok keresésére.
- b) A sejtek mikro RNS készletében bekövetkező változások vizsgálata. A mikroRNS-ek a sejtekben jelenlevő igen rövid RNS szekvenciák (darabok), amelyek nem kódolnak fehérjét; szerepük a DNS-ben kódolt gének kifejeződésének a szabályozása. A sejtek mikroRNS készlete igen dinamikus és a környezeti tényezők hatására jelentősen változhat. Célunk megvizsgálni azt, hogy kis dózisú sugárzás hatására van-e olyan mikroRNS, amelynek mennyisége dózisfüggően változik. Itt ismét nagy hangsúlyt kap több mikroRNS dózisfüggő változásainak együttes értékelése.
- c) Szervezeti szinten a sejtek közötti közvetlen és távoli kommunikáció a hormonok mellett a citokinek, kemokinek és veszély-jelző molekulák („danger signals”) révén valósul meg. Ezek kis molekulású szolubilis (vérben oldott állapotban levő) anyagok, amelyek a különböző immunológiai és gyulladási folyamatok befolyásolása mellett gyakorlatilag a szervezet stressz helyzeteire és veszélyhelyzetekre reagálnak. A jelenleg létező korszerű technikákkal a vérben bekövetkező igen kis mértékű változásaik is biztonsággal kimutathatóak. Az ismert, hogy a citokinek mennyisége besugárzás hatására változik, de a kis dózistartományok hatásairól még kevés adat áll rendelkezésre. A Danger signal molekulák vizsgálatával világviszonylatban is még nagyon kevés helyen foglalkoznak és csak most kezdik felismerni ezen molekulák alkalmasságát potenciális markerekként a különböző szervezetet ért stresszhatásra.
- d) Kis dózisú sugárexpozíció kimutatása a mitokondriális DNS károsodása alapján: az egyéni sugárválasz mértéke és a sugárzás okozta késői mellékhatások kialakulása nem csak a genomiális DNS sérüléseire vezethetők vissza, hanem a mitokondrium károsodásaira is. A kis dózisú ionizáló sugárzás okozta mitokondriális DNS mutációk kialakulásának és időbeli változásának vizsgálata, a mitokondriális DNS mutációk felhalmozódásának összehasonlítása a paksi dolgozók és a normál populáció mintáiban.
- e) A kis dózisokkal (<100 mGy) végrehajtott sugárexpozíciók pontos végrehajtásához olyan sugárforrások szükségesek, amelyek nagy biztonsággal és nagy pontossággal képesek kis dózis teljesítmények leadására. Az OSSKI-ban jelenleg egy Gammatron-3 kobalt-60 sugárforrás és egy 250 kV-os röntgen sugárforrás áll rendelkezésre. Mindkét sugárforrás mértékben elavult, elöregedett és teljes felújításra szorul, ami nem kifizetődő. A röntgen sugárforrás esetén emellett problémát okoz a kis feszültség miatti alacsony penetrációs képesség, ezért lényegében csak felszíni dózisok adhatók le. Fentiek miatt szükséges egy korszerű, nagy penetrációs képességű sugárforrás

beszerzése, amelyen széles skálán állítható a dózis teljesítmény. Az is szükségesnek látszik, hogy a sugárnyaláb kis területre is fókuszálható legyen, lokális besugárzások végzése céljából.

2.9.4. Nehezen mérhető izotópok radiokémiai mérés technikájának fejlesztése

A fűtőanyag ^{235}U és ^{241}Pu tartalmának hasadása során a rövidebb – néhány perctől néhány 10 évig terjedő – felezési idejű izotópokon kívül hosszabb – néhány száz évtől akár néhány millió évig terjedő – felezési idejű izotópok is keletkeznek. Ezek egy része fizikai-kémiai tulajdonságai miatt (például a fűtőelem működési hőmérsékletén illékony vagy a primerköri hőhordozóban jól oldható kémiai formában van jelen) egy esetleges fűtőelem inhermetikusság következtében magából a fűtőelem rudakból is kijuthat a primerköri hőhordozóba. A primerköri hőhordozóból az oldott vagy kolloid állapotban lévő radioaktív vegyületek nagy része az ioncserélő gyantás tisztítással, kisebbik része ún. bepárlási maradékként kerül a hosszú idejű tárolást igénylő radioaktív hulladékba.

A hosszabb felezési idejű izotópok legnagyobb része vagy tisztán alfa- illetve béta-bomló, vagy csak nagyon kis intenzitással bocsát ki gamma-fotonokat, és a hulladék fajlagos aktivitásának legnagyobb részét kitevő rövidebb felezési idejű izotópokhoz képeset sok nagyságrenddel kisebb fajlagos aktivitással fordulnak elő. Az ilyen izotópok „nehezen mérhető izotóp”-oknak szokás nevezni, amelyek mérés technikájának közös vonása egy általában meglehetősen bonyolult radiokémiai elválasztási eljárás.

Az ATOMKI-ban évtizedes tapasztalat áll rendelkezésre több béta-sugárzó (^3H , ^{14}C , ^{36}Cl , ^{90}Sr , ^{99}Tc) valamint gamma-sugárzó izotóp ($^{108\text{m}}\text{Ag}$, ^{129}I) mérés technikájára vonatkozóan. Az elmúlt években a nemzetközileg hozzáférhető radioaktív standard hiányában ICP-MS mérést igénylő ^{79}Se és ^{107}Pd (szintén béta-sugárzó izotópok) radiokémiai elválasztására is történtek fejlesztések. Pl. a ^{79}Se esetében már kb. 20 Bq/kg kimutathatósági határt sikerült elérni az Atomkiban 2012-ben.

A projekt az ATOMKI-ban rendelkezésre álló mérés technikai eljárások további jelentős fejlesztését célozza meg. A ^{79}Se és ^{107}Pd izotópok esetében a fő cél a ppt (parts per trillion, pikogramm/gramm) nagyságrendű kimutathatósági határ elérése, amely az ICP-MS mérés hátterének a lehető legalacsonyabban tartását igényli. A ^{79}Se esetében 1 ppt koncentráció várhatóan $7,4 \pm 0,2$ Bq/kg aktivitáskoncentrációnak lesz megfeleltethető.

2.10. Előfeszített vasbeton hermetikus védőépülettel kapcsolatos szakmai kompetencia kialakítása

2.10.1. Hermetikus védőépület terheinek modellezése

Atomerőművek biztonságának egyik sarkalatos pontja a külső terhekkal, hatásokkal szembeni állékonyság vizsgálata. Ennek különösen érdekes kérdései a dinamikus terhekkal szembeni ellenállóság. Ilyen dinamikus terheket okozhatnak, többek között, a földrengés, becsapódó repülőgép, illetve külső vagy belső robbanás által okozott hatások.

A földrengések mérnöki szerkezetekre gyakorolt hatásának vizsgálatára, a szerkezet méretezésére használhatunk közelítő módszereket, amelyek a földrengés dinamikus terhet megfelelő biztonsági tényezőkkel ellátott statikus teherré konvertálják. Másik lehetőség, hogy a szerkezetet megfelelően validált numerikus vizsgálatokkal modellezzük, például

végeselemes módszerrel. Ebben segítséget nyújtanak egyrészt kisméretű modellkísérletek, másrészt valós léptékű, rázóasztalon végzett mérések.

A numerikus modellezés lehetővé teszi, hogy olcsón vizsgáljuk meg egy szerkezet viselkedését sokféle teher esetén, többféle geometriai vagy technológiai kialakítást tesztelhessünk, és információt nyerhessünk a szerkezet tönkremeneteléről. Célunk olyan modell kidolgozása, amely lehetővé teszi a földrengések hatásának vizsgálatát előfeszített vasbeton hermetikus védőépület viselkedésére. Ehhez szükséges a Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetemen részben elérhető földrengési adatsorok adaptálását a kidolgozandó modellhez. Ilyen irányú modellezés már történt korábban is, de más jellegű épületek (magas házak) esetében.

A repülőgépbecsapódás által keltett dinamikus terheket viszonylag régóta vizsgálják, habár eleinte inkább a kisméretű, elsősorban katonai repülőgépek becsapódásából keletkező terhekre számítottak. Ennek máig is széles körben alkalmazott modelljét 1968-ban dolgozták ki. Ez a modell azon a feltevésen alapul, hogy merev vasbeton szerkezetek elmozdulásai elhanyagolhatók a becsapódás során, így merev szerkezetet feltételezve lehet számítani az ütközés közben fellépő erőhatásokat. Az így számított erőket a második lépésben a szerkezetre alkalmazva vizsgálható aztán a szerkezet válasza. Felmerül a kérdés, hogy ez a számítási módszer milyen esetben ad pontos megoldást, mennyire jó közelítést ad a szerkezet merevnek történő feltételezése. Ennek részletes parametrikus vizsgálata az első lépés a repülőgépbecsapódás modellezése felé vezető úton. Azt várjuk, hogy a szerkezet merevségéhez képest viszonylag puha becsapódó lövedék, repülőgép esetén érvényes marad a modell, de merevebb lövedék, például a repülőgép motorblokkja már nem számítható ilyen módon. Ennek következménye, hogy meg kell különböztetni a becsapódás következtében fellépő lokális hatásokat (átfúródás, behatolás, repedések és leválások keletkezése, stb), amelyet a keményebb lövedék okoz, és a globális hatásokat (a szerkezet egészének elmozdulásai, feszültségei, alakváltozásai). A megfelelő modell kidolgozása lesz a következő feladat.

Hasonló a helyzet a robbanások hatásával: itt is lehet globális hatásokkal számítani, amelyek a robbanás következtében fellépő lökeshullám következtében lépnek fel, és lokális hatásokkal, amelyek a robbanás által mozgásba hozott másodlagos lövedékek következtében érik el a védőépületet. Hasonló elvek mentén dolgozzuk ki a terhelés modelljét erre az esetre is.

