



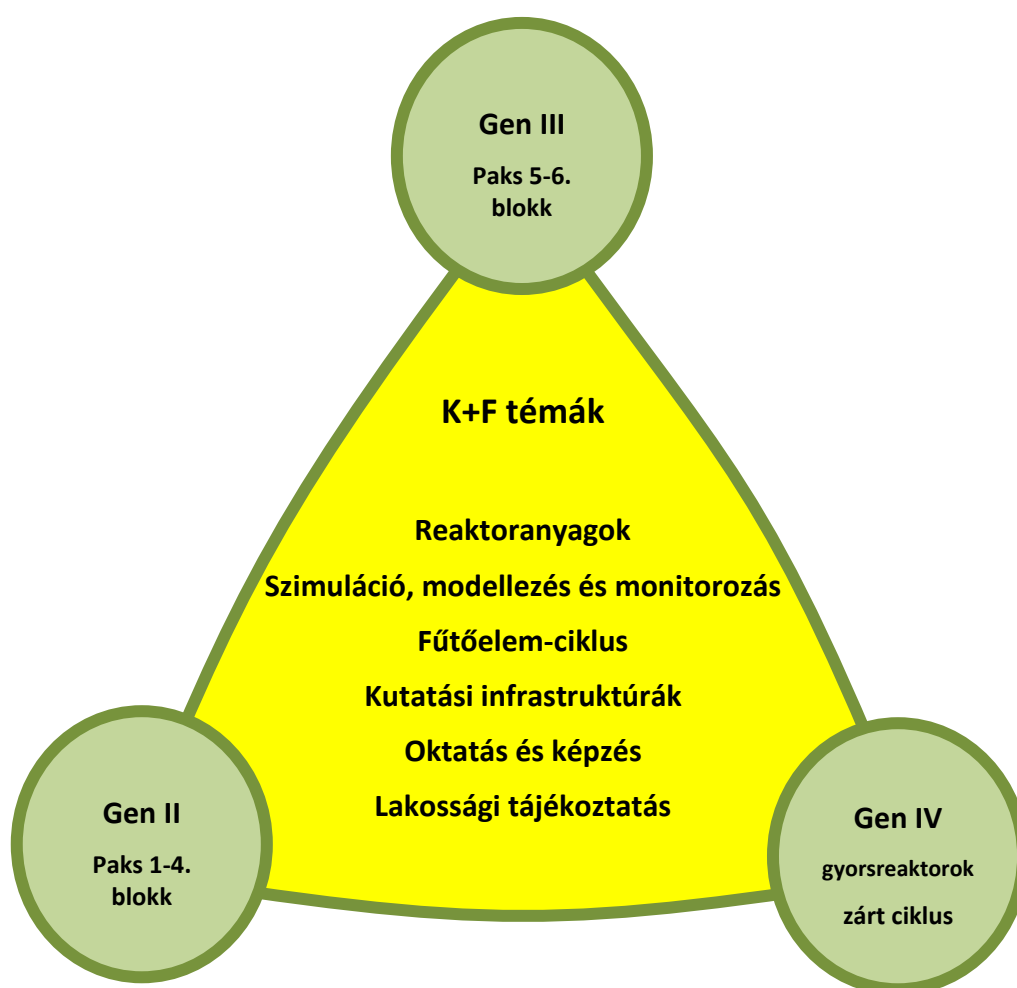
**A Fenntartható Atomenergia Technológiai Platform
Jövőképe
2019-2022**

TARTALOMJEGYZÉK

Vezetői összefoglaló.....	5
1. A Platform története, alapidokumentumai, működése.....	8
2. Az eddig elért eredmények összegzése.....	11
3. A jövőképet módosító tényezők	16
3.1. A hazai változások.....	16
3.2. A fukusimai baleset tanulságai	16
3.3. Az európai energiarendszer fejlődése	17
3.4. Az atomenergia alkalmazása a világban	18
3.5. Az Európai Unió és a nukleáris kutatások.....	20
4. A Platform eredményeinek jövőbeli alkalmazási területei	23
4.1. OAH.....	23
4.2. Paks-2	24
4.3. Paks-1	25
4.4. RHK	26
4.5. 4. generációs reaktorok	29
5. A Platform által javasolt kutatási területek.....	34
5.1. Reaktoranyagok.....	34
5.1.1. Anyagvizsgálat, öregedéskezelés, valamint kísérleti vizsgálatok előkészítése az új blokkokon	34
5.1.2. Primerköri nagyméretű berendezések vizsgálata	35
5.1.3. A fűtőelemek burkolatának vizsgálata	36
5.2. Modellezés és szimuláció, biztonsági elemzések, monitorozás és diagnosztika	37
5.2.1. A folyamatok modellezése	38
5.2.2. Biztonsági elemzések	44
5.2.3. Atomerőművek blokkjainak monitorozása és diagnosztikája	47
5.3. Sugárvédelem és hulladékkezelés	48
5.4. 4. generációs reaktorok	50
5.5. Infrastruktúra.....	52
5.5.1. Fűtőelem laboratórium	52
5.5.2. Atomerőmű Leszerelési, Anyagtudományi és Radioaktív Hulladékkezelési Tudásközpont megvalósítása.....	56
5.5.3. Integrális termohidraulikai berendezés tervei	57
5.5.4. Méréstechnikai fejlesztési irányok	58
6. Kapcsolat az oktatással	60
7. Hozzájárulás az atomenergia társadalmi elfogadtatásához	61
8. A Jövőkép realizálása	63

VEZETŐI ÖSSZEFOGLALÓ

A Fenntartható Atomenergia Technológiai Platform (FAE-TP) 2010-ben jött létre. A Platform tömöríti a nukleáris energia hazai felhasználását támogató kutatások fő résztvevőit, azaz a kutatóintézeteket, egyetemeket, a megrendelőket, tervező intézeteket és mérnökirodákat. Célja az, hogy az érdekeltek közösen kidolgozzák a hazai nukleáris kutatások fő irányait, középtávú és hosszútávú feladatait. A fő irányokat az alábbi ábra szemlélteti:



1. ábra: A hazai nukleáris K+F céljainak „mágikus háromszöge”

A kutatás-fejlesztési feladatok egyrészt az atomerőművi reaktorok különböző generációi körül csoportosíthatóak: a meglévő paksi blokkok a 2. generációhoz, az új blokkok a 3. generációhoz tartoznak, míg távlatilag meg fog valósulni a 4. generáció is. A kutatás-fejlesztési feladatok jelentős része a kiégett fűtőelemek és radioaktív hulladékok sorsára vonatkozik. Ezek a feladatok részben kapcsolódnak a meglévő és az új paksi blokkokhoz és a tárolókhoz, hosszabb távon azonban a 4. generációs reaktorok radikálisan új lehetőséget kínálnak: a fűtőelem-ciklus zárását, vagyis a kiégett fűtőelemekben rejlő hasadási potenciál szinte teljes kihasználását újrahasznosítás révén és így a keletkező radioaktív hulladék döntő mértékű csökkentését.

A kutatás-fejlesztési feladatok jellegük szerint is csoportosíthatóak.

- Az első csoportba tartoznak a reaktorok szerkezeti anyagaira és fűtőelemeire vonatkozó anyagtudományi és műszaki feladatok, mert ezek révén lehet meggyőződni arról, hogy a reaktorberendezés anyagai el fogják viselni a különböző megterheléseket.
- A második csoportot a reaktorokban lejátszódó folyamatok megértése, modellezése, szimulációja, monitorozása alkotja. Ezek a folyamatok meglehetősen komplexek: a reaktorfizika, a termohidraulika, a fűtőelem-viselkedés és a radioaktív anyagok transzportja, továbbá a sugárzások biológiai hatásai szinte önálló diszciplínák, az üzemeltető, a hatóságok és a társadalom egésze számára azonban a komplex problematika csak együtt létezik. A diszciplináris tudásra alapulnak azok a biztonsági elemzések is, amelyek alapján az üzemeltető és a hatóságok meg tudják ítélni a nukleáris létesítmények kellő biztonságosságát.
- A harmadik csoportba tartoznak a kiégett fűtőelemek és a radioaktív hulladékokkal kapcsolatos feladatok, míg a negyedik csoportot dedikáltan a 4. generációs reaktorok fejlesztésére vonatkozó feladatok jelentik.
- A kutatás-fejlesztés alapvető eszközeinek maguknak is fejlődniük kell, részben a különböző új igények megjelenése, részben az általános technikai fejlődés adta lehetőségek miatt. A FAE-TP ennek megfelelően előirányozta a kutatási infrastruktúrák fejlesztését.

E kutatás-fejlesztési feladatokon túlmenően a FAE-TP-nek értelemszerűen két más problémával is foglalkoznia kell:

- Az egyik terület a nukleáris tudomány és technika oktatása, mivel a nukleáris létesítmények, hatóságok, tervező irodák és maguk a kutatás-fejlesztéssel foglalkozó intézetek, egyetemek számára kulcsfontosságú a jól képzett szakemberek utánpótlása. Bár az oktatás önállóan kiemelt terület, a FAE-TP minden lehetséges eszközzel támogatni kívánja a nukleáris diszciplínák oktatását.
- A FAE-TP természetesen kiveszi részét a közvélemény tárgyyszerű, objektív informálásából. A szakemberek megbízható forrásai a nukleáris energia hasznosításával járó különböző problémák megítélésének.

A FAE-TP 2010-2012 között a Jövőképében felvázolt kutatás-fejlesztési feladatokat részleteiben is kimunkálta (Stratégiai Kutatási Terv) és megkereste a finanszírozókat is (Megvalósítási Terv). Ezeket a terveket a FAE-TP részben tartalmi okokból, részben a tényleges finanszírozás ismeretében rendszeresen aktualizálta. A FAE-TP éppen arra szolgál, hogy a megrendelők és a kutatás-fejlesztési feladatok végrehajtói közti kapcsolatokat optimalizálja.

A kitűzött feladatok jelentős része az elmúlt időszakban megvalósult. A távlati célú feladatok és egyes kiemelten fontos feladatok központi állami támogatást kaptak (Nemzeti Nukleáris Kutatási Program, 2014-2018). Az érdekelt intézmények (elsősorban az MVM Paksi Atomerőmű Zrt. és az Országos Atomenergia Hivatal) számos olyan feladatot finanszírozott, amelyek a saját érdekeltségi/érdeklődési körébe tartoztak. Ugyanez volt a Radioaktív Hulladékokat Kezelő Non-profit Kft. (RHK) elképzelése is, de pénzügyi lehetőségei eddig nem tették lehetővé a finanszírozás megkezdését. A Paks II Atomerőmű Zrt. (Paks-2) korábban nem volt tagja a FAE-TP-nek, mert nem finanszírozhat kifejezetten kutatási feladatokat, azonban a cég számos olyan feladat elvégzését rendelte meg a FAE-TP résztvevőitől (főképp a független biztonsági elemzések területén), amelyek elvégzését a FAE-TP előirányozta.

Fontos megemlíteni, hogy a kutatóintézetek és az egyetemek igyekeznek maximálisan kihasználni a szerteágazó nemzetközi együttműködéseket, amelyeket az Európai Unió, az OECD Nuclear Energy Agency (OECD NEA) és a Nemzetközi Atomenergia Ügynökség (NAÜ) támogat. A kutatások nemzetközi beágyazottsága előfeltétele a szakmai hitelességnek.

Az időközben bekövetkezett változások, elsősorban az új paksi blokkok megépítéséről szóló döntés arra készítette a Platformot, hogy Jövőképét, majd a tervezett kutatási feladatokat aktualizálja.

Az új Jövőkép a 2019-2022-es időszakra mutatja be a szükséges és lehetséges célkitűzéseket. A Jövőkép realizálásához a FAE-TP-nek aktualizálnia kell fő dokumentumait, a Stratégiai Kutatási Tervet, valamint a Megvalósítási Tervet. Ebben a munkában a kutatás-fejlesztési feladatokat potenciálisan elvégző szervezeteknek és a finanszírozó szervezeteknek egyaránt részt kell venniük. Ennek a munkának a során kell kijelölniük azokat az irányokat, amelyekben indokoltnak tartják a központi állami támogatás folytatását.

A Jövőkép realizálásához olyan döntésekre is szükség van, amelyek meghozatala kívül esik a FAE-TP kompetenciáján. Ezek közül a legfontosabbak a következők:

- kormányzati döntés a Nemzeti Nukleáris Kutatási Program központi állami támogatást igénylő kutatás-fejlesztési-innovációs feladatainak újabb négyéves pénzügyi támogatásáról 2019 és 2022 között;
- kormányzati döntés a Fűtőelem Laboratórium létrehozásáról, annak érdekében, hogy az új paksi blokkok és a V4 nukleáris kutatóintézetek által tervezett ALLEGRO negyedik generációs reaktor fűtőelemeiről az üzemeltetői igényeket segítő magyar szakmai tudással rendelkezünk;
- kormányzati döntés az Atomerőmű Leszerelési, Anyagtudományi és Radioaktív Hulladékkezelési Tudásközpont megvalósításáról, annak érdekében, hogy a nukleáris létesítmények leszerelése a legkorszerűbb módon, gazdaságosan mehessen végbe;
- a paksi atomerőmű két új blokkja tervezéséért, megépítéséért és üzembe helyezéséért felelős tárca nélküli miniszter döntése az új blokkok majdani üzemeltetésére való felkészüléssel kapcsolatos kutatás-fejlesztési feladatokról, annak érdekében, hogy az új blokkok az indítástól üzemidejük végéig biztonságosan és gazdaságosan működjenek;
- A Nemzeti Fejlesztési Minisztérium döntése a JOPRAD európai projekt által a radioaktív hulladékok kezelése és a leszerelés témakörében indítandó Joint Programme-ban való magyar részvételről, annak érdekében, hogy a hazai radioaktív hulladékkezelési kutatási stratégia társfinanszírozást kapjon az EURATOM-tól.

A FAE-TP tagjai meg vannak győződve arról, hogy tervezett munkáik jelentősen elő fogják segíteni Magyarország erőfeszítéseit a nukleáris energia felhasználására.

1. A PLATFORM TÖRTÉNETE, ALAPDOKUMENTUMAI, MŰKÖDÉSE

A Fenntartható Atomenergia Technológiai Platform (FAE-TP) 2010-ben jött létre, lényegében annak a mintának az alapján, ahogyan az európai Sustainable Nuclear Energy Technology Platform (SNETP) működik. A FAE-TP résztvevői az atomenergia kutatás-fejlesztés-innováció (K+F+I) hazai szereplői voltak: kutatóintézetek, egyetemek, tervező és tanácsadó cégek, valamint a megrendelői oldal, azaz az Országos Atomenergia Hivatal, a Paksi Atomerőmű Zrt., a Radioaktív Hulladékokat Kezelő Közhasznú Nonprofit Kft. és az MVM. A FAE-TP alapítását a résztvevők vezetői az Alapító Okirat aláírásával és az Alapszabály elfogadásával véglegesítették. A FAE-TP alapítóihoz időközben többen csatlakoztak teljes jogú vagy társult tagként, egyes intézmények nevei megváltoztak, tehát célszerűen itt a FAE-TP mai tagjait soroljuk fel:

- a Bay Zoltán Alkalmazott Kutatási Közhasznú Nonprofit Kft. (2015 óta, társult tagként),
- a Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem Nukleáris Technikai Intézete,
- a Debreceni Egyetem Fizikai Kémiai Tanszéke (2017 óta, társult tagként),
- a HEPENIX Műszaki Szolgáltató Kft. (2014 óta, társult tagként),
- az ISOTOPTech Zrt. (2011 óta, társult tagként),
- a Kópis és Társa Kft. (2011 óta, társult tagként),
- a Magyar Tudományos Akadémia,
- a Magyar Tudományos Akadémia Atommagkutató Intézet (2011 óta, társult tagként),
- a Magyar Tudományos Akadémia Energiatudományi Kutatóközpont,
- a Magyar Villamos Művek Zrt.,
- az MVM ERBE Zrt.,
- az MVM Paksi Atomerőmű Zrt.,
- a NUBIKI Nukleáris Biztonsági Kutatóintézet Kft.,
- az Országos Atomenergia Hivatal,
- az Országos Közegészségügyi Intézet (2012 óta),
- a Paks II Atomerőmű Zrt. (2018-tól)
- a Pannon Egyetem Radiokémiai és Radioökológiai Intézete (2017 óta, társult tagként),
- a Pöry ERŐTERV Zrt.,
- a Radioaktív Hulladékokat Kezelő Közhasznú Nonprofit Kft.,
- a SOM System Mérnöki Iroda Kft.

A FAE-TP vezetését a tagok képviselőiből álló Kormányzó Tanács látja el, amely rendszeresen ülészik.

A FAE-TP alapidokumentuma a Jövőkép¹. Ez a 2010-ben készült dokumentum három fő stratégiai célt jelölt meg:

- a működő atomerőmű üzemidő-hosszabbításával és hosszú távú működésével kapcsolatos K+F+I feladatok ellátása,
- az építendő új atomerőmű tervezésével, építésével és majdani üzemeltetésével kapcsolatos K+F+I feladatok ellátása,
- az üzemanyag-ciklus zárásával és a 4. generációs atomerőművekkel kapcsolatos K+F+I feladatok ellátása.

¹ A Fenntartható Atomenergia Platform Jövőképe, 2010.

Mindezen stratégiai célok megvalósításához szükséges feladatok négy szakmai területre csoportosíthatóak:

- reaktoranyagok (beleértve a fűtőelem) kutatása és fejlesztése,
- a reaktorokban lejátszódó jelenségek modellezése és számítógépi szimulációja,
- a kiégett fűtőelemekkel és radioaktív hulladékokkal kapcsolatos feladatok, valamint a 4. generációs reaktorok kutatása és fejlesztése,
- a hazai nukleáris infrastruktúra fejlesztése.

Ezek mellett a FAE-TP feladatának tekintette az oktatással kapcsolatos feladatok teljesítését, valamint a lakosság megfelelő tájékoztatását.

A Jövőkép elfogadását követően a FAE-TP megkezdte az ún. Stratégiai Kutatási Terv (SKT) kidolgozását². Az SKT részletesen megfogalmazta a FAE-TP kompetenciájába tartozó feladatok szakmai tartalmát, időtávját és a szükséges emberi ráfordításokat és beruházásokat. Az SKT létrehozása végén született meg az ún. Megvalósítási Terv³ (MT), amely már tartalmazta az SKT-ban leírt egyes feladatok potenciális végrehajtó szervezeteit és a reménybeli finanszírozó intézményt. Mindez lehetővé tette a hazai nukleáris K+F+I feladatok tervezését, átláthatóságát, a párhuzamosságok kizárását. A FAE-TP a Stratégiai Kutatási Tervet és a Megvalósítási Tervet rendszeresen aktualizálta, részben tematikai megfontolásokból, részben egyes feladatok megvalósulása miatt, részben pedig a finanszírozási lehetőségek változásai miatt.

Az elképzelések szerint a FAE-TP-ben tagsággal rendelkező finanszírozók azokat a feladatokat finanszírozzák, amelyek elvégzése valóságos érdekük, amelyeknek eredményeit hasznosítani tudják. Ennek megfelelően az Országos Atomenergia Hivatal (OAH) és az MVM Paksi Atomerőmű Zrt. (Paks-1) egy sor, az SKT-ben szereplő feladatot finanszírozott, illetve finanszíroz. Ugyanez volt a Radioaktív Hulladékokat Kezelő Non-profit Kft. (RHK) elképzelése is, de pénzügyi lehetőségei eddig nem tették lehetővé a finanszírozás megkezdését. A Paks II Atomerőmű Zrt. (Paks-2) korábban nem volt tagja a FAE-TP-nek, mert nem finanszírozhat kifejezetten kutatási feladatokat. Ugyanakkor a cég számos olyan feladat elvégzését rendelte meg a FAE-TP résztvevőitől (főképp a független biztonsági elemzések területén), amelyek elvégzésének gyakorlatilag részét képezték egyes, az SKT-ban is szereplő feladatok.