2.10.2. Hermetikus védőépület végelelemes modellezése

Az előfeszített vasbeton hermetikus védőépület minél pontosabb modellezéséhez igen fontos az épület geometriai és technológiai kialakításának pontos ismerete. Első lépés ennek a kompetenciának a kiépítése. Az adatgyűjtés során felderítjük a harmadik generációs atomerőművekben a hermetikus védőépületben alkalmazott szerkezeti kialakítások részleteit, az előfeszítés kialakításának módját. Ez az egyik legfontosabb része a modellezésnek, hiszen azt szeretnénk elérni, hogy tetszőleges kialakítás esetében modellezni tudjuk a szerkezet válaszát a dinamikus terhek hatására. Az összegyűjtött adatok segítségével olyan moduláris végelelemes kódot (ANSYS) építünk fel, amely lehetővé teszi többféle geometriai kialakítás vizsgálatát. A felépített kódot ismert mérési eredmények segítségével validáljuk, majd részletes dinamikai elemzésnek vetjük alá a korábban kidolgozott terhek hatására. Itt természetesen figyelembe kell venni a dinamikus terhek mellett a szokásos állandó és esetleges, hasznos terheket is. A kidolgozott végelelemes kód segítségével vizsgálható lesz a szerkezet erőjátéka, teherbírása, tönkremenetelének módja és az azt létrehozó teher mértéke.

A modell lehetőséget teremt majd valós földrengési adatsorok segítségével számított terhek, valós paramétereket tartalmazó repülőgép-becsapódás modelljének vizsgálatára, robbanási terhek valóság-hű figyelembevételére is.

2.10.3. Az öregedési folyamatok figyelembevétele

Az atomerőmű élettartama alatt a hermetikus védőépület anyagai igen sokféle hatásnak vannak kitéve, amelyek az anyagjellemzőket lényeges mértékben befolyásolhatják. Első lépésben feltérképezzük az anyagjellemzők megváltozásáról eddig feltárt ismereteket, majd ezeket beépítjük a modellbe. Ez a hermetikus védőépületet felépítő minden egyes anyagra vonatkozóan szükségessé teszi, hogy az anyagjellemzőket tág határok között változtatni tudjuk, a valós öregedési folyamatok időbeli lefolyásának megfelelően. Meg kell vizsgálni, hogy a szerkezet erőjátékára, esetleges tönkremenetelére milyen hatással van az öregedés, milyen módon változik meg a szerkezet válasza a külső vagy belső dinamikus terhek hatására, ha a szerkezet anyagai öregednek. Az elkészült modell segítségével részletes parametrikus vizsgálatok lesznek lefolytathatók.

2.10.4. Lokális tönkremenetel hatása a hermetikus védőépület viselkedésére

Akár az öregedési folyamatok hatására, akár más okból lokális tönkremenetel nem zárható ki az előfeszített vasbeton hermetikus védőépület élettartama során. Ilyen tönkremenetel lehet például egy feszítőpászma szakadása, a betonfedés lokális sérülése és az ennek következtében felgyorsuló korróziós hatások, stb. Kérdés, hogy ilyen lokális tönkremenetel mennyire befolyásolja a szerkezet egészének viselkedését, hogyan változik meg a szerkezet válasza a dinamikus terhek hatására. A kész modell alkalmas lesz ilyen jellegű vizsgálatok elvégzésére is, részletes vizsgálatokat tervezünk a viselkedés megváltozásának feltérképezésére lokális tönkremenetel, meghibásodás figyelembevétele esetén.

3. KIÉGETT FŰTŐELEMÉK ÉS RADIOAKTÍV HULLADÉKOK KEZELÉSE, AZ ÚJGENERÁCIÓS ATOMERŐMŰVEK KUTATÁSA

3.1. Kiegészített fűtőelemek és radioaktív hulladékok kezelése, az új atomerőműi blokkok bevezetése

A kiegészített fűtőelemek és a radioaktív hulladékok kezelésére vonatkozó hazai stratégia több okból is megújítandó. A stratégiának nagy szerepe van az atomenergia hazai alkalmazása lakossági elfogadtatásában, továbbá hatással van az atomerőművi blokkok gazdaságosságára is. A geológiai, geofizikai stb. vizsgálatokon túlmenően új típusú vizsgálatok is szükségesek a különböző választási lehetőségek közötti döntések tudományos alátámasztása érdekében.

3.1.1. A kiegészített nukleáris üzemanyag hasznosításának lehetőségei jelenleg működő technológiákkal és 4. generációs reaktorokkal

Létre kell hozni egy olyan numerikus modellt, amely lehetővé teszi az üzemanyagciklus hosszú távú szimulációját. Ehhez le kell írni azokat a folyamatokat, amelyek az üzemanyag gyártása, erőművi reaktorban történő kiegészítése, átmeneti tárolása, újrafeldolgozása és a hulladék végleges elhelyezése során fellépnek. Részletes adatokkal kell figyelembe venni a paksi atomerőműben eddig keletkezett és a KKÁT-ban tárolt kiegészített üzemanyagot. A modellszámítások alapján meg kell tudni állapítani, hogy különböző újrafeldolgozási technológiákkal, illetve az 4. generációs gyorsreaktorok alkalmazásával hogyan csökkenthető a véglegesen elhelyezendő radioaktív hulladék mennyisége és radiotoxicitása.

A BME NTI a gázhűtésű gyorsreaktorokkal kapcsolatos kutatásokhoz kapcsolódóan kifejlesztett egy illesztésén alapuló kiegészítés-modellt, amelyben sokdimenziós regresszió segítségével felállított függvénykapcsolat írja le a az egy-csoport hatás keresztmetszetek függését az üzemanyag összetételétől. Ez a kiegészítés modell megfelelően gyors ahhoz, hogy üzemanyagciklus modellbe (szcenárió kód) illeszthető legyen. A kiegészítésmodell jelenleg a gázhűtésű gyorsreaktor (GFR) 2400 MW-os koncepciójára készült el és további tökéletesítése szükséges. Annak érdekében, hogy a modellezett atomerőmű-rendszerben a Pu és a másodlagos aktinoidák könnyűvízes reaktorokban való visszatáplálását is vizsgálni lehessen, el kell készíteni egy MOX üzemanyagot is használó 3. generációs könnyűvízes reaktorra vonatkozó kiegészítésmodell is. Hasonlóan a GFR mellett további negyedik generációs reaktortípusokra is modellt kell készíteni, hogy azok transzmutációs hatásfoka teljeskörűen vizsgálható legyen (lásd a 3.4.2. és 3.6.2. pontokat).

3.1.2. A kiegészített üzemanyag, a nagyaktivitású és hosszú élettartamú radioaktív hulladékok végleges elhelyezése

A magyarországi mélygeológiai tároló létesítéséhez meg kell vizsgálni a különböző radioaktív izotópok migrációját a bodai agyagkőben. A mélygeológiai tárolók biztonsági értékeléséhez megfelelő geokémiai adatokra van szükség ahhoz, hogy a vonatkozó migrációs modelleket felhasználhassuk. Kulcskérdés, hogy a tároló mérnöki gátjain többszáz év alatt átjutó nuklidok a természetes kőzetben hogyan mozognak, és mennyi idő alatt érhetik el a vízkivételi helyeket. Mivel több európai ország (pl. Svájc, Franciaország, Magyarország és Belgium) agyagos kőzetben kívánja elhelyezni ezt a hulladékot, a migrációt meghatározó legfontosabb folyamat, a szorpció jelenségét érdemes vizsgálni. Kísérleteket kell végezni, amelyek alapján különböző agyagformációkra meg lehet határozni az egyes nuklidokra vonatkozó megoszlási hányadost, ami elengedhetetlen inputparamétere a geokémiai modelleknek. A tárolóból

várható aktivitáskikerülés becslésére meg kell határozni a vízzel érintkező üzemanyag oldódásának jellemzőit és a fontosabb izotópok kikerülési sebességét.

3.1.3. Az új atomerőművi blokkok kiégett üzemanyagának átmeneti tárolása, kis és közepes aktivitású hulladékainak végleges elhelyezése

Az új atomerőművi blokkok létesítése kapcsán, a típus kiválasztását követően részletes becslést kell készíteni a kis és közepes aktivitású hulladékok várható mennyiségéről és főbb összetevőiről. Mivel a betonszerkezetek valószínűleg hazai alapanyagokból készülnek, még az építkezést megelőzően meg kell vizsgálni a szóba jöhető cement és adalékanyagok nyomelemtartalmát, és megfelelő receptúrákkal kell biztosítani, hogy a leszerelési hulladékok aktivitásának és térfogatának csökkentése érdekében a beépítendő anyagok kobalt- és európiumtartalma minimális legyen. Meg kell vizsgálni, hogy a bátaapáti tároló bővíthető-e úgy, hogy az új paksi blokkok radioaktív hulladékait is be tudja fogadni. Fel kell mérni, hogy a jelenlegi és az új blokkok hulladékainak egységes kezelése milyen előnyökkel járhat.

3.2. A jelenleg üzemelő blokkokkal kapcsolatos kérdések rendezése

A jelenleg üzemelő blokkokkal kapcsolatos kérdések rövid- és középtávon rendezettek, de fennmaradtak hosszútávú kérdések. Ezek megoldása további kutatásokat, tudományos vizsgálatokat igényel.

3.2.1. A kiégett nukleáris üzemanyag átmeneti tárolójának üzemidő hosszabbítása

Az atomerőmű tervezett üzemidő-hosszabbítása és a kiégett fűtőelemek elhelyezésre vonatkozó módosított ütemterv miatt fel kell készülni a KKÁT üzemidejének hosszabbítására. Ennek részként meg kell határozni a tároló létesítmény üzemidejének meghosszabbítása szempontjából lényeges paramétereket és rendszereket. Vizsgálni kell továbbá az 50 évet lényegesen meghaladó tárolási időtartam megengedhetőségét a kiégett fűtőelem-kazetták integritása szempontjából is. Mindezeknek megfelelően azonosítani kell a továbbüzemelés megalapozásához szükséges – a létesítményre és a kiégett fűtőelem kazettákra vonatkozó – vizsgálatok körét. A meghatározott vizsgálatokat el kell végezni.