Eleve egyértelmű volt, hogy a nukleáris kutatás-fejlesztés olyan távlati kérdések megoldására is irányul, mint az üzemanyagciklus zárása és az atomerőművek új generációjának kifejlesztését célzó nemzetközi erőfeszítésekben való részvétel. E feladatok finanszírozása nyilván kormányzati forrást igényel, mert jelenleg a FAE-TP egyik résztvevője sem finanszírozhat közvetlenül ilyen feladatokat⁴. Éppen ezért a FAE-TP kutatási oldalon működő résztvevőiből álló konzorcium 2014-ben sikeresen megpályázta és elnyerte a Nemzeti Kutatási, Fejlesztési és Innovációs Alap mintegy 1,9 milliárd forintos támogatását a 2015-2018 közötti időszakra (Nemzeti Nukleáris Kutatási Program, VKSZ_14-1-2015-0021). A pályázatban kizárólag az SKT-ban leírt feladatok szerepeltek.

2017-ben a FAE-TP résztvevői aktuális feladatuknak érezték a platform alapdokumentumainak megújítását. Ez részben a 2010 óta bekövetkezett számos pozitív és negatív változás (pl. döntés Paks-2 megépítéséről, Paks-1 üzemidő-hosszabbítási

² FAE-TP Stratégiai Kutatási Terv, 2015

³ FAE-TP Megvalósítási Terv, 2015

⁴ Az MVM Paksi Atomerőmű Zrt. korábban több távlati kutatás-fejlesztési feladatot finanszírozott, amelyek nagyban hozzájárultak a hazai szakértelem magas színvonalának biztosításához.

engedélyének megszerzése, a fukusimai baleset), részben pedig az SKT-ben szereplő feladatok jelentős részének elvégzése miatt célszerű. Ennek megfelelően jelen anyag a Jövőkép megújításának tekintendő, de ezzel lényegében párhuzamosan megtörténik az SKT és az MT aktualizálása is.

2. AZ EDDIG ELÉRT EREDMÉNYEK ÖSSZEGZÉSE

Az alábbiakban a Platform működése során eddig elért eredményeket soroljuk fel. A Platform Stratégiai Kutatási Tervében szereplő különböző feladatok fő finanszírozója a Nemzeti Nukleáris Kutatási Program (NNKP) volt, de emellett jelentős feladatokat finanszírozott, illetve finanszíroz az Országos Atomenergia Hivatal (OAH), az MVM Paksi Atomerőmű Zrt. (Paks-1) és az utóbbi időben a Paks II. Atomerőmű Zrt. (Paks-2) is. Mindegyik finanszírozó a többi, saját érdekében álló kutatási feladat mellett, saját pénzügyi rendszerében végzi e feladatok finanszírozását. Az eredményeket kutatási területenként tekintjük át.

A feladatok a következő négy nagy feladatkörbe csoportosíthatóak:

- (i) Reaktoranyagokkal kapcsolatos kísérletes kutatások
- (ii) Atomerőművi és környezeti folyamatok korszerű modellezése
- (iii) Kiégett fűtőelemek és radioaktív hulladékok kezelése és a csatlakozó radiobiológiai kutatások
- (iv) Újgenerációs atomerőművek kutatása.

Az NNP keretében elért eredmények sűrített, kb. 200 pontba szedett változata elérhető a vksz14.kfki.hu projekthonlapon.

Reaktoranyagokkal kapcsolatos kísérletes kutatások terén a fő eredmények:

- Megvizsgáltuk betonszerkezetek és egyéb épületszerkezeti anyagok tulajdonságainak változását a sugárzás hatására és kidolgoztuk az anyagtulajdonságok kézikönyvét (Paks-1);
- Reaktortartály szerkezetintegritási vizsgálati módszert fejlesztettünk ki kísérleti mérések elvégzése és kiértékelése alapján (Paks-1);
- Véges differencia modellt hoztunk létre az új paksi blokkok szerkezeti integritás elemzéséhez (Paks-2);
- Üzemanyag-burkolat oxidációs tesztek és felfűvódási kísérleteket végeztünk (NNKP);
- Mandrel tesztek végeztünk besugárzott és hőkezelt régi (E110) és új (E110G) orosz burkolatanyagok mechanikai tulajdonságainak összehasonlítására (Paks-1);
- Vizsgálatokat végeztünk az innovatív baleset-álló üzemanyag-burkolatra (OAH);
- Nagydeformációs végelem számításokat végeztünk a reaktortartályra (NNKP);
- Elkészítettük a fűtőelem burkolat vizsgálatokhoz használt minták háromdimenziós végelem modelljeit (NNKP).

Az atomerőművi és környezeti folyamatok korszerű modellezése terén a fő eredmények a következők:

- Megalapoztuk a reaktorfizikai, termohidraulikai és fűtőelem-viselkedési folyamatok egységes (multiphysics) modellezésének kifejlesztését (Paks-1);
- Új módszert dolgoztunk ki a reaktorszámítások bizonytalanságainak számszerűsítésére (Paks-1);
- Kidolgoztuk az új paksi blokkok reaktorfizikai elemzési modelljét (Paks-2);
- Ellenőriztük az új paksi blokkok reaktorfizikai keretparamétereit (Paks-2);
- A KIKO3D és COBRA kódokat alkalmassá tettük az új blokkok csatolt reaktorfizikai-termohidraulikai számítására (OAH);

- Kifejlesztettük és teszteltük az eredetileg diffúziós 3D nodális KIKO3DMG kódnak egy újabb változatát, ami immáron a P3 Legendre komponensekig képes a fluxus és a szórási folyamatok modellezésére (NNKP);
- Reaktorfizikai kódfejlesztést végeztünk termohidraulikai kóddal csatolt determinisztikus és GPU architektúrán futtatható Monte Carlo számításokhoz (NNKP);
- Csatolt, multiphysics kódfejlesztést hajtottunk végre és alkalmaztuk egy PWR reaktor rúdkiöklődéses tranziensének forrócsatorna szintű bizonytalanságaira (NNKP);
- Megkezdjük az új paksi blokkok termohidraulikai elemzési modelljének kidolgozását (Paks-2);
- Célzott mérésekkel CFD-kódot validáltunk kétfázisú áramlások háromdimenziós vizsgálatára (NNKP);
- Elvégeztük a reaktortartály külső hűtését biztosító elárasztó rendszer kísérleti vizsgálatát (Paks-1);
- Értékeljük a hidroakkumulátorokból történő nitrogén bekerülés zónahűtésre gyakorolt hatását (Paks-1);
- Megkezdjük egy nyílt forráskódú CFD-kód használatát (OAH);
- Kibocsátottuk a FUROM fűtőelem-viselkedési kód 2.1 és 2.1.1 verzióját, amely egy kiterjesztett diffúziós hasadásigáz kibocsátási modellt tartalmaz (Paks-1);
- A fűtőelempálcák fejlesztésének befolyásolására számításokat végeztünk a FUROM 2.1.1 kóddal (Paks-1);
- Folytattuk a fűtőelem-viselkedési kódok validációját (haldeni LOCA teszt szimuláció és kúszásteszt, saját E110G kísérletek utószámítása) (Paks-1);
- Megkezdjük az új paksi blokkokra vonatkozó fűtőelem-viselkedési számítások modelljeinek kidolgozását (Paks-2);
- Meghatároztuk a determinisztikus és valószínűségi elemzések közös pontjait (OAH);
- Referenciaszámításokat készítettünk az új paksi blokkok 1. szintű valószínűségi elemzésére vonatkozóan (Paks-2);
- Modellfejlesztést végeztünk és referenciaszámításokat készítettünk az új paksi blokkok súlyos baleseti elemzésének előkészítéseként (Paks-2);
- Vizsgáltuk az új paksi blokkok környezeti radiológiai hatásait (Paks-2);
- Felmértük és értékeltük az új paksi blokkok környezetében előforduló nukleáris és nem-nukleáris veszélyeket (Paks-2);
- Vizsgáltuk és értékeltük az új paksi blokkok üzemeltetése miatt lehetséges veszélyeztető események hatását az üzemelő blokkokra és a Kiégett Kazetták Atmeneti Tárolójára (Paks-2);
- Vizsgáltuk a talajnedvességben lévő trícium eloszlását a fukusimai reaktorbalesetet követően (NNKP);
- Elvégeztük a Paksi Atomerőmű körüli szárazföldi és vízi környezet radioizotópos alapszintjének vizsgálatát (NNKP).

A kiégett fűtőelemek és radioaktív hulladékok kezelése és a csatlakozó radiobiológiai kutatások terén a fő eredmények a következők:

- Meghatároztuk a Bodai Agyagkőformáció fizikai és kémiai tulajdonságait (NNKP);
- A Paksi Atomerőmű hulladékaiból vett minták nehezen mérhető izotópjait mértük (NNKP);
- Kifejlesztettünk egy boroszilikát mátrix-üveget (NNKP);

- Új eljárást fejlesztettünk ki a gammasugárzó radioizotópok fajlagos aktivitásának meghatározására (NNKP);
- Megkezdjük a mikronukleuszok számlálására alkalmas optikai mikroszkóp vizsgálati módszerének kidolgozását radon (^{222}Rn) és toron (^{220}Rn) hatásának vizsgálatára (NNKP);
- Modelleztük a belélegzett radioizotópok légzőrendszeri kiülepedését és tisztulását (NNKP);
- Vizsgáltuk a kis dózis hiperszenzitivitás sejt- és szövetszintű aspektusait (NNKP).

Újgenerációs atomerőművek kutatása terén a fő eredmények a következők (itt soroltunk fel néhány olyan eredményt is, amelyek az előző feladatkörökbe is beletartoznak):

- Zónaszámításokat végeztünk az ALLEGRO reaktorra és elvégeztük az ALLEGRO reaktor zónatervezésének első iterációs lépését (NNKP);
- Egy sor elemzés készült az ALLEGRO tranzienst folyamatainak leírására (NNKP);
- Megkezdjük az ALLEGRO-ban és a majdani gázhűtésű gyorsreaktorban használható perspektivikus fűtőelemek kutatását (SiC, MOX) (NNKP);
- Elkészült az ALLEGRO fűtőelemek számítógépes modellje, a FUROM-FBR program (NNKP);
- Kifejlesztettük a MELCOR súlyos baleseti kód ALLEGRO változatát és teszteltük a HE-FUS kísérleti eredményekkel (NNKP);
- Tisztáztuk az ALLEGRO reaktorra vonatkozó 1. szintű valószínűségi elemzések metodikai kérdéseit (NNKP);
- A KIKO3DMG nodális kódot felkészítettük a nátrium hűtésű gyorsreaktorok modellezésére (NNKP);
- Vizsgáltuk a nátrium hűtésű reaktor tranzienseit (NNKP);
- Kiegészítő modelleket dolgoztunk ki az európai ólomhűtésű gyorsreaktorhoz (LFR) a FITXS módszer segítségével és üzemanyagciklus-vizsgálatokat végeztünk tenyésztési és transzmutációs képességei meghatározására (NNKP);
- Kidolgoztuk a neutronháztartást leíró mennyiségek új, Markov-láncokon alapuló leírását és számítási módját, amelynek segítségével meghatároztuk az LFR tenyésztési tényezőjének érzékenységet az zóna összetételére (NNKP);
- Létrehoztuk az egykörös szuperkritikus nyomású, negyedik generációs, MOX üzemanyaggal tervezett VVER-SCP reaktor számítási modelljének több elemét és javaslatot tettünk a részletesen kidolgozott európai HPLWR reaktor áramlási útjainak alkalmazására (NNKP);
- PIV méréseket és CFD számításokat végeztünk egy sóolvadékos reaktorkoncepció esetében (NNKP).

Az NNKP projekt lehetőséget ad a nukleáris kutatási infrastruktúra fejlesztésére is. Az elfogadott pénzügyi terv alapján e célra mintegy 367,2 millió Ft áll rendelkezésre. Ebből a 2017-es és 2018-as év során sikerült új eszközöket beszerezni, mint például operátori vezérlő (MTA EK), lézer extenzométer (MTA EK), keménységmérő (MTA EK), hordozható analízátor (MTA EK), félvezető detektor (MTA EK), biológiai besugárzó (OKI), habkerámia fűtőkemence (MTA Atomki), vagy számítástechnikai eszközök (BME, MTA EK). Ezen kívül új céleszközöket (pl. speciális röntgen-gamma spektrométer radioaktív anyagok elemi összetételének és izotóp-szelektív radioaktivitásának egyidejű meghatározására, BME) és tesztberendezéseket (pl. ACRIL hurok az MTA EK-ban, kísérleti berendezés a sóolvadékos reaktor termohidraulikai tanulmányozására a BME-n) is sikerült kifejleszteni, valamint régi berendezéseket felújítani.

A kutatási infrastruktúra középtávú fejlesztési stratégiai terveinek kidolgozása is a projekt vállalt feladatai közé tartozik. E munka keretében 11 vezető nukleáris szakember közreműködésében elkészült egy átfogó tanulmány a Budapesti Kutatóreaktornak (BKR) és a BME Oktatóreaktornak, mint a hazai nukleáris kutatás és oktatás két alappilléreinek a jelen státuszáról és jövőképéről. A dokumentumot többek között kiinduló anyagnak szánjuk a döntéshozók számára a jövőbeni szükséges beruházások kapcsán. A tanulmány elérési helye: vks14.kfki.hu/report/

Az NNKP projekt egyik fő célkitűzése a nemzeti nukleáris kutatási és oktatási kompetenciák fenntartása és fejlesztése. Ezen ügy mentén célunk minél több fiatal bevonni a projektbe. Az NNKP projekt eddigi időtartamában a résztvevő kutatók egyharmada fiatal volt (hallgatók, doktoranduszok, fiatal kutatók) és ez az arány a jelen trendek szerint előreláthatóan még növekedni fog. Mindezt igyekszünk olyan körülményeket megteremtésével és szakmai kihívások megfogalmazásával elérni, amelyek egyaránt vonzóak a leendő, kezdő, vagy még kevés tapasztalattal rendelkező, de a nukleáris szakma iránt érdeklődő fiatalok számára.

Nagy hangsúlyt fektetünk a projekt magas színvonalú menedzsmentjére és kommunikációs tevékenységeire, melyet az NKFIH kommunikációs szakembereivel egyeztetve és a projekt kommunikációs cselekvési tervével összhangban végzünk. A projekt tevékenységeit és az elért eredményeket minél szélesebb körben igyekszünk terjeszteni. A tudományos publikációkon és konferencia előadásokon túlmenően az évente megrendezendő Nukleáris Technikai Szimpóziumot is a projekteredmények ismertetési és megvitatási fórumának tekintjük. Szűkebb körben az évente megrendezendő projektnapon, illetve az egyes intézmények szakmai szemináriumain jelenünk meg. A társadalom felé a kötelezően előírt disszeminációs módokon (projekthonlap, projekttáblák) túlmenően a projektet és annak eredményeit a nyomtatott, az írott és az elektronikus sajtóban egyaránt népszerűsítjük.

Az NNKP összes eddigi szakmai és pénzügyi beszámolóját elfogadták, és az éves helyszíni ellenőrzések nem tártak fel semmilyen hiányosságot.

Érdemes megemlíteni, hogy a Platformban együttműködő intézmények a 2010-es évek folyamán számos, a fenti támakörökhöz szorosan csatlakozó Európai Unió projektben vettek részt. Az alábbi táblázat felsorolja ezeket a projekteket.

A Projekt neve	A Projekt tárgya	A Projekt időtartama	Hazai résztvevők
ASAMPSA2	2. szintű PSA útmutató meglévő és újgenerációs atomerőművekre	2008-2012	NUBIKI
SARNET2	Súlyos baleseti kutatások	2009-2013	NUBIKI
NURISP	Atomreaktorok integrált szimulációja	2009-2012	MTA EK
EVOL	Sóolvadékos reaktor	2010-2013	BME NTI
GoFastR	Gázhűtésű gyorsreaktor	2010-2013	MTA EK, BME NTI
SCWR-FQT	Szuperkritikus nyomású vízhűtésű reaktor	2011-2014	BME NTI
FREYA	Ólomhűtésű reaktor és szubkritikus rendszerek	2011-2016	BME NTI
CORONA	Regionális VVER technológiai kompetencia-központ létrehozása	2011-2014	MTA EK

FIRST Nuclides	A kiégett fűtőelemekből származó radioaktív izotópok gyors kibocsátása	2012-2014	MTA EK
ALLIANCE	ALLEGRO	2013-2015	MTA EK, BME NTI, NUBIKI
GENTLE	Nukleáris oktatás	2013-2016	BME NTI
ESNII plus	4. generációs reaktorok	2013-2017	MTA EK
CESAM	Súlyos baleseti kód (ASTEC) fejlesztése	2013-2017	NUBIKI
OPERRA	Európai sugárzási kutatások	2013-2017	OKI, MTA EK
NURESAFE	Atomreaktorok biztonsági elemzését segítő szimulációs platform	2013-2015	MTA EK
ASAMPSA_E	Kiterjesztett valószínűségi biztonsági analízis (PSA) külső eseményekre és a pihentető medencére	2013-2017	NUBIKI
SAFEST	Súlyos baleseti kutatási infrastruktúra	2014-2018	MTA EK
IVMR	Súlyos balesetek, olvadék reaktortartályon belül tartása	2015-2019	MTA EK, NUBIKI
CONCERT	A sugárvédelmi kutatások európai integrálása	2015-2020	OKI, MTA EK
VINCO	ALLEGRO	2016-2018	MTA EK, BME NTI
CORTEX	Zónamonitorozási technikák fejlesztése, validálása és demonstrálása	2017-2021	MTA EK
ATLASplus	Fejlett szerkezeti integritás értékelő eszközök	2017-2021	MTA EK, Bay Zoltán Intézet

A Platform Stratégiai Kutatási Tervében a fent említett rengeteg feladaton túlmenően is szerepeltek olyan feladatok, amelyekre pénzügyi és/vagy emberi erőforrás híján nem került sor. Ezek a feladatok természetesen a megújított SKT részét képezik.

3. A JÖVŐKÉPET MÓDOSÍTÓ TÉNYEZŐK

A FAE-TP eredeti jövőképe 2010-ben készült. Azóta számos olyan tényező lépett fel, amelyek ezt a jövőképet szükségképpen módosítják. Magyarországon alapvető jelentőségű, hogy eldőlt: a 2020-as években két VVER-1200 blokkot helyeznek üzembe Pakson. Ugyancsak meghatározó, hogy befejeződött a meglévő paksi blokkok húsz évre szóló üzemidő-hosszabbításának engedélyezése. A jövőképet erősen befolyásolta a fukusimai baleset (2011), amelynek hatására újragondolták mind a nemzetközi biztonsági koncepciókat, mind pedig a meglévő és építendő hazai atomerőművi blokkok biztonsági kérdéseit. A jövőképet jelentősen befolyásolja az európai energiarendszer fejlődése, az atomenergia tervezett alkalmazásának változása világviszonylatban, továbbá a nukleáris kutatások európai helyzete. Ebben a fejezetben ezekkel a kérdésekkel foglalkozunk.