3.2.2. A jelenleg üzemelő atomerőművi blokkok leszerelési hulladékainak végleges elhelyezése

Nemzetközi szakirodalmi adatok arra utalnak, hogy a paksi atomerőműhöz hasonló, nyomottvízes reaktorral üzemelő erőművek lebontása során keletkező leszerelési radioaktív hulladékok döntő hányadát (aktivításban mérve mintegy 99%-át) a neutronsugárzás következtében felaktiválódott reaktorberendezések és a reaktorok körüli sugárvédelmi betonszerkezetek teszik ki. Az eddigi hazai vizsgálatok arra hívták fel a figyelmet, hogy a keletkező aktivitás időbeli lecsengését, továbbá a radioaktív hulladékként kezelendő acél és beton térfogatát jelentősen befolyásolja a bennük mindössze nyomelem szinten jelenlévő kobalt és európium koncentrációja. Mivel a reaktorberendezések és a reaktorok körüli betonszerkezetek nyomelemtartalmát jelenleg nem ismerjük kellő pontossággal, az aktiválódásra vonatkozó eddigi számítások eredményei meglehetősen nagy bizonytalanságot tartalmaznak. A leszerelési hulladék átmeneti tárolásának és végleges elhelyezésének tervezéséhez tehát pontosítani kell az aktiválódó anyagok összetételére vonatkozó hazai ismereteket. Ehhez az érintett anyagok (elsősorban a beépített betonok) mintavételezésére és/vagy erőművi mérésekre van szükség. Ezután az egyes blokkok tényleges élettörténete

alapján, részletes háromdimenziós neutronfluxus-számítások segítségével meg kell határozni a reaktortartály, a belső szerkezeti elemek és a tartály közelében lévő betonszerkezetek izotóp-összetételét, és aktivitásuk lecsengését. A leszerelési hulladékban és a kiégett üzemanyagban található hosszú felezési idejű izotópok migrációs és potenciális egészségkárosító tulajdonságainak összehasonlítása alapján meg kell állapítani, hogy milyen követelményeket kell támasztani a kétféle hulladék végleges lerakóival szemben.

3.2.3. A véglegesen elhelyezendő kiégett üzemanyag és nagyaktivitású hulladék csomagolása

A kiégett üzemanyag (és esetleg az újrafeldolgozott üzemanyag gyártásakor keletkező nagy aktivitású hulladék) mélygeológiai tárolóban történő elhelyezéséhez – a természetes gátak mellett – értékelni kell a mérnöki gátak szerepét is. A kiégett üzemanyagot olyan konténerekben kell elhelyezni, amelyek a várható geológiai körülmények között sok ezer évig megakadályozzák a radioaktív izotópok kijutását a fűtőelemekből. Több országban is intenzíven foglalkoznak az optimális konténerek kifejlesztésével. Első lépésként az elérhető tervek értékelését kell elvégezni, figyelembe véve a VVER-440 kazetták jellemzőit és a bodai geológiai környezetet. Meg kell vizsgálni, hogy milyen konténerek alkalmazhatóak a reprocesszási hulladék végleges elhelyezésére, és értékelni kell a kiégett üzemanyag és a reprocesszási hulladék azonos típusú konténerben történő elhelyezésének műszaki megvalósíthatóságát, előnyeit és hátrányait. Az elemzések eredményeként meg kell határozni azokat a jellemző paramétereket, amelyek szükségesek a véglegesen elhelyezett fűtőelem és a bioszféra közötti aktivitásterjedés részletes modellezéséhez. A konténerek előzetes értékelése és a szóba jöhető típusok kiválasztása szükséges a mélygeológiai tároló kamráinak tervezéséhez is.

3.3. Az európai superkritikus nyomású vízű reaktor zónájának és fűtőelem-kazettájának tervezése

Az új, negyedik generációs atomerőművekkel kapcsolatos hazai kutatási elképzelések egy ideig a superkritikus nyomású vízzel hűtött reaktorra (SCWR) koncentráltak (természetesen a nemzetközi program részeként), mert az eddigi tudás leginkább az ezzel a reaktortípussal kapcsolatos kutatásoknak kedvezett. Az e téren elért eddigi eredményeket célszerű a következő években úgy kiegészíteni, hogy azok teljes egészét alkossanak.

3.3.1. Az európai superkritikus nyomású vízű reaktor zónájának tervezése

A superkritikus nyomású vízű reaktor (Supercritical Water-Cooled Reactor, SCWR) európai változatának, a HPLWR reaktornak (High Performance Light Water Reactor) zónatervezését a nemzetközi HPLWR Phase 2 projekt keretében végezték. A projekt eredménye alapján az egyik legnagyobb probléma a kilenc kazettát összefogó klaszterek nagy mérete, amely nem nyújt elég szabadságot a zóna átrendezésénél a teljesítményegyenlőtlenségek csökkentéséhez, valamint a kilenc kazetta forgalmát együttesen befolyásoló egyetlen klaszterenkénti szűkítő alkalmazása. Kazettánkénti szűkítők alkalmazásával, amelyek a lefelé irányuló hűtőközegáramlásnál a kazetta fejrészében beállíthatóak, optimális burkolathőmérséklet-viszonyok kialakítására nyílik lehetőség.

A negyedik generációs superkritikus nyomású vízű reaktorokkal kapcsolatos hazai kutatások fő irányát célszerű az FP7 Supercritical Water Reactor - Fuel Qualification Test (SCWR-FQT) projekt keretével összhangban kijelölni. Az SCWR-FQT projekt célja a csehországi LVR-15 kutatóreaktorban elhelyezni tervezett, fűtőelemeket tartalmazó

szuperkritikus nyomástartományban üzemelő besugárzócsatorna megtervezése és a hatósági engedélyezéshez szükséges elemzések elvégzése nemzetközi együttműködés keretében. Ebben az egyik hazai feladat az LVR-15 reaktor stacionárius reaktorfizikai modelljének kifejlesztése. E modell szükséges a reaktivitás-üzemzavarok dinamikai számításához is. A kapcsolt neutronfizikai-termohidraulikai programrendszer fejlesztésének alapja a Budapesti Kutatóreaktor és a szuperkritikus nyomású HPLWR (High Performance Light Water Reactor) reaktivitás-üzemzavarainak elemzésére használt KIKO3D-ATHLET programrendszer lehet. Az LVR-15 reaktor fűtőelemeit és a besugárzóhurok négy fűtőelem-pálcáját magában foglaló zóna neutronfizikai számításának verifikálása kiegészítő Monte Carlo módszer alkalmazásával valósulhat meg. A fűtőelem-besugárzó hurok aktív zónában található szegmensének mását a tervek szerint Kínában építik fel.

A szuperkritikus nyomású vízű reaktorokra vonatkozó jelenlegi elképzelések nem tekinthetők kiforrott koncepcióknak. Ezért a HPLWR reaktor vizsgálatán túl az SCWR-ek kutatását célszerű az alábbi területekre is kiterjeszteni:

- a neutronspektrum lágyítására alkalmas extra moderátoranyagok beépítésének vizsgálata,
- a reaktortartályban áramló hűtőközeg útvonalának optimalizálása,
- a speciális feltételekhez kapcsolódó alternatív üzemanyagciklusok elemzése.

A jövőben várható egy újabb európai vízű gyorsreaktor tervezési projekt indulása és az ezzel kapcsolatos kódfejlesztés.

3.3.2. Az európai szuperkritikus nyomású vízű reaktor fűtőelem-kazettájának CFD-vizsgálata

A negyedik generációs reaktorkoncepciók közé tartozó SCWR fejlesztése ügyében további hazai feladat az SCWR európai változatának (HPLWR) egy adott kazettarészében lejátszódó termohidraulikai folyamatok megvizsgálása egy kereskedelmi CFD-kód (ANSYS CFX) segítségével. A CFD-elemzések során felhasználható az elmúlt 6 évben felhalmozott hazai és külföldi CFD-modellezési tapasztalat. A CFD-elemzés a kazetta különböző típusú szubcsatornáik közötti anyag-, energia- és impulzuscsere folyamatokra és azoknak a különböző szubcsatornáikban kialakuló hőátadási tényező-eloszlásokra gyakorolt hatásaira koncentrálna. A feladat szorosan kapcsolódik a „Supercritical Water Reactor – Fuel Qualification Test” (SCWR-FQT) nevű EU projekthez, ahol a feladat négy aktív fűtőelemrudat tartalmazó termohidraulikai tesztkörnek a tervezésében és az engedélyeztetéséhez szükséges analízisek elvégzésében való részvétel.

A tapasztalatok hasznosíthatóak mind a hagyományos erőművek (szuperkritikus nyomású fosszilis tüzelésű kazánok), mind a fűzési energiatermelés területén is, mivel ezek használják, illetve használni szándékozzák a szuperkritikus nyomású vizet mint hűtőközeget.

3.4. Folyékony ólom és ólom-bizmut hűtésű reaktorok kutatása

Az új, negyedik generációs atomerőművek fejlesztésének legfontosabb célja az üzemanyagciklus zárásának lehetővé tétele. Ehhez gyorsreaktorokra van szükség. A lehetséges gyorsreaktor-technológiák egyike az ólomhűtésű reaktor. Célszerű, hogy a magyar kutatók megfelelő előképzettséggel rendelkezzenek erről a technológiáról, mert elképzelhető, hogy végülis ez a technológia fog elterjedni. Az ólomhűtésű gyorsreaktor technológia fejlesztése olyan szinten áll (legalábbis Európában), hogy az e téren folyó nemzetközi kutatásokba való bekapcsolódás lehetségesnek tűnik.

Az alábbiakban feltüntetett 3.4.1. és 3.4.2. feladatok egységesen 3.4.1. címmel jelennek meg.

3.4.1. Folyékony ólom és ólom-bizmut hűtésű reaktorok biztonságának és izotópátalakítási képességének vizsgálata

Az ólom- és ólom-bizmut hűtésű gyorsreaktorok zónatervezési és egyes biztonsági számításai a VVER-440-re kifejlesztett nodális rezponz-mátrix kód több energiacsoportos változatával történhetnek. A számítások az alábbi modulokra épülnek:

- a neutrondiffúziót nodális módszerrel modellező modul,
- kiegészi modul,
- az abszorbensek mozgását kezelő modul,
- átrakási modul,
- a termohidraulikai visszacsatolást leíró modul,
- a csoportállandókat és rezponz-mátrixokat a kiegész, a hőhordozó és a fűtőelem hőmérsékletéből paraméterekkel ellátott formulák alapján számító szubrutinok.

A VVER-440 reaktorra kifejlesztett – dinamikai számításokra is alkalmas - nodális rezponz-mátrix kód algoritmusában alapvető közelítő feltevéseket csak a nódushatárokon érvényes fluxuselozslásra vonatkozóan kell tenni. Ugyanakkor a jelenleg alkalmazott módszerek a kötegszakasz előzetes homogenizálásán, majd a homogenizált közegre az időfüggő diffúziós egyenlet megoldásán alapulnak. A szóban forgó reaktorok kötegeinek szokásosnál bonyolultabb szerkezete, valamint a gyors neutronok axiális irányban fellépő repülési szög szerinti erős anizotrópiája (gázhűtésű reaktor!) az adott esetben kérdésessé teszik ezeknek a közelítéseknek az alkalmazhatóságát. Ezért, amennyiben a pontosság nem megfelelő, a rezponz-mátrixok Monte Carlo programokkal – vagy pl. az ERANOS kóddal – numerikusan értékelhetők ki.

A programnak a zónatervezés szokásos egyszerűsített kiegészi láncain kívül tartalmaznia kell a Pu, Np, Am és Cm fontosabb izotópjainak követéséhez szükséges láncokat és azok adatait (pl. paraméterezett mikroszkopikus csoportállandóit) is. A program nemcsak a fenti aktinidákra vonatkozó izotópátalakítást képes követni, hanem eközben reális háromdimenziós kampánytervezési számítások során biztosítja, hogy a reaktor kritikus állapotban legyen, amennyiben a tervezett reaktivitás-szabályozó rendszer erre valójában képes. Ezen kívül kiszámítható, hogy a fenti feltételek mellett milyen hosszú kampány érhető el, és ennek függvényében mekkora kiegészések adódnak, valamint azt, hogy az egyenlőtlenségi tényezők maximumai a megengedett határon belül maradnak-e.

A meghatározandó, a biztonsággal kapcsolatos vizsgálandó paraméterek az alábbiak:

- hőmérséklet szerinti reaktivitás tényezők,
- üregtényező,
- az üregtényező és a Doppler tényező korrelációja,
- a teljesítmény egyenlőtlenségi tényezői,
- a lezárási reaktivitás az üzemvitel során.

A fentiekén kívül dinamikai számításokkal elemezhető az abszorbens-rudakon alapuló reaktivitás-szabályozás nem kizárható meghibásodásainak következményei (Reactivity Initiated Accident, RIA). A reaktivitás-szabályozó abszorbensrendszer kialakítása ugyanis egyszerre befolyásolja szignifikánsan az elérhető kiégést – és ezen keresztül az

izotópátalakítási képességet –, valamint a reaktivitás üzemzavarok következményeit, melyek így ugyanazzal a programmal elemezhetők.

A jelenleg működő néhány gyorsreaktor kialakítása a transzurán elemek kiégetése és az új hasadóanyag szaporításának tekintetében még nem kiforrott. Az optimális és egyben biztonságos 4. generációs elképzelések a fűtőelemtípusokat, a hűtőközeget, a teljesítményt, a méreteket, a kiégetendő és a szaporítandó anyagok elhelyezését illetően még nyitottak, vizsgálándók.

A fentiekén kívül vizsgálándók a tervezett fűtőelemek és szerkezeti elemek anyagai, azok összeférhetősége az ólom hűtőközeggel.

A feladathoz tartozik az ólomhűtésű gyors spektrumú reaktorok különböző változatainak összehasonlító elemzése részben számítások, részben irodalmi adatok alapján. Az összehasonlítás két legfontosabb szempontja a biztonság és az izotópháztartás fenntartható fejlődés követelményének való megfelelése.

A fejlesztések és vizsgálatok lehetővé teszik az alábbi nemzetközi együttműködésekben való részvételt:

- az orosz ólom- és ólom-bizmut hűtésű reaktorok (BREST, SVBR) esetében kapcsolatfelvétel az érdekelt orosz kutatóintézetekkel,
- az OECD NEA által kezdeményezett, a fém-hűtésű reaktorok vizsgálatára irányuló projekt,
- ólomhűtésű gyorsreaktorral kapcsolatos európai projektek (pl. FREYA),
- NAÜ Technical Working Group on Fast Reactors.

3.4.2. Folyékony ólom és ólom-bizmut hűtésű reaktorok izotópátalakítási képességének vizsgálata

Az ólom hűtőközgeből fakadó, különösen nagyenergiás neutronspektrumának köszönhetően az ólomhűtésű gyorsreaktorok fontos szerepe lehet a másodlagos aktinoidák kiégetésében és így a kiégett üzemanyagból származó nagyaktivitású hulladék radiotoxicitásának csökkentésében. Ezért megvizsgáljuk a tervezett koncepciókat, különösen abból a szempontból, hogy milyen formában (pl. heterogén módon speciális pálcákban, vagy homogén módon a teljes zónában) lehet a másodlagos aktinoida izotópok betöltését megoldani, és milyen határfok érhető el az átalakításukban.

A 3.1.1. feladatban említett üzemanyagciklus szimulációk alapján egy egyszerű kiégés modellt kell az LFR-re kidolgozni. Ehhez nagyszámú lehetséges üzemanyag összetétel mellett kell meghatározni a homogenizált egycsoport hatáskeresztmetszeteket, hogy ennek az adathalmaznak a segítségével sokdimenziós regresszióval a hatáskeresztmetszetek összetételétől való függése meghatározható legyen. Ezt azután a feladat részeként kifejlesztendő gyors, homogenizált modellen alapuló zónaszámítási rendszer részeként fogjuk majd használni az ólom és ólom-bizmut hűtésű reaktorok izotópátalakító képességének vizsgálatára.

3.5. Az ALLEGRO demonstrációs gázhűtésű gyorsreaktor kifejlesztésével kapcsolatos kutatások

A lehetséges gyorsreaktor-technológiák közül a hazai érdeklődés középpontjában jelenleg a gázhűtésű gyorsreaktor (GFR), pontosabban a GFR technológia működőképességének demonstrálására szolgáló ALLEGRO reaktor áll, mivel e reaktor megvalósítása akár Magyarországon, de legalábbis a cseh-magyar-szlovák régióban nem irreális. Bár a gázhűtésű gyorsreaktor építésével és az ahhoz közvetlenül csatolt feladatokkal jelen program természetesen nem foglalkozik, de a kapcsolódó kutatás-fejlesztési feladatokat az egységes hazai nukleáris K+F program részeként célszerű megoldani.

3.5.1. Az ALLEGRO Projekt előkészítésével kapcsolatos feladatok

A gázhűtésű gyorsreaktor (GFR) az egyik alternatív 4. generációs gyorsreaktor, amelyben a transzmutáció és az üzemanyag-tenyésztés szempontjából nagyon kedvező kemény neutronspektrum alakítható ki. Ilyen reaktorok szerepet játszhatnak a felhalmozódó kiegészített üzemanyag újrahasznosításában.

A GFR technológia működőképességének demonstrációja az ALLEGRO reaktorral fog történni. A reaktor megvalósításának előkészítésére (erős francia támogatással) együttműködési megállapodást kötöttek a cseh, magyar és szlovák nukleáris kutatóintézetek. Az előkészítő fázis 2013-ban fog véget érni. Addig négy lényegi feladat megoldását kellett célul kitűzni:

1. Az ALLEGRO reaktor megvalósítási programjának kidolgozása
2. Az ALLEGRO előzetes terveinek kidolgozása
3. Az ALLEGRO engedélyeztetésével kapcsolatos problémák megoldása
4. Az ALLEGRO kutatási programjának kidolgozása.

A megvalósítási program mérföldkövei a tervezési-engedélyezési szakasz (2013-2017), az építési és üzembe helyezési szakasz (2018-2025), a reaktor működtetése (2025-2045) és a leszerelés. A reaktor működésének első évtizedében MOX-fűtőelemekből felépített zóna fog működni, ekkor kerül sor a második évtizedben használandó fejlett, magas hőmérsékletű működésre alkalmas fűtőelemek kikísérletezésére.

A 2. feladat kulcsszereplői a szlovákok, a 3. feladat Magyarországra hárul, míg a 4. feladat a cseheké. Természetesen minden résztvevő több témában is érdekelt. Az előkészítő szakaszban nem csak intenzív francia, hanem jelentős angol és svájci együttműködésre is lehet számítani, továbbá előreláthatólag bekapcsolódnak a munkába lengyel és román intézetek is.

Az előkészítő projekt munkaterve szerint részben vagy teljesen hazai kompetenciába esik az alábbi feladatok elvégzése:

- a tervezésen belül elsősorban a kiegészített fűtőelem- és hulladék-stratégia kidolgozása
- a környezeti hatástanulmány előkészítése
- a telephely kiválasztás szempontjainak meghatározása
- a biztonsági elemzések előkészítése
- a K+F program kidolgozása a projekt különböző fázisaira.

3.5.2. Magas hőmérsékleten üzemelő, nagy besugárzást elszenvedő szerkezeti anyagok tanulmányozása, minősítése

Az ALLEGRO gázhűtésű gyorsreaktor demonstrátor tervei szerint (de a szuperkritikus nyomású vízű hűtésű reaktor terveiben is) a jelenleg is alkalmazott Cr-Mo-V acél alkalmas

lehet a tartály anyagának a jövőben is. A működési hőmérséklet nem magasabb, mint a jelenleg működő erőművi turbinákban, de a sugárkárosodást vizsgálni kell. A kutatás célja a tartály alapanyagának minősítése a releváns körülmények között.