3.1. A hazai változások

A hazai változások egyike a meglévő paksi blokkok húsz évre szóló üzemidő-hosszabbításának engedélyezése. Ennek következtében egyrészt biztosított, hogy az atomenergia részesedése az ország villamosenergia-ellátásában továbbra is jelentős marad, másrészt viszont az is nyilvánvaló, hogy a meghosszabbított üzemidő alatt az erőmű fő célja már nem a biztonság további növelése, hanem a biztonságos és gazdaságos villamosenergia-termelés lesz. Ez magában foglal kutatási feladatokat, amelyek elsősorban a gazdaságosabb fűtőelemek bevezetésére, valamint az öregedéssel kapcsolatos esetleges problémákkal kapcsolatosak. Az élettartam-hosszabbítás feltételeinek megteremtése során olyan, eddig kevésbé tanulmányozott problémákkal kellett szembesülni, mint az épületszerkezetek degradációja, a beton-víz, a beton-radioaktív sugárzás kölcsönhatása.

Mindezt bővebben a 4.3 alfejezet tárgyalja.

A másik alapvető változás a paksi 5-6. blokkok építésére vonatkozó döntés. A nukleáris szakmai háttérnek nyilván rengeteg feladata lesz a blokkok létesítése során, de talán még fontosabb a felkészülés a blokkok üzemeltetésre, amely számára a hazai szakértelem ugyanolyan fontos lesz, mint a meglévő blokkok tekintetében. Mindezt bővebben a 4.2 alfejezet tárgyalja.

A hatósági munka, illetve a kiégett fűtőelemek és a radioaktív hulladékok kezelése tekintetében ilyen horderejű változások nem következtek be az elmúlt évtizedben, de a feladatok pontosítása e területeken is fontos (lásd 4.1 és 4.4 alfejezetek). Az új blokkok létesítése a kiégett üzemanyag hosszútávú kezelésében is új feladatokra vezet. A 21. század végéig tervezett üzemelési idő szükségessé teszi, hogy foglalkozzunk a plutónium tartalmú üzemanyag felhasználásával és a reprocessálás lehetőségével.

3.2. A fukusimai baleset tanulságai

A Japán Fukushima Dai-icsi atomerőműben a tóhokui földrengés és az azt követő cunami hatására 2011. március 11-én bekövetkezett baleset tanulságai az atomreaktorok biztonságával kapcsolatos számos kérdésre és kihívásra irányították rá a figyelmet. Közülük a legfontosabbak:

- a külső veszélyforrások szisztematikus felmérése a nukleáris létesítmények telephelyének vizsgálata és értékelése során;

- a létesítményen belüli és az azon kívüli okokra visszavezethető egyszeres és többszörös meghibásodások módszeres számbavétele és fizikai jellemzése a nukleáris létesítmények tervezési alapjának megalapozott kijelölése érdekében;
- a mélységi védelem elvének és eszközeinek következetes alkalmazása a különböző védelmi szintek közötti lehető legteljesebb mértékű függetlenség biztosításával;
- a hermetikus védőépület integritásának megőrzése súlyos baleseti helyzetben;
- védőintézkedések alkalmazása a belső és a külső eredetű veszélyeztető események által kiváltott többszörös meghibásodások hatása elleni megfelelő szintű védettség biztosítására: balesetek megelőzését és balesetek következményeinek korlátozását célzó intézkedések;
- telephelyszintű kockázatelemzés készítése és felhasználása a tervezés biztonsági megalapozásához több-blokkos telephelyeken;
- kockázatszempontról és teljesítményalapú nukleáris biztonsági követelmények bevezetése és használata.

E kihívások a baleset előtt is ismertek voltak, kezelésükre az atomreaktorok tervezésekor, valamint az üzemelő nukleáris létesítmények biztonságának növelése során a nukleáris biztonsági követelményeket kielégítő mérnöki-műszaki megoldásokat alkalmaztak. A baleset tapasztalatai azonban egyrészt rámutattak a nukleáris biztonsággal kapcsolatos követelmények kiegészítésének, a szabályozási rendszerek teljessé tételének szükségességére, másrészt új fejlesztési irányokat is kijelöltek a nukleáris biztonság értékelése terén. A fukusimai tanulságokra épülő fejlesztések egyöntetűen a biztonság magasabb szintjének elérését célozzák.

A balesetet követően Magyarországon eredményesen lezajlott a meglévő paksi blokkok Célzott Biztonsági Felülvizsgálata (CBF). Bár a paksi blokkok biztonsága nagyon jól megfelelt az európai szintű vizsgálat követelményeinek, mégis egy sor intézkedés történt a biztonság további növelésére. Ezeknek az intézkedéseknek a végrehajtása még nem fejeződött be. A fukusimai baleset és a CBF tanulságai megjelennek az új paksi blokkokra vonatkozó követelményekben is.

3.3. Az európai energiarendszer fejlődése

A jelenlegi politikai irányzatoknak megfelelően az európai villamosenergia-rendszerben egyre nagyobb részarányban lesznek jelen a nem szinkrongépes energiatermelő egységek. A megújulókat támogatása folytán ezen forrásokból származó energia bizonyos időszakokban és bizonyos szinkron területeken a 60-70%-ot is meghaladhatja.

A nagyteljesítményű inverteres csatlakozású egységek (szélturbinák, napelemparkok, akkumulátoros energiátárolók) nem rendelkeznek azokkal – a szinkron gépeknél inherens – tulajdonságokkal, amelyek nélkülözhetetlenek a villamos hálózat stabilitásának és szolgáltatása minőségének fenntartásához (forgó inercia, rövidzárlati képesség, meddőteljesítmény-szabályozás). Ezeket a funkciókat az inverteres csatlakozású egységeknél külön eszközökkel kell biztosítani. A szintetikus inerciát, fázisszög szabályozást megvalósító készülékek fejlődése ígéretes, de még messze vannak attól, hogy megbízhatóságban azonos szinten legyenek a forgó gépek nyújtotta szolgáltatásokkal.

Ez előre vetíti azt, hogy a hálózaton jelentkező perturbációk gyakorisága és mértéke növekedni fog. Ezzel számolnak az EU-s szabályozó hatóságok is. Pl. az Entso-E irányelveiben az szerepel, hogy a hálózatra csatlakozó új blokkoknak kiesés nélkül kell viselniük a 2 Hz/sec-

os frekvencia letörést. Az atomerőművek blokkjai robusztusságuk miatt kevésbé érzékenyek ezekre a perturbációkra.

A fentebb ismertetett változás és egészében az időjárástól függő termelő egységek térnyerése azt igényli, hogy az atomerőművi blokkok nagyobb mértékben vegyenek részt a hálózatszabályozásban, mind a frekvencia-szabályozással, mind pedig a naponkénti egyszeri-kétszeri visszatérhelésekkel. Ez a kérdés a Paks-2 blokkjainak üzembe lépésével még nagyobb jelentőségű lesz. A manőverezési képesség növelése által érintett kritikus komponensek – mindenekelőtt az üzemanyag – viselkedésének elemzése megkerülhetetlen feladatot jelent.

3.4. Az atomenergia alkalmazása a világban

Miközben a fukusimai baleset következtében a nukleáris kutatásokban az innovatív elképzelések helyett a biztonságos üzemelés és a nagy aktivitású hulladékok kezelése került a fókuszba, az egyes országok energiapolitikájában ilyen hirtelen változások nem észlelhetők. A NEA gondozásában megjelent egy tanulmány ("Impacts of the Fukushima Daiichi Accident on Nuclear Development Policies", NEA 7212, 2017), amelynek az értékelés szerint azok az országok, amelyek korábban is támogatták a nukleáris energetikát, a fukusimai balesetet követően sem hagytak fel ezzel. Azok az országok, amelyek 2011. előtt döntöttek a kivezetés mellett, legfeljebb a gyorsításról hoztak döntést.

Az OECD International Energy Agency World Energy Outlook a világ energetikájára négy fő jellemzőt azonosított:

1. A tiszta energia-technológiák gyors bevezetése és csökkenő költségei.
2. Az energetikán belül a villamos hányad tovább nő.
3. A világ legnagyobb energiafogyasztója, Kína, szolgáltatás-központú gazdaságra és tisztább energiaszerkezetre tér át.
4. Az USA a palagáz és olaj révén a világ legnagyobb gáz- és olajtermelője lett.

A 2040-re kitekintő fenntartható fejlődési forgatókönyvben az alacsony CO₂ kibocsátású források az energiamixben való részesedésüket 40%-ra megkétszerezik. A hatékonyság tovább javul. A szén iránti kereslet rövidesen esik, de nemsokára az olajfogyasztás csúcsára ér. A villamos-energiatermelés egyre inkább CO₂-mentes lesz. Az ipari kibocsátás csökkenésében a megújulók több mint 60%, az atomenergetika 15%, a CO₂ leválasztás és eltárolás 6% hányaddal részesül. 2015 és 2040 között a megújuló energiaforrások nőnek a leggyorsabban, fogyasztásuk évi 2,3%-kal nő, a második az atomenergia, 1,5%-kal.

A megújulók szárnyalása nem minden korlát nélküli. A villamosenergia-keresletben az alacsony költségű, folyamatos, megbízható ellátás iránti igény erősen eltér a napi néhány órában felmerülő csúcsigénytől. A kínálatnak azonnal, mindenkor megbízhatóan kell megfelelnie a keresletnek. Az atomerőműben termelt villamos energia egységének előállításának költségén túl számos további ellátás-biztonsági értéket képvisel. Az üzemanyag önköltségen belüli alacsony hányada árstabilitását jelent. Előnyös a helyszíni tárolása, nincs függés a folyamatos szállítástól. Az atomerőművek teljesítménye ma már igény szerint eléggé tág határok között változtatható, viszonylag gyorsan felterhelhetők. Hozzájárulnak a tiszta levegőhöz és az alacsony CO₂-kibocsátási célokhoz. Jó feszültség- és frekvencia-szabályozást biztosítanak a hálózat stabilitásához. Ezek a tulajdonságok a kereskedelmi piacokon még kevésbé pénzesítettek, de értéküket egyre jobban felismerik, mert nő a függőség a viszonylag kiszámíthatatlan és csak időszakosan igénybe vehető forrásoktól.

Ezzel együtt az atomenergetika fejlődése nem mentes vargabetűktől. Néhány ország kiszáll, visszafejleszt, stagnál, projekteket töröl, halaszt:

- A legnagyobb kiesés Japánban következett be. 2011 előtt az atomerőművek a villamosenergia-termelés 30%-át adták, közel 48 GW beépített teljesítménnyel. 2014-re az összes japán reaktor leállt. Ma a 48 működőképes reaktorból 5 termel, de további 7 megfelel az új biztonsági szabályozásnak és az újraindítás felé halad. A kormány 2015-ben 20-22%-ot tűzött ki 2030-ra, ami erős elkötelezettség a nukleáris energia mellett. Új energiapolitika van készülőben.
- A német atomerőművek biztonsági és gazdasági szempontból jól teljesítenek, mégis a kormányzat szándékai az elmúlt évtizedben több, tisztán politikailag motivált fordulatot vettek. A korábbi döntést az atomenergia kivezetéséről egy megállapodás követte az üzemidő-hosszabbításokról, de Fukushima után újra a leállítás kerekedett felül, így 2023-ig fokozatosan megszüntetik a nukleáris termelést.
- Dél-Korea belföldön 3, külföldön (Egyesült Arab Emírségek) 4 reaktort épít, de 2 további terve után energiapolitikája bizonytalan. Ennek ellenére a jövőbeni reaktorok terén intenzív K+F szereplő.
- Vietnam nagy léptékű terveit egyelőre halasztja.
- Az egyik jelentős múltú atomerőmű szállító, a japán Toshiba tulajdonában lévő amerikai Westinghouse csődje átrendezi a piacot.

Ennek ellenére a világ minden részén teret nyer az atomenergia. Jelenleg főként harmadik generációs reaktorok épülnek. A negyedik generáció még inkább fejlesztési fázisban van, de az első prototípusok rövidesen megjelennek. Nézzük területi áttekintésben:

- Kínában 2021-re 58 GW kapacitást terveznek 30 GW építésével. 30 új atomerőmű blokk létesült 2002 óta, és mintegy 20 új reaktor beruházása folyik, köztük a világ legelső AP1000 és EPR típusú nyomottvizes blokkjai és a HTR-PM, egy demonstrációs magas hőmérsékletű gázhűtésű reaktor. Számos további építést terveznek három éven belül. 2030-ra átveheti az USA-tól a legnagyobb atomerőműves termelő szerepét. Saját fejlesztésű típusaik is vannak, melyek külföldi marketingje, exportja megkezdődött és egyre nagyobb jelentőséget kap.
- India 2020-ra 14,5 GWe nukleáris kapacitást tűzött ki célul, könnyű- és nehézvizes, illetve gyors reaktorokkal. A 22 működő hazai és külföldi fejlesztésű reaktor mellé 5 nagyobb teljesítményű újat épít. Egy 500 MW-os gyorsreaktorral ambiciózus tórium programja második fázisába lép, bőséges tórium készletre alapozva.
- Oroszország 2020-ra 30,5 GW-ra növeli nukleáris kapacitását könnyűvizes reaktoraival, élen jár a gyorsreaktorok terén. Vezet a világban a nukleáris exportban, több országban új atomerőművet épít és finanszíroz. Úszó atomerőműve 2018-ban áll üzembe.
- Európában Finnország és Franciaország egyaránt bővíti atomerőmű parkját 1650 MW teljesítményű EPR reaktorokkal, amely típusból kettőt Kínában is építenek. Számos kelet-európai ország tervezi új blokkok építését vagy már bele is kezdett (Bulgária, Csehország, Magyarország, Románia, Szlovákia, Szlovénia és Törökország). Az Egyesült Királyság változatlan célja 16 GW új nukleáris kapacitást létesíteni 2030-ig. Lengyelország is 6 GW léptékű nukleáris programot készít elő. Új belépőként Fehéroroszország már építi első két orosz reaktorát.
- Az USA-ban hosszú szünet után elindult négy 1100 MW-os reaktor építése. A szünet egyik oka a karbantartási és üzemidő-hosszabbítási stratégiák rendkívüli sikere volt. Az elmúlt 15 év egyrészt az amerikai kapacitások felfutó kihasználását hozta (a

megnövekedett termelés 19 db 1000 MW-os blokkal egyenértékű), másrészt az új blokkok létesítéséhez köthető kompetenciák visszafejlődtek. Két reaktor létesítését időközben leállították a palagáz forradalom miatti árváltozások nyomán. Ezek a trendek várhatóan folytatódnak.

- Dél-Amerikában Argentína és Brazília rendelkezik működő atomerőművekkel, mindkettő létesít és tervez további reaktorokat.
- Ázsiában Indonézia, Malajzia és Thaiföld komolyan fontolgat atomenergia terveket. Banglades szerződést kötött orosz atomerőmű építésére. Pakisztán kínai segítséggel 4 kis reaktort épített és 2 nagyot épít. Kazahsztán urán készleteire alapoz, szorosan együttműködik Oroszországgal kisebb reaktorok fejlesztésében saját létesítésre, exportra.
- A Közel-Keleten az Egyesült Arab Emírségek négy 1450 MW-os koreai reaktort épít. Irán első reaktora működik, és többet terveznek. Szaúd-Arábia, Jordánia és Egyiptom is halad az atomenergia bevezetése érdekében.
- Afrikában Dél-Afrika elkötelezett a 9,6 GW további nukleáris kapacitás létesítésére. Nigéria a NAÜ támogatását kéri két 1000 MW reaktorhoz.

Mintegy 45 ország tervezi, hogy belekezd első atomerőművének létesítésébe. Az élen haladó Egyesült Arab Emírségeket, Fehéroroszországot, Törökországot és Lengyelországot a fenti területi áttekintésben már érintettük.

A biztonságos üzemelés mint társadalmi elvárás mellé előkerült a gazdaságosság szempontja is. A biztonsági berendezések szaporodása miatt egyre nagyobb költségű beruházásokra korábban a blokkok egységnyi teljesítményének növelése volt a válasz. Ezzel mintegy versenyezve, 2015 után egyes gyártók fejlesztési elképzelései között megjelent a kis moduláris reaktor fogalma (SMR), amely 300 MWe teljesítményű (NAÜ definíció szerint) és modulárisan összekapcsolható elemekből álló reaktorokat takar. A gyártás egy központi összeszerelő üzemben történhet és onnan szállítják a reaktorokat az üzemeltető telephelyére. Az SMR által előállított elektromos energia egységnyi költsége magasabb, mint a nagyobb méretű reaktoroké, de alacsonyabb, mint a többi technológia esetén.

Ezek az új piaci szegmenset képező, jövőbe mutató, kis moduláris reaktorok ugyan kevésbé vetélytársai a hagyományos atomerőműveknek, de fejlesztésük biztosan folytatódni fog. Nem szükséges hozzájuk hatalmas finanszírozási erő, üzemben, sorozatgyártásban készíthetők, egyszerűen szállíthatók, gyorsabban felépíthetők. Távoli, nem szokványos létesítési helyeken is telepíthetők, különleges igényeknek (ipari hőszolgáltatás) is megfelelnek. A kipróbált, elterjedt (pl. nyomottvizes) technológiákon túl már negyedik generációs típusokon is alapulnak. Több potenciális szállító szeretne az új piacból minél nagyobb szeletet kihalászni vagy korábbi pozícióit ennek révén visszaszerezni, mivel az ilyen reaktorok legtöbb eleme a mostaniaknál jóval több országban gyártható.

3.5. Az Európai Unió és a nukleáris kutatások

A nukleáris kutatás-fejlesztésre szánt források szinte minden olyan országban csökkentek/csökkennek, amelyek a '70-es és '80-as évek alatt már felépítették a ma is üzemelő atomerőműveiket. Annak érdekében, hogy a biztonsági kutatásokkal kapcsolatos kompetencia ne tűnjön el a fejlett iparral rendelkező országokból, olyan kutatási programokra van szükség, amelyek az innovatív ötletek felkarolásával a jövő szakembereinek képzését is támogatják. A 2000-es évek elején a negyedik generációs reaktorok fejlesztésével indult a Generation IV International Forum (GIF). Tizenöt évvel később az OECD NEA

kezdeményezésével elindult a Nuclear Innovation 2050, amely a nukleáris biztonsági kutatások jövőjére és a kapcsolódó kísérleti berendezések építésére koncentrál.

Az Európai Bizottság szervezésében folyó kutatási programok költségvetése igazodik az Unió hét éves költségvetés-tervezési periódusához. Ezen belül is a nukleáris kutatásokat az EURATOM egyezményben rögzített keretek között szervezik, amely viszont öt éves periódust fog át. Ennek az is a következménye, hogy amíg az uniós költségvetés első öt évében az Euratom programjait igyekeznek a tagországok prioritásaihoz igazítani, az utolsó két év csak mintegy meghosszabbítása az első ötnek. A Generation IV indulását követően így az Európai Unió 2004-ben tudott csatlakozni és ekkor kezdte támogatni a negyedik generációs reaktorok fejlesztését. Lassan kialakult a struktúra, amelyben az Euratom képviselőket jelölt ki a GIF egyes munkabizottságaiba. 2010-ben, a FAE-TP indulásakor az Európai Bizottság olyan javaslatot készített elő a 2014-2020 költségvetési periódusra, amely jelentősen megnövelte volna általában a nukleáris kutatásokra szánt forrásokat, de azon belül is kiemelt támogatást biztosított volna a negyedik generációs reaktorok fejlesztéséhez. A költségvetés növelését és általában az innovatív reaktorok fejlesztését azonban a fukusimai balesetet követően levették a napirendről. Miután újabb országok csatlakoztak az Unióhoz, a változatlanul hagyott költségvetés tovább nehezítette a nukleáris kutatások helyzetét. 2014-et követően az innovatív ötletek helyett a jelenleg üzemelő reaktorok biztonságának kutatása került az Euratom munkaprogramjába.