A negyedik generációs reaktorok fejlesztése világméretű projektekben zajlik. A magyar részvétel az EURATOM tagságon keresztül biztosított. Az egyes reaktortípusok fejlesztése hamarosan eljut abba a fázisba, amikor a tervezési szempontokat és a megvalósíthatóság érdekeit egyeztetni kell. Az ismeretek megszerzése kritikus lesz az ALLEGRO, mint besugárzó berendezés majdani hasznosítása szempontjából. A nemzetközi programokban való részvétellel megszerezhető a szükséges információ.

A feladat elvégzését elhalasztottuk.

3.5.3. Az ERANOS kód rendszerbe állítása a zónafizikai számításokhoz

Az ERANOS kódot a francia CEA fejlesztette ki gyorsreaktorok zónafizikai számítására. A kód adaptálása jelenleg is folyamatban van. Mivel a zónafizika kulcsszerepet játszik mind a reaktor biztonságában, mind pedig a GFR technológia tenyésztési és aktinida-elégetési hatékonyságában, számos reaktorfizikai számítást kell majd elvégezni. A feladat célja az ERANOS kód rendszeres, több-felhasználós használatához szükséges hazai körülmények megteremtése, az elvégzendő számítások körének kijelölése (figyelembe véve a nemzetközi együttműködésben beszerezhető számítási eredményeket) és a szükséges számítások elvégzése.

A feladat végrehajtása befejeződött.

3.5.4. Tranziens folyamatok modellezése a CATHARE kóddal

Az MTA EK a GoFastR és ALLIANCE projektek kapcsán jelentős mértékben vett részt az ALLEGRO termohidraulikai elemzésében a francia fejlesztésű CATHARE kóddal. Az elemzések nagy része azt mutatja, hogy a fűtőelem burkolat hőmérsékletek nem haladják meg az adott biztonsági osztályhoz tartozó hőmérséklet korlátokat, azonban bizonyos kezdeti események bekövetkezésekor a korlátok sérülhetnek.

A régebbi ETDR és ALLEGRO koncepcióban nem terveztek nitrogén befúvatást üzemzavari helyzetekben, azonban a közelmúltban végzett vizsgálatok azt mutatták, hogy bizonyos tervezésen túli LOCA szituációkban a nitrogén befecskendezéssel jelentős mértékben csökkenthető a fűtőelemek túlhevülése. Az ALLIANCE projektben kidolgozott új nitrogén befecskendezési koncepció nem minden esetben bizonyult megfelelőnek, így szükséges annak további fejlesztése. A feladatban CATHARE számításokat kell végezni és segítségével optimalizálni kell a befecskendezési paramétereket és értékelni kell a védelmi jelek hatékonyságát az egyes üzemzavarok esetében, s amennyiben szükséges, új védelmi jeleket vagy beállítási értékeket kell bevezetni.

3.5.5. Az ALLEGRO fűtőelem-kazettáinak és zónájának elemzése CFD-szimulációval

Az Európai Unió 6. Kutatási Keretprogram GCFR STREP projektjének, valamint a francia fél azóta végzett vizsgálatainak eredményeképpen rendelkezésre állnak az ALLEGRO számára javasolt kísérleti fűtőelemköteg előzetes tervei. Ez kompozit keramikus burkolattal ellátott keramikus tablettákat tartalmazó fűtőelem rudakból áll, s 950 °C kilépő hőmérséklet elérésére lenne képes. A kitűzött feladat a kísérleti fűtőelemköteg kialakításának véglegesítése, különös

tekintettel a köteg acél fala és a keramikus fűtőelem rudak közötti hőárnycoló szerkezeti elem pontosítására.

A feladat megoldásához szükség van a kötegen belül kialakuló áramlási kép és hőmérsékletmező minél pontosabb ismeretére. Ennek elemzése az AEKI és a BME NTI részvételével történik. Az üzemanyag termohidraulikai tervezésének segítésére és a biztonság értékelése céljából CFD-modelleket kell fejleszteni, amelyekkel lehetővé válik a hűtőközeg hőmérséklet-eloszlásának és a pálcafal hőmérsékletének részletes számítása mind normál üzemi, mind üzemzavari szituációkban. Az egyenletes hőmérséklet-eloszlás biztosítása a magas hőmérséklet értékek miatt különösen fontos. Ennek érdekében hangsúlyt kell fektetni a kazetta optimalizálására a hűtőközeg-keveredés intenzitásának fokozása érdekében.

Az elemzésekben alkalmazott CFD-kódokat, modelleket validálni kell, igazolni kell alkalmasságukat a vizsgált folyamatok számítására. A validálás a karlsruhe-i kutatóközpont L-Star berendezésén végzett mérések eredményei alapján történhet. A GoFastR projekt keretében végrehajtott kísérlet adataival hitelesíteni kell a számítási modellt s szükség esetén létrehozni annak javított változatát. Ezt követi az a számításorozat, aminek eredményeképpen optimalizálható lesz a köteg acél fala és a keramikus fűtőelem rudak közötti hőárnycoló elem kialakítása. Az eredmények fontos részét képezik a cseh-szlovák-magyar konzorcium keretében folyó tevékenységnek is.

3.5.6. Az ALLEGRO fűtőelemek numerikus modellezése

Az ALLEGRO létesítésére vonatkozó együttműködés keretében a fűtőelemek termomechanikai viselkedésének numerikus modellezésére számítógépes kódokat kell alkalmazni. Első lépésként fel kell mérni, hogy a rendelkezésre álló vagy könnyen beszerezhető kódok közül melyek alkalmasak a gyorsreaktoros üzemanyag modellezésére. Meg kell határozni, hogy milyen fejlesztések szükségesek ahhoz, hogy a kiválasztott kód leírja a gázhűtésű gyorsreaktor fűtőelemeiben végbemenő valamennyi fontos folyamatot. A kód megbízhatóságát validációs számításokkal kell ellenőrizni. A fűtőelem-viselkedési kódot fel kell használni a reaktor tervezése során, szimulálni kell, hogy milyen változások mennek végbe az üzemanyagban a maximális kiégés eléréséig.

3.5.7. A gázhűtésű gyorsreaktorok súlyos baleseti vizsgálatához alkalmas szimulációs modellek fejlesztése

Az általunk használt kódokban lévő modelleket a 2. generációs nyomott-vizes atomerőművekre fejlesztették ki. A 4. generációs gázhűtésű gyorsreaktorok súlyos baleseti folyamatait megfelelő számításához modell-fejlesztésre és ennek validálására van szükség. A fejlesztés egyfelől kiterjed az aktív zóna hűtésére alkalmazott gáz (hélium) esetében az áramlási, hőátadási folyamatok modelljeire (a korábban alkalmazott összefüggések a víz-gőz keverékre vonatkoztak), másrészt a súlyos baleseti folyamat során várható nyomás és hőmérséklet tartományra.

A zóna sérülésének számításához a burkolat és a fűtőelem jellemzőit a 4. generációs fűtőelemek speciális anyagainak és geometriájának a figyelembevételével kell beépíteni. Ki kell alakítani a gázhűtésű gyorsreaktor zónájának, hűtőköreinek és konténmentjének modelljét. A fejlesztés eredményeként rendelkezésre fog állni a 4. generációs gázhűtésű reaktor súlyos baleseti folyamatainak leírására alkalmas modell.

3.5.8. Az ALLEGRO PSA-modelljének kialakítása

A gázhűtésű gyorsreaktorra a francia CEA végzett a tervezést támogató 1. szintű valószínűségi biztonsági elemzést (PSA). Ezzel szemben az ALLEGRO demonstrátor reaktorra, annak tervezési állapotára eddig PSA-t semmilyen terjedelemben nem végeztek. A valószínűségi biztonsági elemzésekre ugyanakkor több célból is szükség van:

- a súlyos balesetek kialakulási esélyének, azaz a zónasérülés gyakoriságának és e gyakoriság összetevőinek meghatározása a tervezési állapotnak megfelelően, ezáltal a demonstrátor reaktor biztonságának számszerű jellemzése,
- a PSA-modellek kidolgozásával a tervezést támogató eszköz létrehozása, amely lehetővé teszi a tervezés esetleges gyenge pontjainak azonosítását, és segíthet az ezeket kiküszöbölő tervezési megoldások kialakításában,
- az ALLEGRO engedélyezéséhez szükséges egyes követelmények kielégítése.

E feladat tárgya a fenti célok elérésének támogatására egyrészt az ALLEGRO reaktor első szintű valószínűségi biztonsági elemzésének módszertani megalapozása, másrészt modellszámítások elvégzése belső eredetű kezdeti események 1. szintű PSA-elemzésére. A módszertani megalapozás a PSA szokásos eszközeinek (eseményfák, hibafák) alkalmazásán túl fontos módszerfejlesztési feladatok megoldását is igényli. Ilyen fejlesztő munkát jelent a passzív működésű rendszerek (maradványhő-eltávolító rendszer) megbízhatósági modellezéséhez alkalmas eljárás kifejlesztése, az ALLEGRO sajátos berendezései és szerkezeti anyagai megbízhatóságát jellemző adatok meghatározása, valamint a PSA részeként elvégzendő bizonytalansági analízis módszerének kidolgozása, beleértve a termohidraulikai folyamatszimulációk számítási bizonytalanságainak figyelembevételét is.

A PSA-modellek elkészítése jelentős mennyiségű determinisztikus üzemzavar-elemzést feltételez. A ténylegesen szükséges üzemzavar-elemzéseket a PSA-modell kidolgozásakor lehet tételesen megadni, így a jelen feladat ezen elemzések elvégzését nem, csak a PSA-modell létrehozását foglalja magában.