A negyedik generációs reaktorok kutatásának egyik kiemelt célja a magasabb üzemi hőmérsékletnek is ellenálló üzemanyag, illetve burkolat fejlesztése. Miután a fukusimai eset egyik súlyosbító körülménye volt a burkolat magas hőmérsékleten lejátszódó kémiai reakciója a hűtőközeggel, az OECD NEA úgy döntött 2012-ben, hogy Accident Tolerant Fuel (balesetálló fűtőelem) néven szakértői csoportot szervez, amely a nemzeti kutatásokat összehangolja. Ez a munkacsoport lényegében összekapcsolja a hosszú távú kutatásokat a közeljövő igényeivel.

Az EU-s kutatási programok (pl. Integrated Set Plan) elsősorban a nukleáris technológiák biztonságának növelését célozzák. A nukleáris energetika EU-n belüli szerepének megőrzéséhez legalább ilyen fontos lenne a működés hatékonyságát javító fejlesztések támogatása, szorgalmazása. A műszaki fejlődés számos új anyag alkalmazását teszi perspektivikussá, pl. az USA-ban terjedőben van a nagysűrűségű műanyag (HDPE) vezetékek alkalmazása a biztonság szempontjából nem meghatározó rendszerekben. Új gyártási technológiák megbízhatóbb komponensek előállítását teszik költséghatékonyan lehetővé. A digitalizáció terjedése az ember-gép kapcsolatban minőségi változás ígéretével jár mind az üzemeltetésben, mind a berendezések kiszolgálásában, karbantartásában. Ezen lehetőségek késedelem nélküli érvényesítése a hatékony működésben vitathatatlan feladat.

Az Európai Bizottság a 2014-2020-as periódusban vezette be a European Joint Programme (EJP) elnevezésű finanszírozási mechanizmusát, amelynek a célja koordinált nemzeti kutatási programok társfinanszírozása. Az EJP tagjai a nemzeti hatóságok, amelyek felelősek a nemzeti kutatási stratégiáért, illetve azok a szervezetek is, amelyek a programok végrehajtásáért, finanszírozásáért felelősek. Az EJP mechanizmussal finanszírozzák a fúziós kutatási programokat és a sugárvédelem területén indított CONCERT európai projektet is. Mindkettőben részt vesznek hazai kutatóintézetek is. Jóllehet az EJP finanszírozása 5 évre szól, elvárás a résztvevőkkel szemben, hogy hosszú távú kutatási stratégia mentén haladjanak. A Joint Programme létrejöttével az Európai Bizottság átadja a kutatási pályázatok lebonyolításával kapcsolatos feladatokat az EJP-ben résztvevő konzorciumnak.

A sugárvédelem területén indított EJP után 2018-ban a JOPRAD európai projekt résztvevői fognak pályázni Joint Programme indítására a radioaktív hulladékok kezelése és a leszerelés témakörében. Ebben a programban a Nemzeti Fejlesztési Minisztérium jelezte a részvételi szándékát mint Program Owner. Sikeres pályázat esetén a hazai radioaktív hulladékkezelési kutatási stratégia is társfinanszírozást kap az EURATOM-tól.

4. A PLATFORM EREDMÉNYEINEK JÖVŐBELI ALKALMAZÁSI TERÜLETEI

Ez a fejezet bemutatja a Platform fő megrendelőinek, azaz az Országos Atomenergia Hivatalnak (OAH), a Paks II Atomerőmű Zrt.-nek (Paks-2), az MVM Paksi Atomerőmű Zrt.-nek (Paks-1) és a Radioaktív Hulladék Kezelő Nonprofit Közhasznú Kft.-nek (RHK) a véleményét a Platform által végzendő feladatokról, amelyet kiegészít egy összegzés a 4. generációs reaktorok terén várható fejleményekről.

4.1. OAH

Az Országos Atomenergia Hivatal (OAH) több fontos témakörben számít arra, hogy a platform által végzendő tevékenységek a következő években is támogatást nyújtanak az OAH feladatainak és kötelezettségeinek teljesítéséhez. Ezek a feladatok a következők:

- Általános cél az előregedő nukleáris szakembergárda tudásának szinten tartása, fejlesztése a nukleáris szakmában látható tendenciák és konkrét feladatok figyelembevételével és új, fiatal szakemberek képzése és felkészítése a nukleáris ipar nemzetközi fejleményei és a várható hazai feladatok szem előtt tartásával.
- Kiemelt feladat a paksi 5-6. blokkok létesítése. A tervezési alapelveknek és megoldásoknak a kidolgozására, befolyásolására igen korlátozottan van lehetőség, ezért a későbbi feladatokra kell koncentrálni. Első sorban a tervezés alatt álló, jórészt megtervezett blokkok műszaki sajátosságainak megismerése, az alkalmazott műszaki megoldások biztonsági vonzatainak megértése, felkészülés az üzemeltetésre és a karbantartásra lehet célja a platformnak, továbbá a létesítés időszakában Paks-2 és a hatóságok támogatása a műszaki megoldások értékelésében. A nem kiforrott, nem kipróbált megoldások és a helyi sajátosságok értékeléséhez szükséges alapismeretek időben történő megszerzése és érvényesítése a biztonság érdekében mindenképpen szükséges.
- A meglévő, öregedő blokkok esetében a degradációs folyamatok kompenzálására szolgáló megoldások kidolgozása és a további tartalékok feltárásához módszertan kifejlesztése a feladat, továbbá a villamosenergia-termelés és a hatásfok növelése műszaki alapjainak megteremtése – beleértve új típusú fűtőelemek bevezetését is – a kutatás-fejlesztés fő iránya.
- Jelenleg megoldatlan feladat az üzemanyagciklus zárása. A platform résztvevői 2020-on túlmutató program előállításával és a korábban megkezdett - a felülvizsgált programhoz igazodó - munkák folytatásával járulhatnak hozzá a megoldáshoz.
- A radioaktív hulladékok kezelésében új technológiák bevezetése, a tárolók kapacitásának hatékonyabb hasznosítása, a nagyon kis aktivitású hulladékok elhelyezésének elvi megoldásai és az ehhez szükséges gyakorlati, műszaki feltételek meghatározása szintén rövid és hosszú távú feladatot jelent.
- Az OAH szükségesnek tartja, hogy a hulladékkezelés és elhelyezés kérdései mellett a leszerelés végrehajtásához szükséges létesítményspecifikus megoldások és eszközök előkészítésének megalapozásával is támogassák a platform tagjai az RHK Kft.-t.

A fenti alkalmazások megvalósításához fejleszteni kell a rendelkezésre álló kutatási infrastruktúrát, amihez megfelelő terveket kell készíteni, beleértve a személyi és technikai feltételek meghatározását.

4.2. Paks-2

A következő 100 év igen hosszú idő lesz a nukleáris tudomány és technológia területén, amely most reneszánszát éli.

A FAE-TP egyik célja, hogy a majdan birtokunkban lévő, illetve a rendelkezésünkre álló kompetenciák biztosítsák, hogy a Paks II Atomerőmű Zrt. az 5. és 6. blokkoknak intelligens üzemeltetője legyen, aki a fejlesztendő „state-of-the-art” eszközöket felhasználva a létesítéstől a leszerelésig képes önállóan és függetlenül irányítani tudja a folyamatokat, azaz bírjon a „know-how”-val. Az új atomerőművi blokkok biztonságát alapvetően meghatározza a tervezés minősége, az alkalmazott tervezési megoldások és tervezett üzemeltetési folyamatok megalapozottsága és a létesítés, kivitelezés megfelelősége. A Paks II. Atomerőmű Zrt.-nek mint engedélyesnek elemi érdeke és szándéka, hogy a szállítótól független módon meg tudjon győződni ezek megfelelőségéről. A FAE-TP a 2019-2022. időszakban alapvetően erre való képesség kiépítésével és alkalmazásával tudja támogatni az új atomerőművi blokkok létesítését. A javaslataink között hosszabb távra vonatkozó feladatok is megjelennek, melyek előkészítését célszerű lenne már a jövőkép által lefedett időszakban megkezdeni.

A FAE-TP másik célja, hogy a magyar tudományos közösséget felkészítse arra és támogassa abban, hogy az 5. és 6. blokkok vonatkozásában a Paks II Atomerőmű Zrt. milyen tudományos fejlesztéseket igényel, illetve, hogy lehetővé tegye a hazai tudományos közösség számára azt, hogy lépést tarthasson a nemzetközi tudományos fejlesztésekkel, azokban részt tudjon venni és azokat nyomon tudja követni. A FAE-TP keretében előálló eredményeket a Paks-2 mellett természetesen más intézmények is hasznosítani tudják, mint a Paksi Atomerőmű ZRt., az RHK Kft., az OAH stb.



2. ábra: Az új paksi blokkok képe

A különböző szakterületeken egyrészt szükség van a nemzetközi tapasztalatok megszerzésére, kapcsolattartásra más intézményekkel, másrészt saját modelleket kell fejleszteni, hiszen egy-egy fizikai folyamat tökéletes megértését a rá vonatkozó modell validációja igazolja. Szimulációs programokat kell kifejleszteni hazai szakértelem alapján, valamint nemzetközileg elfogadott programokat is be kell szerezni. A saját fejlesztéseket, illetve az elért eredményeket nemzetközi benchmarkokon keresztül össze kell vetni más kutatócsoportok eredményeivel. Az elméleti és modellezési feladatokat ki kell egészíteni kísérleti vizsgálatokkal a validáció érdekében.

A FAE-TP-nek legalább megfigyelő szinten részt kell vennie az ipari folyamatokban is, hogy tervezni lehessen a szükséges tudományos fejlesztések irányait.

Az engedélyezési eljárásokhoz és hatósági szabályozásokhoz vissza kell csatolni a szakmai megállapításokat, hogy a nukleáris szabályozás az elérhető technológiának és a legfrissebb kutatási eredményeknek megfelelő szinten legyen.

Mindemellett külön ki kell hangsúlyozni a fiatal szakértelem kinevelését. Ehhez egyaránt szükség van egyetemi és kutatói légkörben megszerezhető tudásra, valamint részvételre az ipari alkalmazásokban. Ki kell dolgozni annak az együttműködésnek a konfigurációkezelési és finanszírozási alapjait, mely lehetővé teszi mind az elméleti és alkalmazott fizikai tudás megszerzését, mind az ipari folyamatok és elvárások megismerését és az ipar oldaláról érkező technológiai fejlesztéseknek a felmérését.

4.3. Paks-1

A hazai kutatás-fejlesztési tevékenységnek aktuálisan az atomenergetika jövőbeni felhasználását, további nukleáris energiatermelő egységek létesítésének megalapozását kell szolgálnia, de emellett ma még jelentős szerepet játszik e tevékenységben a jelenleg üzemelő blokkok biztonságos üzemeltetésének támogatása.



3. ábra: A meglévő paksi blokkok

A négy atomerőművi blokkot üzemeltető MVM Paks Atomerőmű Zrt. az Atomtörvényben megfogalmazott előírások szerint szervezi és valósítja meg a tudományos kutatással és kísérleti fejlesztéssel kapcsolat tevékenységét. Eszerint a felmerülő kutatás-fejlesztési

feladatok megoldását a tudomány és a technika célirányos fejlesztésével, a kutatómunka összehangolt szervezésével, a hazai, illetve a nemzetközi tudományos kutatások eredményeinek gyakorlati alkalmazásával oldja meg az erőmű.

Az atomerőmű által koordinált és végrehajtott fejlesztési tevékenység eredményessége nem független a hazai nukleáris kutatás-fejlesztési környezettől. A Fenntartható Atomenergia Technológiai Platformnak jelentős szerepe van a kutatási irányok meghatározásában, a kutatópotenciál célzott kihasználásában. Az atomerőmű ezért tevékenyen részt vállal a FAE-TP munkájában, a stratégiai kutatás terv meghatározásában.

A működő blokkok esetében korábban a teljesítménynövelés és az élettartam-hosszabbítás kérdései határozták meg a kutatás-fejlesztés legfontosabb irányait. Ma már a meghosszabbított élettartam végéig tartó biztonságos üzemeltetés, a fűtőelem-fejlesztési és ezzel kapcsolatos feladatok, valamint a majdani leszerelés és radioaktív hulladék-kezelés kérdései kerülnek előtérbe.

Az üzemidő végéig történő gazdaságos üzemeltetés megvalósítása érdekében elengedhetetlen az üzemanyag-modernizáció, a gazdaságos üzemanyag-kihasználás érdekében végzett üzemanyag-fejlesztés. Szükséges a tervezett új típusú üzemanyag (megváltozott tabletta, burkolat anyag, fűtőelempálca méret, kazetta távtartórács) bevezetését megalapozó és biztonságos működését, szállítását, kezelését, tárolását, igazoló tanulmányok kidolgozása, lehetőség szerint beépítve az üzemanyag-kazetta és pálca szerkezeti anyagaival végzett hazai kísérleti eredményeket. Az aktuális fejlesztési kérdések közé tartozik ezen a területen a pihentető medencében tárolt inhermetikus fűtőelemek középtávú tárolásra történő kiszállíthatóságának megalapozása, valamint egy fűtőelem megbízhatósági kézikönyv kidolgozása. Emellett a Paksi Atomerőmű korábban is támogatta és a későbbiekben is támogatni fogja a „fűtőelemciklus optimalizálását” (lezárását) megalapozó kutatásokat, a közép- és hosszú távú tárolás és kezelés, esetlegesen a hosszú távon történő újrahajósítás feltételeinek aktualizálását a fejlett nukleáris iparral rendelkező országok gyakorlatának figyelembevételével.

Fontos fejlesztési terület a leszerelés, a nagy aktivitású és a nagyon kis aktivitású radioaktív hulladékok problémaköre. A leszereléssel és a hulladékokkal kapcsolatos feladatok megoldása Magyarországon az állami tulajdonban lévő Radioaktív Hulladékokat Kezelő Kft. feladata, ugyanakkor az üzemeltető számára is fontos a hulladékok megfelelő előkezelése, tárolásra, szállításra történő előkészítése, az ezzel kapcsolatos biztonsági elemzések módszertani fejlesztése. Jelenleg előtérbe került a nagyon kis aktivitású hulladékok kezelése, mellyel kapcsolatos új szabályozásnak megfelelés kérdéseit szükséges rövid távon megoldani.

A hosszabbított üzemidő kapcsán továbbra is előtérben vannak az öregedéskezelés aktuális kérdései. Kiemelendő fejlesztési terület a reaktortartály belső berendezései öregedésének értékelése, felülvizsgálata, a pontosabb folyamatleírásokhoz szükséges számítások elvégzése, valamint a tranziens varratok öregedésének laboratóriumi vizsgálata a kísérleti eredmények alapján pontosított korróziós (repedésterjedési) modellek segítségével.

4.4. RHK

A kiégett üzemanyag és radioaktív hulladék kezelésének területén a közelmúltban több stratégiai dokumentum elfogadása történt meg, amelyek egyik mozgatórugója – a hazai, belső motiváció mellett – a 2011/70/Euratom tanácsi irányelv előírásainak való megfelelés

volt. Először az Országgyűlés a 21/2015. (V. 4.) OGY határozattal elfogadta a kiégett üzemanyag és a radioaktív hulladék kezeléséről szóló Nemzeti Politikát, majd a Kormány a 1459/2016. (VIII. 24.) Korm. határozattal a Nemzeti Programot.

A Nemzeti Politika megállapítja, hogy az energetikai reaktorok üzemanyagciklusának zárásával kapcsolatban ma még nem szükséges végső döntést hozni, viszont azt rögzíteni kell, hogy mélységi geológiai tárolóra az országnak az üzemanyagciklus zárási módjától függetlenül szüksége van. Egy ilyen mélységi geológiai tároló alkalmas lehet a kiégett üzemanyag közvetlen elhelyezésére, illetve a reprocessálás során keletkező üvegesített nagy aktivitású, illetve egyéb hosszú élettartamú hulladékok végleges elhelyezésére is. A nukleárisüzemanyag-ciklus lezárása vonatkozásában a döntéseket a hat blokk üzeme során keletkező összes kiégett üzemanyag mennyiségét figyelembe véve, integrált megközelítést alkalmazva célszerű meghozni, figyelembe véve többek között biztonsági, műszaki, gazdasági szempontokat is. A döntést megalapozó összehasonlító elemzéshez szükséges a lehetséges alternatív üzemanyagciklusok anyagáramait azonosítani, és meghatározni, hogy milyen minőségű és mennyiségű nagy aktivitású és hosszú élettartamú hulladék mélységi geológiai tárolóban történő elhelyezésére kell felkészülni az egyes opciók választása esetén.

Az üzemanyagciklus zárásával kapcsolatos döntés nyitva tartásához az biztosít lehetőséget, hogy a Paksi Atomerőmű üzemanyaga a Kiégett Kazetták Átmeneti Tárolójában (KKÁT) évtizedekig biztonságosan tárolható. A létesítmény eredetileg tervezett üzemideje az 1997-es üzembe helyezéskor 50 év volt, amelyet összhangban a Paksi Atomerőmű blokkjainak üzemidő-hosszabbításával, valamint a mélységi geológiai tároló megvalósításának időütemezésével meg kell majd hosszabbítani. A kiégett üzemanyag átmeneti tárolására szolgáló létesítmények üzemidő-hosszabbítása világtendencia. Több nemzetközi szervezet (pl.: NAÜ) foglalkozik a kérdéssel, és az USA-beli EPRI (Electric Power Research Institute) kezdeményezésére egy közös kutatási program (ESCP: Extended Storage Collaboration Program) is elindult annak érdekében, hogy csökkentse a bizonytalanságokat és az ismeret hiányt a kiégett üzemanyag hosszú idejű átmeneti tárolásának biztonságos műszaki megvalósíthatóságával kapcsolatban. Magyarországon is fontos a kiégett üzemanyaggal és a KKÁT szerkezeti anyagaival kapcsolatos tudás növelése és a kutatói kapacitás fenntartása, hogy megfelelő időben az üzemidő-hosszabbítás biztonsági megalapozása elvégezhető legyen.



4. ábra: A Kiégett Kazetták Átmeneti Tárolója (KKÁT, © RHK Kft.)

A Paksi Atomerőműben azonosított szivárgó pálcá(ka)t tartalmazó, ún. inhermetikus kazetták KKÁT-ba történő elhelyezhetőségét biztosító műszaki koncepció kialakítása és annak biztonsági megalapozása a közeljövő egyik nagy kihívása ezen a területen. A rendszer és a folyamatok jobb megértése, a bizonytalanságok csökkentése érdekében végzett K+F feladatok végrehajtása útján lehet az elemzések konzervativizmusát csökkenteni és a megfelelő műszaki megoldást megtalálni.

A paksi telephelyen létesülő új atomerőművi blokkok kiégett üzemanyagának átmeneti tárolására a Nemzeti Programban megfogalmazott egyik stratégiai változat a hazai átmeneti tároló létesítése. Ehhez szükséges aktualizálni a tudást a kiégett üzemanyag elérhető átmeneti tárolórendszereinek műszaki kialakítása és biztonsági jellemzői tekintetében annak érdekében, hogy kiválasztható legyen a hazai peremfeltételekhez leginkább igazodó megoldás, majd elvégezhető legyen annak engedélyeztetése.

A radioaktív hulladék-tárolók lezárást követő fázisának biztonságát a fizikai gátak többszörözésével lehet biztosítani. Ezek a rendszer elemek látják el a tárolóktól elvárt két alapvető biztonsági funkciót: az elzárást és az elszigetelést, amelyek teljesülését biztonsági értékeléssel kell igazolni. A gátak közül – különösen a mélységi geológiai tároló esetén – kiemelt szerepet játszik a befogadó földtani környezet. Ennek tulajdonságait, stabilitását az izotóptranszportban betöltött szerepét földtani kutatással vizsgálják. Az elhelyezési rendszerben a földtani gát mellett fontosak az alkalmazott műszaki megoldások is: konténerek, tömedékelés, zárások, dugók, stb. Ezek anyagának, kialakításának igazodnia kell a földtani környezet és a hulladék tulajdonságaihoz egyaránt. Az elhelyezendő hulladék jellemzőinek (pl. aktivitás, fizikai, kémiai forma) ismerete elengedhetetlen egy megbízható biztonsági értékelés elvégzéséhez. A radioaktív hulladék-tárolók biztonsági értékeléseit támogató kutatás-fejlesztési tevékenységekre eltérő hangsúllyal és fókuszponttal, de gyakorlatilag a Nemzeti Program végrehajtásának teljes időspektrumában, még több évtizedig szükség lesz.