3.5.9. A gázhűtésű gyorsreaktor hőkörfolyamatainak stacionárius számítására, optimalizálására alkalmas programrendszer fejlesztése és alkalmazása

A negyedik generációs reaktorok egyik fontos jellemzője, hogy a magasabb zónahőmérséklet következtében a mai LWR reaktoroknál sokkal magasabb hőmérsékleten rendelkezésre álló hő előállítására alkalmasak. Ráadásul több negyedik generációs reaktorkonceptiót gáz hűtőközeggel terveznek megvalósítani, amely következtében az energiatermelő hőkörfolyamat a mai erőműveknél használt modellezési eszközökkel nem számítható. Az is lehetséges, hogy a ma alkalmazott Rankine-körfolyamat helyett egyes reaktoroknál Brayton-körfolyamatot kell megvalósítani. A feladat célja egy olyan – stacionárius üzemállapotok számítására alkalmas – program vagy programrendszer kifejlesztése, amellyel lehetővé válik a negyedik generációs reaktorok szóba jöhető hőkörfolyamatainak számítása, a körfolyamat paramétereinek optimalizálása. Az ilyen jellegű elemzések elengedhetetlenek ahhoz, hogy a hőkörfolyamatot meg lehessen tervezni, illetve arra beruházási költség és megtérülési számításokat lehessen végezni.

3.5.10. Magas hőmérsékletű reaktorokhoz kapcsolható alternatív energiahordozó termelés vizsgálata

Nagyhőmérsékletű 4. generációs reaktorok esetén a hidrogéntermelés az atomenergia ipari hőhasznosítását jelenti. Az ALLEGRO reaktor lehetőséget fog teremteni a magas

hőmérsékletű folyamathő előállításának kipróbálására. A jelenleg tervezett elméleti és számítási vizsgálatok célja a hidrogéntermelési eljárások kapcsolhatósága a különböző új (4.) generációs reaktorokhoz. Az elemzések kiterjednének a hidrogén felhasználásának alternatív módszereire is, különös tekintettel a szénhidrogénre való konvertálás lehetőségére.

A feladat elvégzését elhalasztottuk.

3.5.11. Zónaszámítások az ALLEGRO kísérleti reaktorra és a tervezett gázhűtésű gyorsreaktorra

Az ALLEGRO reaktorfizikai vizsgálata elengedhetetlen az engedélyeztetést megelőző biztonsági elemzések előkészítéséhez. A kutatások során – a GoFastR projekt keretében kapott eredmények segítségével, az ott létrehozott modellekre alapozva – meghatározzuk és megvizsgáljuk a zóna reaktorkinetikai paramétereit.

A korábbi vizsgálatok szerint át kell gondolni a szabályozó és biztonságvédelmi rendszer reaktivitás-lekötő képességét. Elemezzük a reaktivitás-lezáró rendszer esetleges átstrukturálásának lehetőségeit, továbbá – a kapott eredmények függvényében – egy új, nem szabályozórúd-alapú reaktivitás-lezáró rendszer alkalmazhatóságát. A számításainkat nemzetközi benchmarkokkal vetjük össze.

A biztonsági elemzésekhez – a fentiekén túlmenően – reaktordinamikai tranziens-szimulációkra is szükség van. Ennek érdekében háromdimenziós, termohidraulikával csatolt reaktordinamikai modellt dolgozunk ki. A számításokat az ALLEGRO MOX és keramikus zónáira is elvégezzük, továbbá elemzéseket végzünk a 2400 MW-os GFR2400-ra is.

A GFR2400-ra vonatkozóan megvizsgáljuk a tórium alapú üzemanyagciklus alkalmazhatóságának reaktorfizikai feltételeit.

3.6. Sólóvadékos reaktorokhoz kapcsolódó kutatások

A sólvadékos reaktor folyékony üzemanyaga a folytonos üzemanyag-betáplálás és reprocessálás lehetőségével különlegesen érdekes az üzemanyagciklus zárása és a transzmutáció szempontjából. Legújabb koncepciója (ld. EVOL FP7-es projekt) a keményebb spektrum elérése érdekében nem tartalmaz moderátort, az aktív zóna egyetlen összefüggő térfogat. Egy ilyen reaktor megvalósíthatóságának alapvető kritériuma, hogy stabil és megfelelő hőmérséklet-eloszlást biztosító áramlás alakítható-e ki minden üzemállapotban. Ennek megválaszolására 3D termohidraulikai vizsgálatokra van szükség stacionárius és tranziens állapotban is.

Az alábbiakban feltüntetett 3.6.1. és 3.6.2. feladatok egységesen 3.6.1. címmel jelennek meg.

3.6.1. Sólóvadékos reaktorok biztonságának kutatása

A homogén egyterű sólvadékos reaktor koncepciók, mint például az EVOL FP7-es projektben vizsgált MSFR, egyik fő megvalósíthatósági és biztonsági kérdése az aktív zónában kialakuló áramlás és a folyékony üzemanyag hőmérséklet-eloszlása. Az ilyen rendszerek viselkedésének vizsgálatához háromdimenziós CFD szimulációk szükségesek. A

CFD kódok és modellek validálását teszi lehetővé az erre a célra épített kisminta kísérlet és az azon végzett PIV mérések. A kicsinyített, szegmentált MSFR kísérleti modell ezen túl alkalmas lehet magának a koncepció alapvető termohidraulikai jellemzőinek kvalitatív vizsgálatára, lehetőség nyílik módosítások (pl. belépő csomakör alakítása, belső szerkezetek hatása, stb) hatásainak kísérleti vizsgálatára.

3.6.2. Sólóvadékos reaktorok izotópátalakító képességének kutatása

A sólvadékos reaktort a folyékony üzemanyag, a folyamatos betáplálás és a folytonos kémiai feldolgozás, elválasztás lehetősége különösen vonzóvá teszi a másodlagos aktinidák betáplálása és kiégetése szempontjából. Elvileg kialakítható egy egyensúlyi állapot aktinidák folyamatos betáplálása és a hasadási termékek folyamatos kémiai elválasztása mellett. A legújabb koncepciók nem alkalmaznak moderátort és gyors spektrum kialakítására törekednek, ezzel is növelve az aktinidák eltávolításának hatásfokát. Ezért megvizsgáljuk a különböző koncepciókat a kiégett üzemanyagból származó nagyaktivitású hulladék radiotoxicitásának csökkentése szempontjából.

A 3.1.1. feladatban említett üzemanyagciklus szimulációk alapján egy egyszerű kiégés modellt kell az MSR-re kidolgozni. Ehhez nagyszámú lehetséges üzemanyag összetétel mellett kell meghatározni a homogenizált egycsoport hatáskeresztmetszeteket, hogy ennek az adathalmaznak a segítségével sokdimenziós regresszióval a hatáskeresztmetszetek összetételétől való függése meghatározható legyen. Ezt azután a feladat részeként kifejlesztendő gyors, homogenizált modellen alapuló zónaszámítási rendszer részeként fogjuk majd használni a sólvadékos reaktorok izotópátalakító képességének vizsgálatára.

4. KUTATÁSI INFRASTRUKTÚRÁK FEJLESZTÉSE

A képzés és oktatás szerepének elismerése mellett ki kell emelni a kutatási infrastruktúrák, kísérleti berendezések jelentőségét. Ezek közül kiemelendő a Budapesti Kutatóreaktor, a BME Oktatóreaktora, valamint az MTA Energiatudományi Kutatóközpontban és más intézményekben működő egyéb kísérleti eszközök. Az infrastruktúra elemeinek továbbfejlesztésére, új elemek bekapcsolására, a régiók bezárására stratégiai tervet kell készíteni és végrehajtani. Ennek a tervnek ki kell terjednie az Európai Unió, az OECD Nuclear Energy Agency és a Nemzetközi Atomenergia Ügynökség, valamint a kétoldalú kutatási kapcsolatokban rejlő lehetőségek kiaknázására is.

A kutatási infrastruktúra fejlesztéséhez és a felsőoktatási szakemberképzés feltételeinek, eszközállományának javításához kapcsolódik az egyetemi környezetben működő moduláris atomerőművi szimulátor létrehozása. A moduláris szimulátor alkalmas lesz oktatásra, továbbá ember-gép kapcsolati tesztek és kutatási feladatok végrehajtására. A berendezés képes lesz különféle atomerőművi blokk típusok modellezésére (pl. a paksi VVER-440/V213 blokkok, a Pakson potenciálisan létesíthető új 3. generációs blokkok, továbbá kiválasztott IV. generációs blokk típusok szimulációjára), a modern megjelenítési és oktatási technikák alkalmazására, továbbá ember-gép kapcsolati eszközök bevizsgálására és minősítésére.

4.1. Anyagtudományi kutatások a Budapesti Kutatóreaktorban

4.1.1. Sugárkárosodási kutatások eszközei

A Budapesti Kutatóreaktor mérete lehetővé teszi, hogy gyorsított sugárkárosodási vizsgálatokkal ellenőrizzék a reaktortartály anyagának öregedését és a tartály várható élettartamát. Az utóbbi évtizedek kutatási eredményei alapján kijelenthető, hogy a sugárkárosodást befolyásoló tényezők hatása a kis fluensek tartományában a legnagyobb. Ez megalapozza azt az állítást, hogy a kutatóreaktor nemcsak a jelenleg üzemelő erőmű számára szolgáltat információt, de a jövőben kifejlesztendő szerkezeti anyagok vizsgálata is lehetséges. A jövő atomreaktoraiban nagyobb neutronfluens éri a szerkezeti anyagokat, de a jelenleg rendelkezésre álló neutronspektrum és fluens értékek a fejlesztés első időszakában nem fogják korlátozni a kutatást. A későbbi fázisban az anyagok minősítését gyorsreaktorokban kell elvégezni (pl. ALLEGRO). A sugárkárosodás vizsgálatához használt radioaktív anyagminták kezelése fejlett melegkamra háttérrel igényel, vágó, megmunkáló és merőeszközökre van szükség. Ezen túlmenően a jövőben egyre nagyobb szerepe lesz a mikro- és mezoszerkezeti vizsgálatoknak, amelyhez elektronmikroszkóp, metallográfiai felszerelés szükséges. A sugárkárosodási vizsgálatokat minden esetben biztonsági számítások támogatásával végzik el, neutron spektrum számításokkal kell ellenőrizni az aktuális neutronfluens értékét, a kívánt roncsolás (dpa érték) eléréséhez szükséges időt és hőmérsékletet. A besugárzó berendezés megfelelő pontjain elhelyezett hőelemekkel és dozimetriai monitorok értékelésével ellenőrzik a tényleges hőmérsékletet és fluenst.