5. ábra: A Bataapáti Nemzeti Hulladéktároló fogadóépületének látképe (NRHT, © RHK Kft.)

A nukleáris létesítmények leszerelése először az Oktatóreaktor és a Budapesti Kutatóreaktor esetében lesz aktuális. Annak ellenére, hogy ezen „kis létesítmények” leszerelése összehasonlíthatatlanul egyszerűbb egy atomerőmű leszereléséhez képest, ez a feladat már középtávon kihívásokat tartogat például néhány speciális anyagfajta (besugárzott berillium

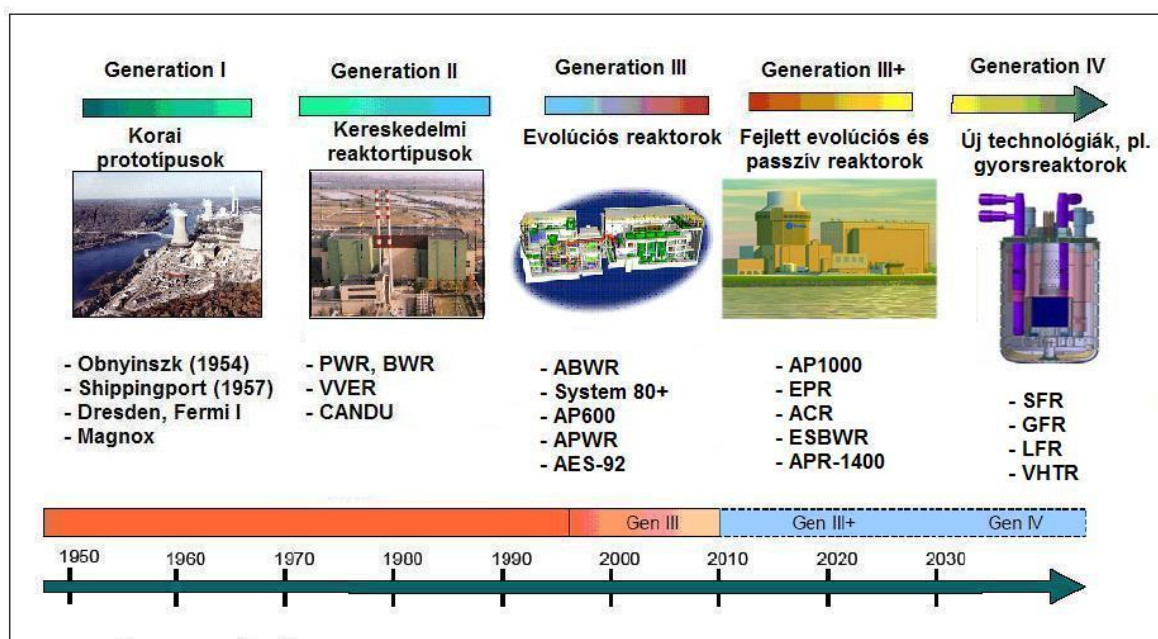
és grafit) kezelése tekintetében. A Paksi Atomerőmű és a KKÁT esetében a leszerelés még távlati feladat, de a leszerelési tervek öt évente történő aktualizálásához több megalapozó munka (leszerelési-, dekontaminálási technológiák, radiológiai állapotfelmérés, adatbázis-fejlesztés, a leszerelési költség és a hulladék mennyiségének becslése) végrehajtására már a közeljövőben szükség lesz.

A kiégett üzemanyag és radioaktív hulladék kezeléshez kapcsolódó feladatok több évtizedet, az új blokkok figyelembevételével több mint egy évszázadot ölelnek át. Ezen extrém hosszú időtávlatban szükséges a szakember-utánpótlást biztosítani, a tevékenységek műszaki, kutatói hátterét megőrizni, fejleszteni.

Mindezen feladatok végzésében az RHK kifejezetten számít a Platform tagjainak közreműködésére.

4.5. 4. generációs reaktorok

A reaktorok 4. generációjára vonatkozó elképzelések az ezredfordulón fogalmazódtak meg. Az új generáció létrehozásának alapvető célja a fűtőelemciklus zárási lehetőségének megteremtése volt olyan gyorsreaktorok által, amelyek lehetővé teszik a termikus reaktorokban keletkezett plutónium és egyéb aktinidák hasznosítását, egyszersmind a reaktorban lejátszódó magfizikai átalakulások biztosítani tudják a reaktorban elfogyasztott hasadóanyag pótlását, azaz amelyek révén az atomenergetika a fenntartható fejlődés részévé válhat. Az új típusú reaktorokra megfogalmazott célkitűzések között szerepelt a fokozott biztonság és a fokozott gazdaságosság. Utóbbi cél elérése érdekében célkitűzés a villamosenergia-előállítás hatásfokának növelése elsősorban a hűtőközeg magasabb hőmérséklete révén, valamint a villamos energia mellett alternatív termelési célok megvalósítása, mint amilyen a magas hőmérsékletű folyamathő biztosítása ipari eljárásokhoz, vagy a hidrogén – mint energiahordozó - előállítása termokémiai úton. Ezen a célokon túlmenően célként fogalmazódott meg, hogy a fűtőelemek újrafeldolgozása (ami a fent vázolt rendszerben alapvető szerepet játszik) kellően biztonságos legyen a hasadóanyagok védelme szempontjából.



6. ábra: Az atomerőművek négy generációjának áttekintése

Közel húsz év elteltével azt mondhatjuk, hogy ezek az ambiciózus célok jóval lassabban valósulnak meg a tervezettnél. Ennek egyik oka a hasadóanyag-szükséglet vártnál lassabb kimerülése. Egyrészt kiderült, hogy a világ uránkészletei a korábban becsülnél nagyobbak, másrészt az atomerőművek építése sem olyan gyors ütemű, mint azt korábban képzelték. Így a gyorsreaktorok üzembe állítása sem annyira sürgős feladat, mint annak idején gondolták. Ugyanakkor az is világossá vált, hogy a már ötven évvel korábban is elképzelt újfajta reaktortípusok kifejlesztése nemcsak a tudomány és technika ötven évvel ezelőtti szintjén, de a mai szintjén is igen nagy kihívást jelent. Ugyanakkor az is igaz, hogy az új reaktortípusok fejlesztése nagy intellektuális kihívást jelent és kiváló területe a tehetséges fiatal szakemberek képzésének.

Az Európai Unióban az atomenergetikával kapcsolatos fejlesztési programokat az SNE-TP fogja össze. Ez három pilléren nyugszik: az atomenergetika fenntarthatóságával, így a gyorsreaktorokkal és az üzemanyagciklus zárásával kapcsolatos kutatásokra fókuszáló ESNII, a hagyományos könnyűvízes reaktortechnológiával és annak továbbfejlesztésével (beleértve a szuperkritikus nyomású vízűtési technológiát) foglalkozó NUGENIA, valamint a villamosenergia-termeléshez kapcsolt alternatív termelési módok (folyamathő, hidrogén stb.) megvalósításáért felelős NC2I.

A Visegrádi Együttműködés nukleáris kutatóintézetei, francia kezdeményezésre, még 2010-ben elhatározták, hogy az új reaktortípusok közül figyelmüket a gázűtésű gyorsreaktorra összpontosítják. 2013-ban a projekt előkészítésére és tudományos háttérének biztosítására létrehozták a V4G4 Kiválósági Központot, amelyet egyesületként Szlovákiában jegyeztek be, majd 2015-ben megkezdtek az ALLEGRO Projekt első fázisát. A Projekt célja az ALLEGRO kísérleti reaktor megépítése 2030 körül, amely demonstrálja a héliuműtésű gyorsreaktor technológia életképességét, egyszersmind alkalmas lesz a majdani nagyteljesítményű gázűtésű gyorsreaktorban alkalmazandó fűtőelemek tesztelésére, minősítésére, valamint a magas hőmérsékletű, iparilag hasznosítható gáz előállításával kapcsolatos problémák tisztázására.

Az ALLEGRO reaktor felépítése (más tervek mellett) szerepel az Európai Unió fenntartható atomipar (ESNII) programjában. Az ALLEGRO beruházás (tervezés, engedélyeztetés, építés, üzembe helyezés) költsége ma 1,3 milliárd euróra becsülhető. Ehhez jönnek majd az üzemeltetés és a lebontás (benne a kiégett fűtőelemek és a radioaktív hulladékok elhelyezésének) költségei. A reaktor a V4 országok együttműködésében, várhatóan Szlovákiában fog megépülni.

Az első fázis során, 2025-re el fog készülni a reaktor koncepcióterve, amelynek alapján a második fázisban majd lehetséges lesz a reaktor telephelyének kiválasztása (várhatóan Szlovákiában), részletes terveinek elkészítése, engedélyeztetése, megépítése és üzemeltetése.

Ha valóban sikerül a gázűtésű gyorsreaktor technológiájának kifejlesztése, az nemcsak önmagában jelentene nagy sikert, hanem talán ennél is fontosabb, hogy a fejlesztés során számos olyan területen történne szükségszerűen olyan jelentős technológiai előrelépés, ami a reaktoros alkalmazásokon túlmutatna. Ilyen területek a magas hőmérsékletű környezetet elviselni képes és jól megmunkálható fém és kerámia anyagok kutatása, a hatékony gázturbinás rendszerek kifejlesztése, újfajta mérőeszközök létrehozása stb. Az ilyen jellegű élenjáró ipari technológiák megjelenése a visegrádi régióban rendkívül pozitívan hatna a régió fejlődésére. A gázűtésű gyorsreaktorban alkalmazni tervezett szilícium-karbid

kompozit fűtőelem-burkolat alkalmazása pl. hagyományos reaktorokban is felvetődött ún. balesettűrő burkolatként.



7. ábra: Az ALLEGRO gázhűtéses gyorsreaktor képe (© CEA)

Az ALLEGRO projekt lehetővé teszi élenjáró technológiát alkalmazó iparágak fejlesztését Magyarországon és a többi V4 tagországban. Mindenképp az a cél, hogy a magyar ipar „in-kind contribution” jellegű beszállításai legalábbis szembeállíthatóak legyenek a Magyarország által fedezendő költségekkel és így a ráfordítás magyar cégeket juttasson munkához. Ezeknek a feladatoknak a megoszlása ma még nem látható, de annyi mindenesetre elmondható, hogy ezek a beszállítások és főképp a minőségi igények hasonlóak lesznek azokhoz a lehetőségekhez és igényekhez, amelyek az új paksi blokkok létesítése során fognak felmerülni. Az ALLEGRO beszállítások referenciát adnak majd a magyar cégeknek paksi és más atomerőművi beszállításokhoz. Ha az AREVA társfinanszírozója lesz az ALLEGRO létesítésének, akkor ez kaput nyithat a jó minőségű beszállításokhoz az AREVA egész hatalmas piacán. Az előkészítő projekt résztvevői egyetértenek abban, hogy a V4 országok ALLEGRO-beszállításai legalább akkorák legyenek, mint a V4 országok által ráfordítandó összegek, azaz a magyar cégek – megfelelő minőség biztosítása esetén – legalább 10%-os részesedésben bízhatnak. Ezzel biztosítható az új paksi blokkok építése során megszerzett tapasztalatok kamatoztatása, illetve ezen a módon garantálható a magyar nukleáris tervező-építő kapacitás továbbfoglalkoztatása is.

Maguk a héliumhűtésű gyorsreaktorok a termikus reaktorokkal együtt működnének a régióban. Ahhoz, hogy hatékony rendszer jöjjön létre, összesen mintegy 20 GW teljesítményű atomerőmű-parknak kellene működnie, amikor a fűtőelemek régióban történő újrafeldolgozása és gyártása gazdaságilag már ésszerű lenne. A régió atomerőművi kapacitása tíz év múlva várhatóan 9 GW körül lesz, és ma nehéz megítélni, hogy a kapacitás a továbbiakban hogyan fog változni. Az ALLEGRO Projekt első fázisának finanszírozása, vagyis a koncepcióterv kidolgozása ebben a képben – a majdani lehetőségekhez képest – igazán szerény igényeket támaszt, a nagyobb anyagi igényű második fázis megkezdésére vonatkozó döntés viszont csak 2025 után lesz esedékes.

Az ALLEGRO kutatás-fejlesztés-innováció az NNKP keretében a Platform eddigi tevékenységének egyik fő eleme volt. A koncepcióterv kidolgozásában való magyar részvétel pénzügyi fedezetét 2015-2018-ban a Nemzeti Nukleáris Kutatási Projekt fedezi, de nem szolgál a kísérleti és minősítési feladatok fedezetéül. A tevékenység folytatását mindenképpen indokoltnak tartjuk. Ugyanakkor tény, hogy a projekt finanszírozása az Európai Unió keretein belül nem egyszerű, hiszen olyan K+F+I tevékenységről van szó, amely ma csak állami forrásból támogatható, ipari hasznosulása csak viszonylag hosszú távon várható. Az ipar érdeklődése és bekapcsolódása nagyon hosszú folyamat lehet, ráadásul ez elé számos, az EU versenyképességét tulajdonképpen gátló jogi természetű akadály is tornyosul.

A munkamegosztásra vonatkozó elképzelések szerint a héliumhűtésű gyorsreaktor fűtőelemeinek fejlesztése magyar feladat lenne. Ehhez előbb-utóbb egy jelentős költségű fűtőelem-laboratóriumot kell megépíteni. Ez a laboratórium egyszersmind elláthatná az újonnan épülő paksi blokkokban kiégetett fűtőelemek vizsgálatát is (lásd részletesebben az 5.5.1. szakaszban).

A gázhűtésű gyorsreaktor fejlesztése az Európai Unióban párhuzamosan folyik a folyékonyfém- (nátrium vagy ólom) hűtésű gyorsreaktorok fejlesztésével. Annak érdekében, hogy az ezek fejlesztése során létrejött eredményeket hasznosítani tudjuk, magunknak is képeseknek kell lennünk e reaktortípusok számítógépi modellezésére. A folyékonyfém- és gázhűtésű gyorsreaktorokkal kapcsolatos munkákat célszerű az OECD NEA (nemzeti keretekben finanszírozott) projektjeiben való részvétellel végezni. Bizonyos esetekben esély lehet EU-projektekben való részvételre is.

Kiemelkedő jelentőséggel bír az ólomhűtésű technológia demonstrációját célzó ALFRED reaktorkoncepció, amellyel kapcsolatban itthon is zajlanak vizsgálatok az NNKP keretében. Ennek fejlesztésére az ALLEGRO-hoz hasonlóan egy konzorcium jött létre (FALCON), amely a romániai megvalósítás lehetőségét vizsgálja. A konzorciumhoz megfigyelőként vagy szorosabban való csatlakozás lehetővé teheti a gyorsreaktorokkal kapcsolatban itthon kialakuló kompetencia hasznosítását, a kapcsolódó európai projektekben való részvételt és az esetlegesen a régióban megvalósuló fejlesztés hatásának hazai hasznosítását. A gyorsreaktorokkal kapcsolatos hazai kutatási tevékenység növekedésével a NAÜ gyorsreaktoros munkacsoportjához (Fast Reactor Technical Working Group) is érdemes csatlakozni.

Hasonló a helyzet az egyéb, az Európai Unió által jelenleg nem támogatott reaktortípus-fejlesztésekkel (sóolvadékos reaktor, nagyon magas hőmérsékletű termikus reaktor és szuperkritikus nyomású gázhűtésű reaktor) is. Az eddig felhalmozódott hazai tapasztalatokat és az egyes reaktortípusok fejlesztéséhez szükséges szakértelembe rejlt szinergiákat kihasználva keresni kell a finanszírozásra esélyes nemzetközi együttműködésekbe való bekapcsolódás lehetőségét. A régióban ezen a területen a magas hőmérsékletű gázhűtésű reaktorok szerepe jelentős, melynek egy kisteljesítményű (100-200 MW), vegyi üzemek számára folyamathőt biztosítani képes változatának kidolgozására lengyel kezdeményezésre összeállt konzorcium a H2020 keretében komoly finanszírozásban részesül (GEMINI+ projekt). A szuperkritikus nyomású gázhűtésű reaktor tekintetében elképzelhető az együttműködés – és így az ismeretek hasznosulása – a moszkvai Kurcsatov Intézettel, amely ezt a típust a VVER-reaktorok egyik fejlesztési irányának tekinti, a H2020 2018-as munkaterve alapján pedig kis, moduláris reaktorkoncepcióra (SMR) vonatkozó pályázatra lehet számítani. A szuperkritikus közeggel kapcsolatos hazai kísérleti és elméleti

tapasztalatok a szuperkritikus széndioxid hűtőközegre alapozott technológiák vizsgálatánál is hasznosíthatók, ami felmerül szekunderköri hűtőközegként egyes koncepciókban, de primerköri hűtőközegként is kis, moduláris reaktorokban.

5. A PLATFORM ÁLTAL JAVASOLT KUTATÁSI TERÜLETEK

5.1. Reaktoranyagok

Az atomerőművekben alkalmazott szerkezeti anyagok, pontosabban a belőlük épített szilárd rendszerek, szerkezetek egyrészt lehetővé teszik a termelt hőnek a villamos energia termelését végző rendszerekhez történő biztonságos és jó hatásfokú elvezetését, másfelől biztosítják a radioaktivitás és a munkaközeg környezettől való elszigetelését.

Ezen a területen a feladatok egy része közvetlenül az új paksi blokkok létesítéséből származik, másik része a primerköri berendezések korszerű modellezésére, valamint a fűtőelemek burkolatának vizsgálatára irányul.

5.1.1. Anyagvizsgálat, öregedéskézelés, valamint kísérleti vizsgálatok előkészítése az új blokkokon

Az atomerőmű működésének a termodinamika alaptörvényei szabnak korlátot, függetlenül attól, hogy a rendszer milyen hossz- és időskálán zajló folyamatairól van szó. A rendszer egészének működését a termodinamika II. főtétele hangolja össze, azonban a II. főtétel következetes alkalmazása a modellek fejlesztésében ma még nem kellően kutatott/tisztázott tudományos kérdés. Ezért célszerű kiemelt figyelmet fordítani a modellek mögött álló elméleti termodinamikai háttér tanulmányozására.

Az elméleti termodinamikai háttér teremthet megbízható alapot arra, hogy az erőműben zajló folyamatokat ne csak önmagukban, hanem egymással való csatolásaikkal együtt is mélyebben megértsük. A termodinamikai leírás nemcsak egy vizsgált rendszer részeinek, hanem teljes egészének viselkedéséről is igyekszik számot adni. Ennek a szemléletnek az alapján jönnek létre a többskálás és a multiphysics modellek és határozható meg, hogy milyen kutatásokra van szükség az erőmű biztonság szempontjából kritikus részei hosszú távú biztonságos üzemének fenntartásához, valamint a rendszer műszakilag megengedhető élettartamának nagy megbízhatóságú, prediktív becsléséhez.