A feladat végrehajtása egyelőre törölve a programból.

4.1.2. Neutronfizikai módszerek alkalmazása lokális anyagjellemzők mérésére

A jövőben a sugárkárosodási és más öregedési kutatásokhoz nagy előrelépést jelent a numerikus szimulációs eszközök alkalmazása. A kísérletek numerikus szimulációval támogatott tervezésével a kísérletek idejének, és a költségek csökkentése érhető el. Azonban a

finomskálás numerikus eszközök alkalmazása nagyobb felbontást igényel a kísérleti eszközöktől is. A fejlett anyagtudományi kutatásokat támogató eszközök fejlesztéséhez jó alapot jelent a kutatóreaktor körül és a hazai egyetemeken megtalálható szaktudás. A világon folyó anyagtudományi kutatások egyik nagy hátráltató tényezője az aktív anyagok kezeléséhez szükséges eszközök, illetve az érdekltség hiánya. Európában jelenleg egyetlen hely található, ahol aktív anyagok finomskálás spektroszkópiai vizsgálata lehetséges.

A feladat végrehajtása egyelőre törölve a programból.

4.1.3. Magas hőmérsékletű mechanikai vizsgálatok besugárzás alatt

Az innovatív reaktorok kutatási hátterét többek között a neutronsugárzás és más fizikai hatások – pl. mechanikai terhelés, magas hőmérséklet – együttes hatásának elemzése jelenti. A szinergikus hatások felderítése fontos az elemző eszközök fejlesztése szempontjából. A besugárzás alatt működő berendezések technológiája nagy részben már ismert, további fejlesztésekre lesz szükség a megfelelő szerkezeti anyagok, autonóm folyamatmonitorozó rendszerek, sugárzástűrő adatátviteli eszközök területén. Az ALLEGRO reaktor építéséhez kapcsolódó kutatási program számára fontos lesz a magas hőmérsékleten működő besugárzó berendezések technológiájának elsajátítása nemcsak az engedélyeztetés, hanem a működtetés fázisában is.

4.2. Egyetemi környezetben működő, nagyképernyőkön történő megjelenítésen alapuló teljes léptékű atomerőművi és blokkvezénylői ember-gép kapcsolati kutatásokra használható szimulátor megépítése

4.2.1. A szimulátor kifejlesztése

Az egyetemi környezetben működő, képernyő alapú vezérlést és nagyméretű képernyős megjelenítést alkalmazó moduláris atomerőművi szimulátor oktatásra, továbbá ember-gép kapcsolati tesztek és kutatási feladatok végrehajtására szolgál. A moduláris elnevezés arra utal, hogy a szimulátor konfiguráció többféle reaktortípust képes modellezni, eltérő modellezési mélységgel: a skála a teljesléptékű szimulációtól a mérnöki és a kompakt szimulátoron át az oktatótermi szimulátorig terjedhet. Jellege miatt a szimulátornak nincs blokkvezénylője, a folyamat vezérlése képernyőkről történik, ún. soft-control módszerek alkalmazásával. A folyamatinformáció megjelenítése részben asztali képernyőkön, részben nagyképernyős megjelenítő eszközökön (pl. video-sémafalon) történik. A rendszer keretét egy szimulációs futtató környezet biztosítja, ez működteti a szimulációs modulokat, az instruktori rendszert, biztosítja az adatbázist, kiszolgálja a megjelenítést végző és egyéb alkalmazói programokat. A modularitás következtében a rendszer rugalmasan és lépcsőzetesen bővíthető, így megfelelő környezetet biztosít a tervezett funkcionális modulok fokozatos üzembe helyezéséhez.

A szimulátor konfiguráció alapvető funkciói az alábbiak:

- 1) A jelenleg Pakson működő VVER-440/V213 blokkokat modellező teljesléptékű szimulátor szoftver rendszerének futtatása oktatási és demonstrációs célokra.
- 2) Súlyos baleseti folyamatok modellezése (VVER-440 blokkokra).
- 3) Új atomerőművi blokk típusok* szimulációja (elsősorban kompakt szimulátor szinten).
- 4) IV. generációs reaktortípusok modellezése (egy-két kiválasztott típusra).
- 5) Modern ember-gép kapcsolati elemek biztosítása
 - képernyő alapú vezérlésre szolgáló eszközök a szimulátor modulok vezérléséhez;
 - nagyképernyős megjelenítési lehetőségek (pl. nagyméretű sémafal) használata;

- modern vizualizációs technikák (pl. 3D megjelenítés) alkalmazása;
 - modern beavatkozási technikák alkalmazása (pl. hordozható eszközökről);
 - más számítási rendszerekből (pl. reaktorfizikai vagy termohidraulikai kódokból, CFD programokból, 3D tervezőprogramokból) származó adatok megjelenítése.
- 6) Megfelelő környezet biztosítása az alábbi feladatok elvégzéséhez:
- a különféle reaktortípusok működésének oktatása és demonstrálása,
 - ember-gép kapcsolati eszközök bevizsgálása, minősítése;
 - az operátorok teljesítményére ható különféle tényezők szisztematikus vizsgálata.

* együttműködve a kiválasztott blokk típusok gyártóival, illetve szimulátor szállítóival

A szimulátor a fentiekben leírt szoftverek futtatására alkalmas szervergépekből, a gépeken működő alapszoftver komponensekből, valamint a szimulációs és megjelenítési funkciókat megvalósító alkalmazói programokból áll. A szervergépeket operátori és felhasználói munkaállomások, valamint a nagyképernyős megjelenítést biztosító eszközök egészítik ki. Az egész konfiguráció adatforgalma egy nagysebességű lokális hálózaton át bonyolódik.

A fejlesztés során az első feladat a Pakson ma működő VVER-440 blokkokat modellező teljesléptékű szimulátor lesz (4.2.1.). Ezután kerül sor a súlyos baleseti modul beépítésére (4.2.2.). Ezt követi a 3) és 4) modulok beépítése és az 5) pontban leírtak megvalósítása (4.2.5.). A 6) pontban leírt kutatási feladatok kiszolgálásához szükséges további eszközök és környezet kialakítása a későbbiekben valósul meg.

4.2.2. Súlyos baleseti modul megvalósítása

A megvalósítandó súlyos baleseti modul a paksi blokkokra fog vonatkozni, figyelembe véve a Célzott Biztonsági Felülvizsgálatban foglalt javaslatokat.

4.2.3. Személyzet alkalmazása

A fentiekben vázolt infrastruktúra üzemeltetéséhez megfelelő személyzet alkalmazására van szükség. A személyzeti feltételek meghatározása jelenleg folyik.

4.2.4. Az oktatólabor berendezése

A fentiekben vázolt infrastruktúra kiépítésében elsőrendű fontosságú az oktatólabor berendezése. A feltételek meghatározása jelenleg folyik.

4.2.5. A szimulátor kiterjesztése más típusokra és ember-gép kapcsolati kutatásokra

A fejlesztés első fázisában (lásd a 4.2.1. pontot) a jelenlegi paksi szimulátor egy „megújított”, modernizált verziója jön létre egy olyan környezetben, amely korszerű technológiájával fontos eszköze lehet a nukleáris technika oktatásának és a hallgatók tudományos munkájának. A munka második fázisában a konfigurációt továbbfejlesztjük és további reaktortípusok szimulációjára is alkalmassá tesszük, létrehozva ezzel a célkitűzésben szereplő moduláris szimulátort. Az újabb típusok modellezése mellett a rendszert felkészítjük bizonyos kutatási és elemzési feladatok feladatok kiszolgálására is (itt alapvetően ember-gép kapcsolati elemek vizsgálatáról, továbbá az operátorok teljesítményét befolyásoló tényezők vizsgálatáról van szó). Azt, hogy melyik 3. generációs blokk típus szimulációja valósul meg először, elegendő az első fejlesztési fázis lezárása után meghatározni. Várhatóan ekkor már ismert lesz a Pakson

építendő új blokkok típusa és szállítója, ezért célszerűnek tűnik, hogy a tendernyertes típust modellezze a második szimulációs modul.

5. NUKLEÁRIS KUTATÓINTÉZETEK ÉS OKTATÓHELYEK KAPCSOLATAINAK FEJLESZTÉSE

E fejezetet a Megvalósítási Terv összeállításakor kell részletesen kifejteni, figyelembe véve a Kormányzó Testület javaslatait. A stratégiai terv összeállításának idején megfogalmazható teendők a következők.

Mindenképpen szükséges a nukleáris kutatóintézetek és oktatóhelyek kapcsolatainak erősítése. A jelenlegi kapcsolatok főleg egyéni, személyes kapcsolatokon alapulnak. Ez nem megfelelő, ki kell dolgozni ennek a megfelelő intézményesítését. A kapcsolatok szorosabbra fűzése érdeke a felsőoktatási intézményeknek, hiszen így a kutatóintézetekben felhalmozott tudás és infrastruktúra hozzáférhetővé válik az oktatás számára. Érdeke a kutatóintézeteknek is, hiszen így idejekorán megismerkedhetnek a fiatal tehetségekkel, felkelthetik az érdeklődést a kutatási területük iránt, és így könnyebben biztosíthatják kutatói utánpótlásukat. Végül, az oktatási területen történő együttműködés szorosabbra fűzi a kutatási területen létrejött kapcsolatokat is, és a megosztott infrastruktúra és tudás mindkét fél számára kölcsönös előnyöket jelent. Az egyetemek és kutatóintézetek között egyes területeken fennálló versenyt és konkurenciát az együttműködés és partnerség váltja fel.