Az atomerőművek primerkörének szerkezeti anyagait mindig úgy választják meg, hogy azok mind az alrendszer, mind az egész rendszer hosszú távú működése szempontjából optimálisak legyenek. A szerkezeti anyagok nagyon komoly igénybevételeknek vannak kitéve (sugárzás, magas nyomás és hőmérséklet, ciklikus terhelések), amelyek az anyagok öregedésével/károsodásával járnak. A szerkezeti anyagok öregedését a bennük a különböző igénybevételek 'mellékhatásaként' a különböző hossz- és időskálákon fellépő disszipatív folyamatok okozzák, melyek hatásai az azokat kísérő belső szerkezeti átrendeződésekben figyelhetők meg. A modern termodinamika ígéretes lehetőség ezen jelenségek leírására is, azonban a gyakorlati alkalmazások számára is használható modellek megteremtése intenzív kutatásokat igényel.

Az atomerőművek biztonságos működtetéséhez és az új blokkok létesítéséhez részletes ismeretekkel kell rendelkezni a felhasznált szerkezeti anyagokról és azokról a korlátokról, amelyeket be kell tartani az erőmű biztonságos üzemeléséhez. Ezen túlmenően szükség van a tervezői modellek, a tervezéskor felvett terhelések, a tervezés során végzett számítások alapjainak, az azok során alkalmazott egyszerűsítő feltételezések stb. ismeretére is. Ezen ismeretekből kiindulva építhetők fel a berendezések szerkezetintegritási számításai. A szerkezetintegritás olyan új, multidiszciplináris tudományos-mérnöki paradigma, amely az utóbbi néhány évtizedben alakult ki, és jelenleg is rohamosan fejlődik, nem utolsósorban

azért, mert világszerte egyre növekszik azon atomerőművi blokkok száma, amelyeket az eredeti tervezési élettartam elérése után tovább szándékoznak üzemben tartani. Az ESIS (European Society for Structural Integrity) meghatározása szerint: *'a szerkezetintegritás a tudományos diszciplínák és a mérnöki technológiák azon területeinek kiaknázása/felhasználása, amelyek a mérnöki szerkezetek biztonságos üzemeltetése érdekében a biztonságos üzem és a meghibásodás közötti tartomány elemzését szolgálják'*. Egy rendszer szerkezetintegritási elemzéseire négy terület összehangolt munkájára van szükség: modellezési terület, amely a rendszer működésének leírására szolgáló fizikai elmélettől a konkrét numerikus modellek megépítéséig tartó területet fedi le; elemzési terület, amely a modelleken végzett elemzési munkákat tartalmazza, melyek során a vizsgált rendszer időfejlődését és stabilitási viszonyait kell kiszámítani és értékelni; kísérleti terület, amely a modellezés során a rendszer anyagi viselkedésének leírására használt anyagmodellek paramétereinek kísérleti meghatározását és a berendezéseken végzendő ISI (in-service inspection) mérésekből áll; információtechnológiai, amely ezeknek a területeken folyó tevékenységeket kapcsolja össze.

A primerköri szerkezetekre vonatkozó vizsgálatokat két részre szokás bontani: a primerköri nagyberendezések, valamint a zónában elhelyezkedő rendszerek vizsgálatára.

5.1.2. Primerköri nagyméretű berendezések vizsgálata

A primerköri nagyméretű berendezésekből – reaktortartály a fedéllel, fővízköri vezetékek, gőzfejlesztők, fő keringtető szivattyúk, nyomástartó edény stb. – épített rendszer képezi a technológia és a biztonsági szempontból kritikus nyomástartó rendszer 'csontvázát'. Annak 'egészsége', megfelelő állapotban léte/tartása mind az energiatermelés, mind a környezet biztonságának kulcskérdése. A nyomástartó rendszer méretezését és biztonsági ellenőrző számításait a főkonstruktor az aktuális, érvényes szabványok útmutatásai alapján tervezi, majd azok betartásával készíti el a tervezői biztonsági számításokat. A szabványok megadják azokat az anyagjellemző paramétereket (beleértve az öregedés modellezése során használandó paramétereket is), amelyeket a rendszer tervezői biztonsági számításai során használni kell. A tervezői biztonsági számítások egyik fő eredménye a blokk tervező által garantált élettartama. A tervezői biztonsági számítások metodikája alapján, a megfelelő anyagvizsgálati és roncsolásmentes ellenőrzőprogramok eredményeinek felhasználásával végzik el az üzemelő rendszer szerkezetintegritási ellenőrző számításait; ezek kedvező eredményei tették lehetővé a Paksi Atomerőmű 30 éve üzemelő blokkjainak üzemidő-hosszabbítását. Ugyanakkor maradtak olyan (egyébként gyakorlati szempontból is releváns) problémák is, amelyeket a szerkezetintegritási számítások során felhasznált elméleti háttér alkalmazásával ma még nem lehet megoldani.

Az elmúlt évtizedekben a termodinamika, az elméleti mechanika, az anyagtudományok, valamint a nagy teljesítményű számítások technológiája terén tapasztalható rohamos fejlődés lehetővé teszi, hogy megvizsgáljuk annak lehetőségét, hogy a szerkezetintegritási számításokhoz fejlettebb elméleti apparátusra épített új számítási metodikát alakítsunk ki. A metodika elsősorban a még megoldatlan problémák megoldását célozza meg. A szerkezetintegritási számítások során világszerte használatos modellek ugyanis egyszerűsített elméleti modellen alapulnak, és tapasztalataink szerint sok esetben a modell peremfeltételeire, vagy az anyagok homogenitására vonatkozó, utólag megalapozatlannak bizonyuló feltételezések áll(hat)nak olyan meghibásodások, vagy a vártnál gyorsabban öregedő helyek megjelenése mögött, amelyeket az üzemi gyakorlat jól ismer, de megmagyarázni nem tud. A mai modellek másik 'gyenge pontja' az anyag viselkedésének

modellezése. A jelenleg használt anyagmodellek makroszkopikus modellek, amelyek a szerkezeti anyagokat legalább lokálisan homogénnek tekintik. Ezek a homogenitási hipotézisen alapuló modellek képtelenek a szerkezeti anyagok belső (inhomogén) struktúráinak hatását kellő pontossággal követni. A szerkezetintegritási elemzések bizonyos problémák kezelésére jelenleg alkalmatlan volta legnagyobb részben a túlzottan leegyszerűsített anyagmodellek rovására írható. Ugyanakkor a szakirodalomban az elmúlt két-három évtizedben megjelentek a szerkezeti anyagok tulajdonságainak mélyebb megértését célzó többskálás modellek, amelyek az inhomogén anyagok viselkedésének mélyebb megértését, és ebből fakadóan jobb alkalmazott modellek fejlesztését célozták meg. Ezek a modellek azonban túlnyomórészt mechanikai modellek. Kutatásaink kiinduló lépése olyan alapmodell megtalálása/kifejlesztése, amely termodinamikailag konzisztens, többskálás és az alkalmazások számára jól használható értelmezési keretet ad.

Az alkalmazások céljára fejlesztett modellek alapjául a termodinamikailag konzisztens elméletet kívánjuk használni, és ebből kiindulva kezdjük meg a berendezésekre vonatkozó modellek kidolgozását. A rendszer várható működésének vizsgálatához a szerkezetintegritási vizsgálatokat célszerűnek tartjuk csatolni az irányítási/szabályozórendszer hatásának vizsgálatát is, az irányításelmélet legfrissebb eredményeinek felhasználásával. Kutatásainkban az elméleti oldalról már rendelkezésre álló, modell alapú szabályozási eljárásokra kívánunk koncentrálni, amelyek az irányítandó részfolyamatok mélyebb megismerésére támaszkodnak, és amelyek a klasszikus megközelítésbe be sem vonható jelenségeket is figyelembe tudnak venni az on-line optimalizációs eljárásban. A vegyiparban és konvencionális erőművekben léteznek már ilyen jellegű megoldások, de ezek további elterjesztése, nukleáris alkalmazása piacon még egyáltalán nem fellelhető, új feladat.

A szerkezetintegritási számítások továbbfejlesztéséhez a következő konkrét kutatási lépésekre lesz szükség:

- a szerkezetintegritási számítások alapjául szolgáló fizikai elmélet/modell megtalálása, kidolgozása a modern termodinamika alapján,
- az irodalomban jelenleg megtalálható anyagmodellek beillesztése a fizikai modellbe,
- a törésmechanikai leírás beillesztése a fizikai modellbe,
- az anyagtudományi mérések beillesztése az elméleti modellbe (a klasszikus roncsolásos anyagtudományi mérések kiértékelési, feldolgozási kereteinek kifejlesztése; a mérések kiértékelésére alkalmas modellek fejlesztése, tesztelése, validációja),
- anyagminták beszerzése, próbatestek kimunkálása, a megfelelő próbatestek öregítése, roncsolásos anyagtudományi mérések elvégzése a kiválasztott anyagokon, valamint különféle mezo-, mikro-, nanoszerkezeti vizsgálatok végrehajtása,
- a vizsgálni kívánt rendszer egésze mérnöki modelljének kifejlesztése, a megfelelő részek fejlett modelljének kidolgozása,
- az irányító- és szabályozórendszer modelljének kidolgozása, a biztonság szempontjából kritikus nyomástartó rendszerre gyakorolt hatás vizsgálata.

5.1.3. A fűtőelemek burkolatának vizsgálata

A reaktor zónájában elhelyezkedő szerkezeti anyagok között különösen fontos a fűtőelemek burkolata. A burkolat alapvető szerepet játszik abban, hogy az atomerőmű normál üzeme, esetleges üzemzavarai és balesetei során a radioaktív anyagok ne, vagy csak csekély mértékben juthassanak ki a fűtőelemekből. A fűtőelemek burkolatára vonatkozó ismeretek megszerzése annak megértésében is fontos szerepet játszik, hogy a kiégett üzemanyag

tárolása során milyen jelenségekkel kell számolni. A fűtőelemek burkolatára vonatkozó tudás alapján részt lehet venni mind az egyre gazdaságosabb fűtőelemek kifejlesztésében, mind pedig a forradalmian új fűtőelemek létrehozásában.



8. ábra: Magas hőmérsékleten felfúvódott fűtőelemek (© MTA EK)

A jelenlegi paksi blokkok kiégett üzemanyagának hosszú idejű tárolásához, új VVER-440 fűtőelem típusok bevezetéséhez és az új VVER-1200 blokkok üzemanyagának biztonságos használatához az alábbi kutatásokra lesz szükség:

- A fűtőelemek burkolatát képező cirkónium ötvözetekkel kísérletileg szimulálni kell azokat a körülményeket, amelyek a cirkónium burkolat sérüléséhez vezethetnek. A mérések során oxidált, hidrogénnel feltöltött mintadarabok, hőkezelt és kutatóreaktorban besugárzott cirkóniumcsövek teherbíró képességét mechanikai tesztekkel kell meghatározni. A kisméretű cirkónium mintadarabokkal végzett mérések mellett demonstrációs céllal integrális, elektromosan fűtött fűtőelem-kötegekkel végzett kísérletekre is szükség van.
- Anyagszerkezeti vizsgálatokat kell végezni ahhoz, hogy értelmezni lehessen a burkolatban a különböző terhelések hatására végbemenő mikroszerkezeti változásokat. Sokféle, egymást kiegészítő anyagtudományi mérési eszköz alkalmazására van szükség (pl. optikai és elektronmikroszkópia, prompt gamma aktivációs analízis, röntgendiffrakció).
- Az új mérési adatokat a numerikus modellek továbbfejlesztésére kell felhasználni. A kísérleteket és az anyagszerkezeti vizsgálatokat úgy kell megtervezni, hogy a mérési eredmények támogassák a korábban létrehozott általános fűtőelem-viselkedési és a szivárgó fűtőelemek modellezésére szolgáló számítógépes programok továbbfejlesztését.
- Be kell kapcsolódni a balesetálló üzemanyagok fejlesztésébe. A cirkóniumburkolatok vizsgálatához létrehozott eljárásokkal és eszközökkel lehetőség van a balesetálló burkolatok magas hőmérsékletű tesztelésére. A mérésekhez elsősorban olyan mintadarabokat kell beszerezni, amelyek alkalmazása VVER reaktorokban is szóba jöhet.
- Továbbra is aktívan részt kell venni a nemzetközi fűtőelemes projektek és munkabizottságok munkájában. Különösen fontosak az OECD Halden Reactor Project és az OECD Studsvik Cladding Integrity Project kísérletei, a NAÜ és az OECD által koordinált fűtőelemes benchmark számítások, valamint az OECD Working Group on Fuel Safety munkacsoportban folyó LOCA és RIA kísérletek feldolgozására irányuló tevékenységek.

5.2. Modellezés és szimuláció, biztonsági elemzések, monitorozás és diagnosztika

Az atomerőművek belsejében lejátszódó folyamatok modellezése és számítógépi szimulációja rendkívül fontos feladat. Az évtizedek során részben elméleti kutatások, részben kísérletek alapján létrejöttek azok az alapvető modellek és számítógépi programok, amelyek leírják a reaktorfizikai, termohidraulikai, fűtőelem-viselkedési folyamatokat, a radioaktív

anyagok terjedését és hatásait. E diszciplináris tudás bázisán jött létre az atomerőművek determinisztikus és valószínűségi biztonsági elemzése. A kétfajta megközelítés együttese döntő szerepet játszik az atomerőművek biztonságának megítélésében és a biztonság javításában. A folyamatok modellezésén és szimulációján, valamint a biztonsági elemzéseken túlmenően természetesen lényeges feladat az atomerőmű blokkjain végbemenő folyamatok monitorozása és az eltérések diagnosztizálása is.

5.2.1. A folyamatok modellezése

Az atomerőművek fokozottan biztonságos és egyben a többi energiatermelési móddal szemben versenyképes, gazdaságos tervezéséhez és üzemeltetéséhez elengedhetetlen az atomerőműben lejátszódó komplex fizikai folyamatok egyre mélyebb ismerete, illetve ezek tudományosan megalapozott, fejlett modellezése, szimulációja.

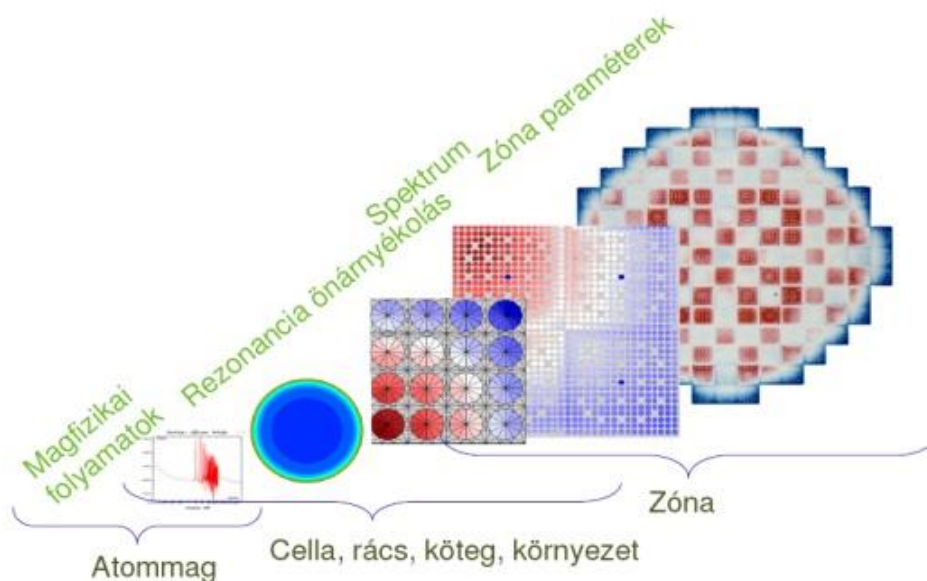
Az atomerőművek reaktoraiban igen bonyolult folyamatok játszódnak le, amelyeket azonban minél pontosabban ismerni kell ahhoz, hogy az erőművet biztonságosan lehessen üzemeltetni, illetve hogy bármiféle fejlesztést végre lehessen hajtani az erőművön (pl. teljesítménynövelés, üzemidő-hosszabbítás). Mivel az összes elképzelhető folyamatot lehetetlen kísérletileg megvizsgálni, ezért egyszerűbb részjelenségekre vonatkozó célzott kísérletek alapján számítógépes modelleket kell alkotni, majd ezeket a modelleket egymáshoz kapcsolva a teljes reaktor működésének szimulálása útján lehet információt szerezni egy adott folyamat lezajlásáról. Természetesen különböző kísérletek és ezek felhasználásával különböző modellek szükségesek az erőmű normál üzemi és üzemzavari folyamatainak megismeréséhez, valamint a kiégett fűtőelemek hosszú távú tárolása alatt lejátszódó jelenségek leírásához, és naprakészen követni kell a technológia fejlődését és a változó igények (pl. gazdaságosság, manőverezés) által felvetett újabb és újabb kérdéseket is. Az elkészült modelleket folyamatosan ellenőrizni (validálni) kell a hozzáférhetővé váló kísérletek szimulációjával, valamint más modellekkel való összehasonlítással, amiben kiemelkedő szerepe van a nemzetközi együttműködéseknek, különös tekintettel a NAÜ és az OECD NEA által szervezett projekteknek.

A jelenleg üzemelő reaktorok esetén – a tervezés során alkalmazott nagy ráhagyások kihasználásával – a gazdaságosságot jelentősen növelték a teljesítménynövelő és üzemidő-hosszabbítási projektek, miközben – a fukusimai balesetet is figyelembe véve – számos biztonságnövelési intézkedést is bevezettek. A hazai és nemzetközi tendenciák alapján a fenntartható fejlődést időről-időre tovább fokozzák újabb fűtőelemek kifejlesztésével, alkalmazásával, melyek új fizikai folyamatok modellezését is szükségessé teszik. A biztonság igazolásának szinten tartása és fokozása érdekében az újabb fűtőelemek determinisztikus biztonsági elemzéseikhez, az engedélyezéshez az egyes fizikai folyamatokat az igényeknek megfelelően egyre pontosabban, egyre részletesebben kell modellezni, szimulálni kísérleti adatok felhasználásával.

A fejlesztendő szimulációk pontosságának tudományos alapon történő növeléséhez hozzátartozik az egyes diszciplínák - reaktorfizika, termohidraulika, fűtőelem-viselkedés – korábbiaknál szorosabban csatolt, egységes modellezése. E téren, a számítógépi kapacitások növekedésével a fejlesztések már megkezdődtek, a nemzetközi tendenciák is ebbe az irányba mutatnak, ugyanakkor az is egyértelművé vált, hogy a fizikai folyamatok bonyolultsága miatt a csatolt, különböző részletettségű modellek validációjához új, részletesebben dokumentált kísérletekre van szükség, ami elsősorban csak nemzetközi összefogással valósulhat meg. E téren érdemes az OECD NEA (nemzeti keretek között

finanszírozott) jövőbeni projektjeiben részt venni, mivel itt a korábbiakhoz hasonlóan VVER erőművekre is vonatkozó, kísérleti adatbázison nyugvó benchmarkok indulása tervezett.

A reaktorokban lejátszódó komplex folyamatok elemzésének legmodernebb eszközei az ún. multiphysics kódok. A hagyományos reaktorfizikai, illetve termohidraulikai kódok esetében vagy egyáltalán nincsen csatolás a különböző jelenségcsoportok között (azaz például csak termohidraulikai vagy csak reaktorfizikai jelenségeket vesznek figyelembe), vagy ha van, az úgy történik, hogy az alapjelenség (pl. termohidraulikai folyamatok) modellezésére használt kódhoz egy másik jelenségcsoport (pl. reaktorfizika) modellrendszerét jelentősen egyszerűsítik. Ezzel szemben a multiphysics kódok esetében a csatoláshoz nem szükséges feltétlenül az egyszerűsítés. Az ilyen típusú kódok validációja sokszor nehézségekbe ütközik. A problémát jellemzően az okozza, hogy a validálást olyan környezetben végzett mérések segítségével lehet csak elvégezni, amelyek egyszerre több jelenségcsoport mérését teszik lehetővé, azok egymásra hatásának vizsgálatával. Ilyen például a reaktorfizika esetében a termikus visszacsatolások (reaktivitástényező) esete, amelyek hatását csak olyan környezetben lehet vizsgálni, ahol a reaktor kellően nagy hőteljesítménnyel rendelkezik. A kritikus rendszernél nagyobb teljesítményű, de nagy számú, adott esetben nagyon precíz mérés végrehajtásához teret biztosító kutatóreaktorok száma az utóbbi évtizedekben jelentősen csökkent. Emiatt felmerült annak a lehetősége, hogy a BME Oktatóreaktorát ilyen validációs mérésekre használjuk fel. Nemzetközileg erre igen széles körű érdeklődés mutatkozik.