1. Az oktatási kapcsolatoknak több formája is lehet:
 - a) Tudományos Diákköri (TDK) témák kiírása, és vezetése kutatóintézeti dolgozók (kutatók) részéről
 - b) Szakdolgozati témák kiírása és vezetése BSc (alapképzés) hallgatók részére
 - c) Diplomamunka témák kiírása és vezetése MSc (mesterképzés) hallgatóknak
 - d) PhD doktori témák kiírása és vezetése
 - e) Részvétel egyetemi/főiskolai kurzusok, előadások tartásában
 - f) Laboratórium gyakorlatok vezetése egyetemi/főiskolai hallgatók részére (kihelyezett laboratórium)
 - g) Nyári több hetes szakmai gyakorlat vezetése a kutatóintézetben
 - h) Fiatal kutatóintézeti dolgozók továbbképzése speciális területeken az egyetemen (szakirányú továbbképzésben való részvétel)
 - i) Időnkénti konzultáció az egyetemi/főiskolai kollégákkal a curriculumban (ill. az egyetemről kibocsátott hallgatók tudásában) fellelhető esetleges hiányokról, aránytalanságokról, kutatóintézeti oldalról szükségesnek tűnő módosításokról.
 - j) Időnkénti konzultáció az egyetemi/főiskolai kollégákkal a prognosztizálható kutatói létszámgénnnyel kapcsolatban
 - k) Felsőoktatási intézmények és kutatóintézetek közösen is kidolgozhatnak és tarthatnak továbbképzési tanfolyamokat speciális tematikákban. Ezekre akár angol nyelvterületről is lehetne fizetőképes keresletet találni, a nukleáris reneszánsz miatt megnövekedett képzési igények miatt.
2. A kapcsolatok erősítésének az egyik hatásos eszköze lehet, ha a kutatóintézet a honlapján egy külön oldalon feltünteti azokat a fenti pontokhoz tartozó témákat és területeket, amelyeket fel tud ajánlani. Ezt az oldalt félévenként naprakésszé kell tenni feltüntetve, hogy mely témákat választotta már valaki, ill. hogy a felajánlott laborméréseket ill. szakmai gyakorlatokat mely felsőoktatási intézményből hány hallgató végezte el (visszajelzés).
3. A kutatóintézeteket valamilyen módon sarkallni kell arra, hogy töltsék meg ezeket a pontokat tartalommal. Egyik ilyen lehetőség az, hogy a FAETP programhoz csatlakozó

kutatóintézet hivatalosan vállalja, hogy évente legalább annyi - valamelyik fenti kategóriába eső - programot kiír, ahány minősített kutatója van.

4. A szakmai gyakorlatokkal kapcsolatban a bizottság azonosított egy problémát. Több kutatóintézeti kutató felesleges tehernek tekinti az egyetemi/főiskolai hallgatók nyári szakmai gyakorlatra való fogadását, mivel a hallgatókkal való foglalkozás a kutatói munkájától vonja el. Ugyanakkor világosan kell látni, hogy a szakmai gyakorlatoknak előnyei is vannak a kutatóintézet számára is. Ezeket az előnyöket tudatosítani kell a kutatóintézeti dolgozókkal is, hogy megkönnyítsük a szakmai gyakorlatokra jelentkező hallgatók fogadását. A kutatóintézet a nyári szakmai gyakorlat néhány hete alatt eléggé jól megismerheti a hallgató(ka)t, és ez segítheti a humán erőforrás fejlesztését. Ennek alapján jobban kiválaszthatja - és magához kötheti - azt a hallgatót, akit a végzése után alkalmazni szeretne. A hallgatók számára pedig azért előnyös, mert segíti a munkahely-választásban az, ha megismeri, hogy egy adott kutatóintézetben milyen munkakörülmények között és milyen témákon dolgoznak a kutatók. Ilyen módon a szakmai gyakorlatok segíthetik a kölcsönös egymásra találást. Ez a típusú együttműködés korábban nagyon gyenge volt, az elmúlt néhány évben kezdett erősödni, de még sokat lehet rajta javítani.
5. Fontos együttműködési terület a kutatásokban való együttműködés. El kell érni, hogy ne versenytársaknak és konkurensnek, hanem együttműködő partnereknek tekintsék egymást a felsőoktatási intézmények és kutatóintézetek. Ezt közös publikációk, közös szemináriumok szervezésével tovább lehet elősegíteni. Közös szervezhetnek nagyobb lélegzetű nemzetközi konferenciákat, workshopokat is. A felsőoktatási intézmények és a kutatóintézetek kölcsönösen tájékoztassák egymást a szakmai rendezvényeikről, és hívják meg előadóknak a másik fél munkatársait.

Összefoglalva: a felsőoktatási oktatóhelyek és kutatóintézetek együttműködésének még sok tartaléka van. A fentiek csak az első lépéseket jelentik az együttműködések erősítéséhez vezető úton.

6. A LAKOSSÁG TÁJÉKOZTATÁSA A KUTATÁSI EREDMÉNYEKRŐL

A munkacsoport célja a lakosság és a szakma tájékoztatása a platform működéséről, illetve az elvégzett kutatások eredményeiről.

Fő feladatok:

- a platform megalakulásával, majd később a működésével kapcsolatos rendszeres, széleskörű tájékoztatás,
- a platform keretein belül folyó kutatás-fejlesztés eredményeihez kapcsolódó lakossági tájékoztatás. (A feladat jellegéből adódóan ehhez rendszeres inputokra lesz szükség a többi munkacsoport keretein belül folyó munkáról és elért eredményekről.)

Rövid távú feladatok:

- a FAE-TP arculatának kialakítása, logó tervezése, weboldal készítése és folyamatos gondozása,
- igény esetén segítségnyújtás a Platform rendezvényeinek szervezésében, sajtóközlemény szerkesztésében, sajtótájékoztató szervezésében.

A FAE-TP weboldala elkészült, a faetp.kfki.hu oldalon üzemel. A weboldal tartalmaz egy külső látogatók számára készített felületet, valamint egy belső használatra szánt, csak bejelentkezéssel elérhető munkafelületet is.



A kívülről is elérhető, általános rész tartalmazza a platform működésének és céljainak általános leírását, a szervezeti felépítést, a munkacsoportok összetételét, illetve a FAE-TP elérhetőségeit. Az általános leírás angol nyelven is elérhető. A „Dokumentumok” és az

„Események” menüpontok folyamatosan frissíthetőek, azonban ehhez szükség van a publikálásra szánt anyagokra a többi munkacsoporttól.

A belső felület egy „Csak tagoknak” menüpontot tartalmaz, amely alkalmas lehet a belső használatra szánt (csak a platform tagjainak készített, vagy végleges formában még nem elkészült) munkaanyagok megosztására. Ide kerülhetnek például az ülések emlékeztetői és a Stratégiai Kutatási Terv munkapéldányai.

Hosszabb távon feladat a platform munkáját bemutató kiadványok készítése, népszerűsítő, ismeretterjesztő cikkek írása, előadások tartása. Ezek elkészítéséhez (és a részletes munkaterv kidolgozásához) szükséges a stratégiai kutatási terv elkészülítése, mivel csak a konkrét tervek ismeretében lehet a platformot reklámozni, részletes terveiről beszámolni.

Kiadvány, szórólap elkészítése:

A végleges stratégiai terv elkészülte után lehetséges szóróanyag készítése a platform munkájáról. Ehhez meg kell határozni a tájékoztató anyag terjesztési körét (pl. a részt vevő intézmények, felsőoktatási intézmények), illetve annak terjedelmét (javaslat: A4-es méret két vagy háromfelé hajtva).

Népszerűsítő, ismeretterjesztő cikkek írása:

A szélesebb közvéleménnyel a szórólapok helyett inkább cikkekkel, egyéb sajtómegjelenéssel lehet megismertetni a FAE-TP-t és tevékenységét. Itt érdemes lehet a szakmai és/vagy tudományos sajtó megkeresése (pl. Fizikai Szemle, Magyar Energetika). Az ezen felüli sajtómegjelenés meglehetősen nehéz (vagy költséges), arra inkább valamilyen esemény (pl. konferencia) kapcsán érdemes készülni. Az elkészült és a szélesebb nyilvánosságnak szánt anyagaink terjesztésére érdemes lehet kihasználni az újabb internetes megosztási lehetőségeket. (Ilyen például a NAŰ által is hivatalosan használt Slideshare oldal prezentációk megosztására, vagy a közismert YouTube videómegosztó.)

Konferencia, rendezvény szervezése, előadások tartása:

A Platform kereteiben végzett kutatásokról és azok eredményeiről történő rendszeres tájékoztatás eszköze lehet a rendezvények szervezése is. Ez egyaránt lehet a szakmai közönség tagjainak, illetve a téma iránt érdeklődők számára szervezett rendezvény is.

Előadás szakmai, tudományos konferenciákon.

A tájékoztatás fontos eszköze lehet, amikor nem önálló rendezvényt szervezünk, hanem hazai vagy nemzetközi szakmai, tudományos konferenciákon (pl. Nukleáris Technikai Szimpózium) tartott előadással, poszterrel, esetleg külön szekció szervezésével mutatjuk be a platform tevékenységét, az elért eredményeket.

Kapcsolat a diákokkal és a tanárokkal

A hosszútávú utánpótlás és a társadalmi elfogadottság növelése érdekében is célszerű a kapcsolat kialakítása a diákokkal és a tanárokkal. Célcsoport: középiskolások (14-18 évesek), illetve egyetemisták.

Az önálló rendezvények szervezése, valamint iskolai rendezvényeken (pl. iskolanap) tartott előadás, bemutató mellett megfelelő eszköz lehet a már jól bejáratott eseményeken (pl. Fizikatanári Ankét, Nukleáris Szaktábor) tartott előadás is.

Dokumentumfilm

Igény esetén ismeretterjesztő- vagy dokumentumfilm is készülhet a platform munkájáról. Tartalmának meghatározása, a film elkészítése a későbbi fázisokban – az eredmények rendelkezésre állását követően – történhet meg.

Egyebek

A munkacsoport felvette a kapcsolatot a paksi Tájékoztató és Látogató Központ vezetőjével, illetve – a szorosabb kapcsolat kialakítása érdekében – a kutatóintézetek és oktatóhelyek kapcsolatainak fejlesztésével foglalkozó munkacsoporttal.