9. ábra: A reaktorfizikai számítások szintjei

A modellek pontosságának növelése mellett fontos fejlesztési terület a szimulációs számítások bizonytalanságainak hatékonyabb felmérése kísérleti adatok felhasználásával. A számítási bizonytalanságok csökkentésével mind a gazdaságosság, mind a biztonság növelhető. Nemzetközi téren, a modellezés minden szintjén, skáláján a szimulációk bemenő adatainak bizonytalanságaiból kiindulva új módszerek fejlesztése folyik az OECD NEA (nemzeti keretek között finanszírozott) projektjeiben, ezekben való részvétel a jövőben is alapvető fontosságú, mivel számos, kiinduló kísérleti (bizonytalansági) adat is hozzáférhető.

A jelenleg üzemelőektől eltérően az építendő új atomerőművek sokkal feszítettebb tempójú üzemelésre vannak tervezve. E téren egyrészt a jelenleg üzemelő reaktorok szimulációs bázisán alapulva folytatni kell azon modellek kifejlesztését, melyekkel az új blokkok specifikumai, követelményei alapján a szállítótól független biztonsági elemzések elvégezhetők, illetve a beüzemelés és a majdani üzemeltetés feladatai hazai támogatással megvalósulhatnak. A modellek fejlesztéséhez, validálásához az új blokkokhoz hasonló, VVER-1000 reaktorra vonatkozó kísérleti adatokat is tartalmazó, OECD NEA (nemzeti keretek között finanszírozott) benchmark-feladatokban érdemes részt venni, illetve a VVER erőműveket használó országok „in kind” alapon működő AER („Atomic Energy Research”) együttműködése is jelentős szerepet játszhat, mivel a jelenleg Pakson üzemelő reaktorok biztonsági elemzéseire kifejlesztett eszköztárak jelentős részét is ebben az együttműködésben fejlesztették ki és validálták. Az új erőművek esetén fokozottan érvényes az egyes szimulációs modellek pontosságának fejlesztése, az egyes diszciplínák csatolása, a bizonytalanságok új módszerekkel történő felmérése, többek között azért is, mivel jelenleg a VVER-1200 reaktorra nem túl sok üzemeltetési tapasztalattal rendelkezünk.

Az alábbiakban sorra vesszük az egyes területeken jelentkező feladatokat.

Reaktorfizika

A reaktor- és neutronfizikai számítások egyik fő célja a reaktor zónájának aktuális tervezése. A 100 %-on történő üzemeltethetőség egyik záloga a megfelelő zónamonitorozás, azaz a zóna állapotáról szóló mért jelek értelmezése és annak megítélése, hogy az azok alapján számított paraméterek értékei a biztonsági korlátok alatt vannak-e. A reaktor- és neutronfizikai számítások nélkülözhetetlenek a megbízható, magas színvonalú zónamonitorozáshoz. Ráadásul a biztonsági elemzések egyik fő háttérét és az optimális üzemeltetési vizsgálatok jelentős részét is a reaktor- és neutronfizikai számítások képezik.

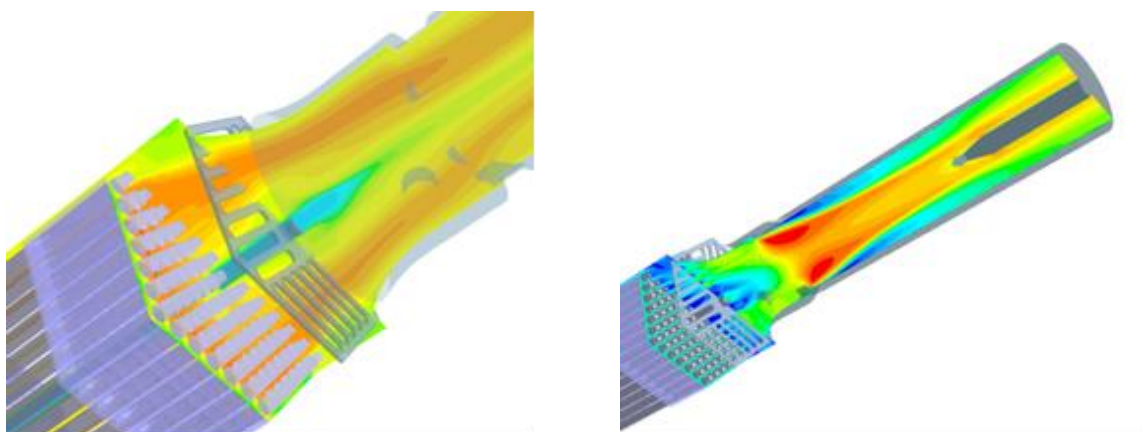
Az aktív zóna fizikájának vizsgálatához és új üzemanyag bevezetése (MOX-REMIX) esetén szükség van determinisztikus és Monte Carlo alapú programok alkalmazására. A meglévő hazai fejlesztésű programok továbbfejlesztése preferált, hogy a szükséges programmódosítások, az igényekhez való illesztés gördülékenyebb és költséghatékonyabb legyen. Szükséges a teljes zónát leíró modellező rendszer kiépítése a lokális paraméterek vizsgálatára, valamint a nukleáris üzemanyag szállítóeszközeinek szubkritikussági elemzéseire alkalmas modellek kidolgozása.

A VVER-1200-as blokkok zónája szükségessé teszi a reaktorfizikai modellek fejlesztését mind az új effektusok figyelembe vétele, mind a számítási sebesség növelése terén. Az új blokkok üzemanyag kazettái hosszabbak és pálcái között különbözőek lehetnek. Ez egyrészt méretbeli növekedést jelent, másrészt a kazettán belül horizontális irányban centiméteres felbontással kell a neutronfluxust és a kiégést meghatározni. Emiatt sokkal több térfogatelemre kell számítást végezni, mint a VVER-440-es blokkokon. Másrészt a zóna nagyobb magassága miatt (majdnem 4 méter), az axiális xenon lengés jelentősége is megnő. Ezért a modelleknek képesnek kell lennie néhány órás időskálán mozgó számításokra. A lokális effektusok térbeli felbontásának finomodását, valamint a dinamikai viselkedés térbeli csatolásának gyengülését tovább erősíti a teljesítménykövető üzemmód alkalmazása. A térbeli anomáliák ugyanis a kiégés előre haladásán keresztül különböző kezdeti és peremfeltételeket tudnak előidézni az üzem során, melyek az üzemi tranziensek sokaságának elvégzését teszik szükségessé a rugalmas, de biztonságos üzemeltetéshez.

A fent jelzett effektusok miatt csak egy VVER-1200-as blokkra aktualizált reaktorfizikai programmal lehet vizsgálni az üzemeltetés során fontos korlátok megfelelőségét.

Termohidraulika

A VVER-1200 blokk típusra vonatkozó modellek a hazai gyakorlatban eddig is sikerrel alkalmazott ATHLET, RELAP és APROS rendszerkódokban fognak megvalósulni. A modelleket benchmark számítások útján kell majd validálni. Az áramlások és keveredések szimulációja érdekében VVER-1200 blokk típusra jellemző modelleket kell kifejleszteni az üzemanyag kötegeken belüli és a kötegek közötti viszonyok elemzésére, továbbá keveredési modelleket kell kidolgozni a primerköri nagyberendezésekre.



10. ábra: Hűtőközeg áramlási viszonyai a kazetta fejrészében CFD számítás szerint
(© MTA EK)

Az új blokkok termohidraulikai biztonsági elemzéseiben használandó modelleket benchmark számítások útján kell validálni. Az áramlások és keveredések szimulációja érdekében az új blokk típusra jellemző modelleket kell kifejleszteni az üzemanyag kötegeken belüli és a kötegek közötti viszonyok elemzésére, továbbá keveredési modelleket kell kidolgozni a primerköri nagyberendezésekre. Meggondoltuk, hogy érdemes-e a termohidraulikai kódok validációjához egy hazai kutatási berendezést létesíteni, mivel egy hasonló célú kutatási berendezés (PMK-2) nagy szerepet játszott a meglévő paksi blokkokra vonatkozó termohidraulikai ismeretek megszerzésében. Az új berendezéssel kapcsolatos elképzelések az 5.5.3. szakaszban találhatóak. Ez kapcsolódik alapvető célunkhoz, hogy a kísérleti alapra épülő termohidraulikai rendszerkódok évtizedes tapasztalatait átadjuk a következő generáció számára. Az egyszerre kísérleti és elemzési munka érdekes, változatos és komplex feladatai segíthetnek a fiatal kutatói bázis megteremtésében.

A termohidraulikai rendszerkódok egyre részletesebb felosztással képesek a számítások végrehajtására, mindamelllett az ilyen részletességű modellek még jellemzően kevésbé validáltak. Az üzemzavari folyamatok modellezésénél a klasszikus termohidraulikai rendszerkódokat egyre gyakrabban használjuk háromdimenziós jelenségek leírására. Az ehhez kapcsolódó validációra nemzetközi szinten (OECD NEA) is jelentős érdeklődés van, ennek megfelelően érdemes ezekben a projekteknél részt venni.

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 kísérletileg ellenőrzött WAHA3 numerikus számítógépes

kód formájában, amellyel modellezni lehet egyes csőszakaszokat, és nagy biztonsággal eldönthető, hogy fellép-e bennük kavitációs vagy esetleg gőzkondenzációs vízüteses fizikai folyamat. Legújabban számítások történtek a jelenlegi paksi VVER-440 blokkokra, de a modellt alkalmazni lehet majd az új blokkok csővezetékeinek analízisére is.

A fűtőelemek viselkedése és kezelése

Az üzemanyag-ellátottság Magyarország energiapolitikájának alapvető részét képezi. Ezért az alkalmazott és más potenciális szállítóktól beszerezhető fűtőelemek vizsgálatára fel kell készülni. Mindemellett szem előtt kell tartani, hogy a fenntartható atomenergia alapvető tervei közt szerepel a MOX-REMIX típusú üzemanyag alkalmazása. Ezen felül a kiégett üzemanyag ún. back-end stratégiáját ki kell dolgozni, ennek részei lehetnek a végleges elhelyezés vagy reprocessálás. Ezért röviden a következő irányvonalak mentén célszerű fejlesztéseket végezni:

- Fűtőelem-viselkedési elemzések fejlesztése.
- Mélygeológiai tároló kialakításához és a baleseti scenáriók feltérképezéséhez terjedési modellek kidolgozása.
- VVER-1200 blokkspecifikus fűtőelem típusra vonatkozó fűtőelem-viselkedési modellek kidolgozása és validációja.
- Fűtőelemek inheretikuságára vonatkozó eljárások fejlesztése.
- A kiégett üzemanyag hasznosításának lehetőségei jelenlegi technológiákkal, ill. 4. generációs reaktorokkal. Reprocessálási lehetőségek elemzése.

Az új blokkokkal kapcsolatos feladatok mellett a fűtőelem-viselkedés területén az elkövetkező időszak legnagyobb kihívásait az új fejlesztésű anyagokra (elsősorban burkolatanyagokra) vonatkozó modellek elkészítése és validálása, a manőverezés által felvetett kérdésekre adandó minél pontosabb és megbízhatóbb válaszok megtalálása és a közép- és hosszú távú tárolás során lejátszódó folyamatok megismerése és modellezése lesz.

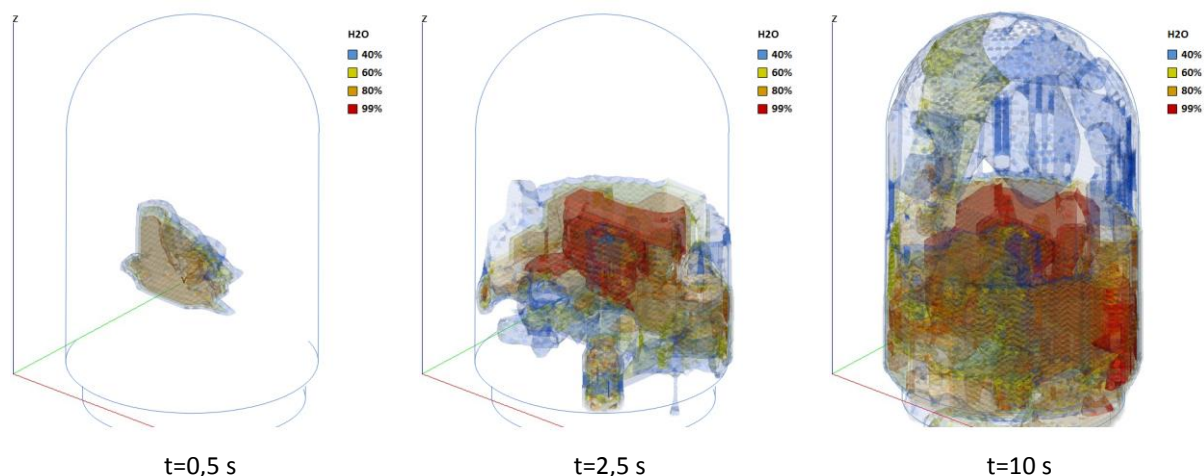
A konténmenten belüli folyamatok elemzése

A posztulált kezdeti események következtében végbemenő, konténmenten belüli folyamatok elemzésére szolgáló modell elkészítése. Ezzel kapcsolatban vizsgálni kell:

- a konténmenten belüli gáz és gőz terjedését, különös tekintettel a hidrogén, a hidrogénrobbanás elemzésére;
- az üzemanyagból kikerülő radioaktív anyag terjedését a konténmenten belül kialakult sugárzási tér szempontjából, valamint a konténmenten kívülre kijutó radioaktív anyagok aktivitásának meghatározása céljából;
- a zónaolvadék stabilizálásának folyamatát a súlyos balesetekre megfogalmazott biztonsági követelmények betartásának igazolása céljából.

A 3. generációs atomerőművekben általánosan alkalmazott passzív biztonsági rendszerek (VVER-1200 esetén a passzív konténmenthűtés, passzív katalitikus rekombinátorok) működésének megfelelőségét és konténmentfolyamatokra gyakorolt hatását korszerű számítási módszerekkel kell ellenőrizni és értékelni, amihez szükség van a természetes cirkulációs folyamatok lehető legpontosabb modellezésére. E számítások 3D-s kódok felhasználását igénylik. Zónaolvasdós súlyos baleset esetén egy újszerű eszközzel, az olvasdékcsapdával történik a zónaolvasdék stabilizálása a VVER-1200 atomerőműben. E berendezés működésének modellezése a jelenlegi eszközeinkkel csak korlátozottan lehetséges. A szükséges modellfejlesztés ezen a területen is az elméleti és kísérleti munkák

összehangolásával valósítható meg, szoros összefüggésben a súlyos baleseti folyamatok modellezésével.



11. ábra: A gőz terjedése a konténmentben csőtöréses üzemzavarkor, GASFLOW 3D számítás szerint (© NUBIKI)

Súlyos balesetek

A súlyos baleseti folyamatok modellezése is egyre pontosabb számítógépi kódokat igényel. E kódok fejlesztése olyan stádiumba jutott, hogy részletességük, pontosságuk lehetővé teszi termohidraulikai folyamatszimulációjuk összehasonlítását a DBA számításokhoz alkalmazott rendszerkódok eredményeivel. Fejlesztés alatt van már olyan kód, az AC2 (GRS), amely alkalmas a rendszerkód és a súlyos baleseti kód feladatainak ellátására is. A korszerű súlyos baleseti kódokkal (ASTEC, MELCOR, AC2) benchmark számításokat kell végezni a tervezésen túli és súlyos baleseti folyamatokra vonatkozó számítások megfelelő minőségének biztosításához.

Előfeszített vasbeton hermetikus védőépület modellezése

Az új paksi blokkok a jelenlegiektől eltérően előfeszített vasbeton védőépülettel rendelkeznek majd, amely a külső hatások – különös tekintettel a dinamikus hatásokra, pl. repülőgép, tornádó által felkapott tárgy becsapódása – elleni védelmet is szolgálja. A külső hatások elleni védelem elemzéséhez ki kell dolgozni a védőépület részletes modelljét és tovább kell fejleszteni a rendelkezésre álló modelleket, hogy azok képesek legyenek meghatározni az öregedés és a lokális tönkremenetel hatását is. A kifejlesztett modellek validálására vasbeton próbatesteken végzett mérések (pl. lőtéri tesztek a becsapódás szimulációjára) szolgálhatnak.

Aktivitásterjedés

Az épületen belüli, valamint a környezetben kialakuló sugárzási viszonyok meghatározása területén a metodika, az elemzési eszközök és az input adatok területén is szükséges a fejlesztés, különösen a bizonytalanság forrásainak és mértékének meghatározása, valamint a bizonytalanság csökkentése érdekében. A sugárzási viszonyok meghatározására a biztonsági elemzések, a baleset-elhárítás, valamint a fennálló tényleges sugárzási helyzet felmérése esetében is szükség van, figyelembe kell venni, hogy esetenként eltérő feltételezések, módszerek alkalmazása szükséges.

Alapvető szimulátor adaptálása az új blokkokra és kiegészítése szekunderköri jelenségekkel

Az elmúlt években jelentős erőfeszítések történtek egy új, személyi számítógépen futtatható, ún. alapvető szimulátor kifejlesztésére. Ennek célja általánosan egy nyomottvízes atomerőmű primer körű folyamatainak modellezése, azonban konkrét modelljét a VVER-440 adja. Az új blokkok fényében adódik a felvetés, hogy ezt a szimulátort adaptáljuk VVER-1200-as környezetre is. Ezen túlmenően a szimulátort célszerű kibővíteni szekunderköri folyamatokkal is, mivel így nyilvánvalóan az eszköz alkalmazási területe jelentősen bővíthető. A szimulátor jelenlegi változatára határozott érdeklődését fejezte ki a Nemzetközi Atomenergia Ügynökség.

5.2.2. Biztonsági elemzések

A biztonsági elemzések célja a nukleáris létesítmények biztonságának értékelése, amelynek alapja a lezajló folyamatok megértése, modellezése és szimulációja. Az elemzési feladatok megoldásának alapját a számítógépes modellalkotás és kiértékelés adja. Módszereiket tekintve az elemzések determinisztikus és valószínűségi alapú elemzésekkel állnak. A valószínűségi és a determinisztikus elemzések napjainkban egyre jobban összefonódnak. Az események, eseménysorok bekövetkezésének várható gyakorisága szerint differenciált követelmények és az azoknak megfelelő elemzési módszerek felhasználásával történik a determinisztikus folyamatszimuláció, a folyamatok valószínűségi modelljeibe pedig beépülnek a determinisztikus számítások eredményei, lehetőség szerint figyelembe véve az elemzésekben rejlő bizonytalanságok hatását is.

Az atomerőművekben és azok berendezéseiben lejátszódó folyamatok determinisztikus számítógépes modellezése minden esetben kísérletekkel ellenőrzött eszközökkel készül. A számítógépes modellezés alapja a folyamatok lényegi viszonyainak megértése, főbb paramétereinek megismerése, azaz a kísérletekből nyerhető ismeretek és a megbízható elméleti alapok. A folyamatokat bonyolultságuk ellenére úgy kell modellezni, hogy a számítások mintegy szimulálják az atomerőműben és berendezéseiben ténylegesen lejátszódó események egymásutóját. A szilárd tudományos alapokon nyugvó szimuláció és modellezés alapvető fontosságú a reaktorok biztonságának megítélésében, az engedélyezési eljárásban szükséges biztonsági elemzések során.

A determinisztikus biztonsági elemzések során az üzemzavari és baleseti folyamatokat (esetenként csatolt) reaktorfizikai és termohidraulikai kódokkal lehet lejátszani, és az eredmények alapján lehet választ adni arra a kérdésre, hogy az adott folyamat során az összes biztonsági követelmény teljesülése megfelelő tartalékkal biztosított-e. E kérdések elbírálásában játszanak szerepet a fűtőelem-viselkedési és a reaktortartály-szilárdsági számítások. A meglévő paksi blokkok determinisztikus elemzésére validált determinisztikus elemzési eszköztár készült. Ezzel az eszköztárral az 5.2. szakasz foglalkozik.

Most az eddigi jó gyakorlatnak megfelelően fel kell készülni az új blokkokhoz kapcsolódó validált determinisztikus elemzési eszköztár elkészítésére és folyamatos karbantartására. Tekintettel arra, hogy az új és a meglévő blokkok között komoly műszaki különbségek vannak, ezért az új eszköztár részleteinek kimunkálása, új modellek beépítése és kipróbálása, az eredmények kísérletekkel történő ellenőrzése nagy feladat.

Az új blokkok determinisztikus elemzéseinek megfelelő színvonalú fejlesztéséhez nem csak az eszköztár fejlesztése szükséges, de az elemzések néhány módszertani kérdéséről is át kell gondolni. A fukusimai események rávilágítottak arra, hogy az üzemzavari és baleseti

folyamatokat az eddig szokásosnál sokkal hosszabb időtávon és a rendelkezésre álló összes beavatkozási lehetőséget figyelembe véve is szükséges elemezni. Az ilyen kis gyakoriságú események analízisei a legjobb becslés módszerével készülnek. A számítógépek fejlődésével a determinisztikus biztonsági elemzések időigénye jelentősen csökkent, ez lehetőséget biztosít nagyobb mennyiségű számítás elvégzésére, melyből a lejátszódó folyamatok bizonytalanságai becsülhetők. A számítássorozat segíthet az operátorok felkészítésében a megfelelő beavatkozás megalapozásával, illetve a beavatkozás időzítésének tervezésével. A megszerzett tapasztalatok a valószínűségi biztonsági elemzések eseményfáinak részletesebb kidolgozását is támogatják.

Napjainkban a nukleáris ipar számos területén törekednek a döntéshozatal kockázatszpontú megalapozására, melynek elsődleges eszköze a valószínűségi biztonsági elemzés. A biztonsági elemzéseknek e modern formája lehetőséget nyújt a biztonság, pontosabban a kockázat teljes létesítményre kiterjedő számszerű értékelésére. Segítségével meghatározható a súlyos balesetek kialakulásának esélye, valamint ennek bázisán a nagy radioaktív kibocsátás gyakorisága, illetve a környezeti és egészségügyi következmények is számszerűsíthetők. Az elemzések az új atomerőművek tervezéséhez és biztonságos üzemeltetéséhez kapcsolódóan számos területen felhasználhatók: például tervváltozatok kockázatszpontú értékelése, átalakítások biztonsági megalapozása, karbantartás-tervezés és ellenőrzés, üzemeltető személyzet képzési programjának kialakítása vagy továbbfejlesztése, súlyos balesetek kezelésének támogatása.

Továbbra is napirenden lévő feladat a kockázatelemzés módszereinek és eszközeinek továbbfejlesztése a nukleáris biztonság szempontjából fontos üzemzavari és baleseti folyamatok minél teljesebb és valósághűbb valószínűségi alapú leírása érdekében. Az újgenerációs erőművek korábbiaktól eltérő technológiai megoldásainak valószínűségi modellezése kapcsolt fizikai és valószínűségi modellek kifejlesztését és alkalmazását teszi szükségessé. Általánosabb értelemben a dinamikus valószínűségi biztonsági elemzésre irányuló erőfeszítésekben jelenik meg a kapcsolt modellek felhasználásának igénye. Ezzel szoros összefüggésben az USA-ban megkezdődött az CRA⁵-módszerek fejlesztése. A digitális irányítástechnikai rendszerek térnyerésével a valószínűségi biztonsági elemzés nem tudott lépést tartani, holott nagy szükség lenne az e rendszerek alkalmazásával összefüggő kockázat pontosabb számszerű kifejezésére is.

A fukusimai atomerőmű 2011. évi balesetének tanulságai ráirányították a figyelmet arra, hogy a hagyományos blokkszintű biztonsági elemzés és kockázatértékelés mellett – az egy telephelyen elhelyezkedő több erőművi blokk együttesét és a blokkok közötti kölcsönhatásokat elemezve – a telephelyszintű biztonságot, illetve kockázatot is értékelni kell. Ugyancsak a fukusimai tapasztalatok alapján került előtérbe a külső veszélyekből és a veszélyek kombinációjából származó veszélyeztetettség megismerése és a veszélyeztető események hatásának jellemzése. Ezek segítségével teljesebb képet alkothatunk az atomerőművek esetleges gyenge pontjairól, továbbá fejlesztési és elemzési támogatás nyújtható az új atomreaktorok tervezéséhez. A fejlesztések eredményeinek felhasználásával biztosítható az atomerőművek külső veszélyek hatásaival szembeni megfelelő szintű védettsége, és megelőzhetők a fukusimaihoz hasonló súlyos balesetek. További fontos fejlesztési irány annak feltárása, hogy miként lehet a kis valószínűségű, teoretikus súlyos balesetek következményeit enyhíteni. Bár számos következménycsökkentési eljárást és

⁵ CRA – Computational Risk Assessment

eszközt alkalmaznak már az üzemelő atomerőművekben, és további balesetkezelési megoldások is beépültek az új, 3. generációs atomerőművek terveibe, számos területen van még szükség kutatásra és fejlesztésre. A súlyos balesetekkel szembeni védettség növelése mellett kiemelten fontos elemzési területté vált a súlyos balesetek környezeti következményeinek vizsgálata kockázatelemzési módszerekkel. E téren napjainkban is jelentős eszköz- és módszerfejlesztési igény mutatkozik, szoros összefüggésben a telephelyszintű kockázatelemzés és a külső veszélyek analízise kapcsán felmerült kihívásokkal.

A tervezett új atomerőművi blokkokon a létesítmény-fenntartást a legkorszerűbb nemzetközi és hazai jó gyakorlatok alkalmazásával kell biztosítani. Ennek részeként – a nukleáris biztonság elsődlegességének szem előtt tartásával – költséghatékonyan kell a kockázati szempontokat is érvényesíteni a létesítmény-fenntartás összetett tevékenységének különböző területein. Vonatkozik ez többek között a karbantartásra, az üzem közbeni anyagvizsgálatra és az üzem közbeni próbákra, beleértve e tevékenységek tervezését, végrehajtását és eredményének, hatékonyságának ellenőrzését is. Már az új blokkok létesítésének korai szakaszában meg kell kezdeni a kockázatszemponthú létesítmény-fenntartás megalapozását. A jelenlegiekhez képest továbbfejlesztett kockázatszemponthú vizsgálati és értékelési módszerek alkalmazásának az üzemelő atomerőművi blokkok esetében is létjogosultsága van, különös tekintettel a biztonsági és gazdaságossági követelményeket együttesen kielégítő alkalmazásokra.

Összességében megállapítható, hogy a determinisztikus és a valószínűségi biztonsági elemzések eszközháza és az elemzések elfogadási kritériumainak rendszere a ma használatos 2. generációs reaktorok tekintetében lényegében adottnak tekinthető. A tudomány folyamatos fejlődése, az újgenerációs atomerőművekben alkalmazott tervezési megoldások, az ezen erőművekben zajló lényegesen újszerű, a korábbi atomerőművi folyamatoktól különböző folyamatok, a számítógépi lehetőségek gyorsütemű fejlődése szükségessé és lehetővé teszik a determinisztikus és valószínűségi biztonsági elemzések eszközházaának megújítását, pontosságának fokozását és így a nukleáris biztonság egészének további javítását. Emellett a fukusimai reaktorbaleset tapasztalatai számos új kihívásra világítottak rá a biztonsági elemzések terén is. Közülük ki kell emelni a több-blokkos telephelyek, így a paksi telephelyen működő négy atomerőművi blokk, továbbá a tervezett új blokkok biztonsága együttes, komplex elemzésének és értékelésének kérdését. Ez a komplex elemzés determinisztikus és valószínűségi módszerek együttes alkalmazását igényli, ugyanakkor jelenleg még nem állnak rendelkezésre általánosan elfogadott módszerek az ilyen jellegű vizsgálatokhoz.

A létező és az építendő hazai atomerőművi blokkok szempontjából a korszerű biztonsági elemzési eszközháza folyamatos rendelkezésre állása kulcskérdés. Az új elemző eszközök, módszerek validációjához új kísérleti háza biztosítása válhat szükségessé, amelyen a meghatározó fizikai folyamatok – különös tekintettel a háromdimenziós modellezést igénylő jelenségekre – tanulmányozhatók. E kísérletek egy részét hazai házison, másik részét külföldi partnerekkel közösen, külföldi kutatóhelyeken érdemes elvégezni és hasznosítani.

Az új blokkok kapcsán a következő modellek és módszertani fejlesztések állnak az érdeklődés középpontjában

a determinisztikus biztonsági elemzés terén:

- teljesítménykövető üzemmód hatásainak vizsgálata;

- fal nélküli kazetták hatása a biztonságra;
- a nagyobb zóna miatti térbeli effektusok vizsgálata (pl.: xenon-lengés).

a valószínűségi biztonsági elemzés terén:

- irányítástechnikai rendszerek meghibásodásainak modellezése;
- emberi megbízhatóság realisztikus modellezése;
- passzív biztonsági rendszerek meghibásodási modelljeinek vizsgálata, kiemelve a zónaolvadék stabilizálásáért felelős rendszerek vizsgálatát;
- kockázatszempon্তু alkalmazások rendszerének kifejlesztése és használata;
- egymással összefüggő belső és külső veszélyeztető tényezőkre vonatkozó modellek továbbfejlesztése, ill. több blokkal rendelkező telephely esetére vonatkozó közös okú meghibásodások modellezésének továbbfejlesztése.

5.2.3. Atomerőművek blokkjainak monitorozása és diagnosztikája

Atomerőművi információs rendszerek központja

Atomerőművek esetén az üzemeltető személyzetet néhány, jól behatárolt funkcióval bíró informatikai rendszer látja el részletes technológiai adatokkal. Ezek közül a rendszerek közül a legfontosabbak fejlesztésében az MTA EK a Paksi Atomerőmű üzembe helyezése óta részt vesz, a fejlesztést maga végzi vagy irányítja azt. Ezek a blokkszámítógép, a zónamonitorozó, a reaktivitás monitorozó, az átrakási neutron fluxus ellenőrző és a sugárvédelmi ellenőrző rendszerek közül a SER-KK rendszer. Ezen rendszerek adatainak egy részéhez nemcsak az erőmű, hanem a hatóság munkatársai is hozzáférhetnek a szintén az MTA EK által fejlesztett CERTA VITA hatósági ellenőrző rendszeren keresztül.

Az MTA EK vezető szerepet játszik a Paksi Atomerőmű teljesléptékű szimulátorának fejlesztésében. Az MTA EK jelenleg rendelkezik a teljesléptékű szimulátor replikájával (hardver és szoftver szinten is tökéletes mása a paksi szimulátornak, képernyő alapú vezénylővel).

Az elmúlt években részben a fejlesztések kivitelezésének támogatására, részben oktatási célból létrejött az intézeti szimulátor csatolása az MTA EK által fejlesztett paksi VERONA zónamonitorozó rendszer, a blokkszámítógép és a CERTA VITA hatósági ellenőrző rendszer másolataival. Így a szimulátorral meghajtva ezeket a technológiai információs rendszereket egy olyan komplex információs rendszer jött létre, amely segítségével az erőmű szinte bármely releváns mérése és így folyamata vizsgálható volt.

Ezt a komplexumot ad hoc jelleggel évek óta használják a hatóság és a BME igényeinek megfelelően oktatási célokra is, illetve az erőmű és más megrendelők kérésére bizonyos szimulációs vizsgálatok elvégzésére, tehermentesítve így az erőmű szimulátor központját.

Az MTA EK az elmúlt évben fejezte be a VERONA zónamonitorozó rendszer felújítását, jelenleg részt vesz a blokkszámítógép rekonstrukciójában és jövőre kezdi meg a reaktivitás monitorozó és átrakás neutron ellenőrző rendszerek rekonstrukcióját. Szintén a közeljövőben az intézet várhatóan részt fog venni a paksi teljesléptékű szimulátor, valamint a sugárvédelmi és a hatósági ellenőrző rendszer felújításában.

Célszerű lenne ezeket a fejlesztési eredményeket összefogva egy olyan atomerőművi információs rendszerközpontot létrehozni, amely a jövőben szervezeten tudná kiszolgálni az új blokkok létesítése kapcsán várhatóan fokozódó hatósági és egyetemi oktatási igényeket,

fejlesztési terveket. Ehhez természetesen elengedhetetlen, hogy az intézet munkatársai az új blokkok információs rendszereinek fejlesztésében is részt vegyenek.

A zónamonitorozó és reaktivitás monitorozó rendszerrel kapcsolatban már történtek egyeztetések az orosz partner intézettel. A sugárvédelmi és a hatósági ellenőrző rendszerek teljes megújítására nincs szükség, viszont bővítésük koncepcionális tervezését a közeljövőben meg lehetne kezdeni.

Annak érdekében, hogy a fent felvázolt központ alapjait lefektessük, az elmúlt években fejlesztett multifunkcionális kompakt szimulátor modelljeit a jövőben bővíteni kell (pl. súlyos baleseti modellel, amely bővítés a jelenlegi paksi szimulátor esetén is tervbe van véve, és amely a szimulátor mellett telepített súlyos baleseti mérőrendszer és a jövőben telepítendő sugárvédelmi ellenőrző rendszer központi adatgyűjtőjének meghajtásáról is gondoskodni fog). Továbbá a megfelelő modelleket csatolni kell a jelenleg rendelkezésre álló technológia információs rendszerekkel, így gondoskodva azok meghajtásáról.

Zajdiagnosztika

A zajdiagnosztikai módszerek egyre jelentősebb szerepet kapnak a korszerű zónamonitorozásban és diagnosztikában. A modern számítási módszerek lehetővé teszik a reaktor átviteli függvényének meghatározását, amelynek segítségével a neutrondetektorok jelében észlelt ingadozásból, bizonyos alapfeltételezésekkel, meghatározható a zaj forrása, vagyis pl. egy rezonáló szabályozórúd, üzemanyagpálca vagy más anomália. Az MTA EK a kilencvenes évek eleje óta támogatja a Paksi Atomerőműben zajló vizsgálatokat. Ezen munkák kapcsán az intézet munkatársai létrehozták az erőműben napjainkban is használt PAZAR zajdiagnosztikai rendszert, amelyen havi rendszerességgel végeznek méréseket és értékelik ki azokat.

Ilyen számítási módszerek fejlesztésével és validációjával fogalkozik pl. a CORTEX H2020-as projekt, amelynek keretében a Pakson létrejött jelentős méretű adatbázist különféle szempontok szerint fogják feldolgozni. A módszerfejlesztés kísérleti validációjához általában zéróreaktorokat használnak, melyek zónájában egy periodikus reaktivitás-perturbációt hoznak létre. A zéróreaktorokkal szemben azonban az BME Oktatóreaktorának megvan az a tulajdonsága, hogy olyan teljesítményen is üzemelhet, ahol már a reaktivitás-visszacsatolásoknak is jelentős szerepük van. Ezért hasonló kísérletek elvégzése az Oktatóreaktoron fontos lépés lehet a fenti módszerek gyakorlati alkalmazása irányába.

5.3. Sugárvédelem és hulladékkezelés

Az atomenergia társadalmi elfogadottságának egyik kulcskérdése a radioaktív anyagok megfelelő kezelése, tárolása és a radioaktív hulladékká minősített anyagok végleges elhelyezése. A jelenleg működő és az épülő erőművi blokkokban, valamint az egyéb intézményekben keletkező radioaktív anyagok kapcsán az alábbi sugárvédelmi és hulladékkezelési kutatásokra van szükség.

- A radioaktív terhelésből származó hatások kockázatának pontosabb becsléséhez vizsgálni kell, hogy az élő rendszerek hogyan csökkentik a sugárzás káros hatásait, és hogy van-e olyan dózis, illetve dózisteljesítmény, amely felett az élő rendszerek javítási kapacitásai kimerülnek. Emiatt tisztázni kell, hogy a kis dózisoknál gyakran megfigyelt, a vártnál nagyobb sejtpusztulás a kockázatot növeli vagy csökkenti. Továbbá vizsgálni kell, hogy a sugárterhelés térbeli és időbeli eloszlása hogyan befolyásolja a kockázatot, különös

tekintettel a belélegzett radioaktív izotópokra. Szükséges az egyéni sugárérzékenység vizsgálata is, ami az anatómiai és fiziológiai különbségeknek is függvénye.

- Az atomerőműben – különös tekintettel az új blokkokra – a dolgozók külső és belső sugárterhelésének becsléséhez olyan részletes (pl. 3D) elemzésekre van szükség, amelyekkel optimalizálható a munkavégzés sugárvédelmi szempontból. Az épületen belüli, valamint a környezetben kialakuló sugárzási viszonyok meghatározása területén a metodika, az elemzési eszközök és az input adatok területén is szükséges a fejlesztés a bizonytalanságok csökkentése érdekében.
- A környezetben kialakult sugárzási viszonyok meghatározása érdekében – a numerikus modellezés mellett – szükséges a nukleáris környezetellenőrző rendszerek fejlesztése a nukleáris létesítmények környezetében és az országos hálózat esetében egyaránt. Ki kell dolgozni a sugárzási helyzet értékelését támogató országos rendszert, amely valamennyi lehetséges állapotban (normál állapot, a veszélyhelyzet korai és késői szakasza) segíti a mérési adatok alapján a helyzet felmérését és a szükséges beavatkozásokhoz tartozó döntések meghozatalát. Itt érdemes megemlíteni az MTA ATOMKI Hertelendi Ede Környezetanalitikai Laboratóriumát (HEKAL), mely a világon a második legjobb a természetes vizek tríciumtartalmának pontos meghatározásában. A mérőrendszer fejlesztése és ezáltal a terjedési modellek validációja kiemelt fontosságú.
- Meg kell vizsgálni, hogy a bátaapáti tároló a jelenleg üzemelő blokkokból kikerülő radioaktív hulladék befogadásán túl alkalmas-e az új blokkok kis és közepes aktivitású hulladékainak befogadására.
- Át kell tekinteni, hogy milyen lehetőségek vannak az intézményi radioaktív hulladékok végleges elhelyezésére azután, hogy a jelenlegi kapacitások betelnek. E körben meg kell vizsgálni a kutatóhelyeken, valamint a radioaktív anyagok orvosi és ipari alkalmazásai során keletkező radioaktív hulladékok mennyiségének várható alakulását. A fel nem szabadítható anyagok végleges elhelyezésére első sorban felszínközeli létesítmény(ek) létrehozását kell megtervezni. Ki kell dolgozni a fennálló sugárzási helyzetekhez rendelhető, optimálást is magában foglaló részletes hatósági és üzemeltetői intézkedéseket. Ehhez fel kell használni a mecseki uránbánya felszámolásával kapcsolatban eddig szerzett tapasztalatokat.
- Tervet kell kidolgozni a kutatóreaktor és az oktatóreaktor kiégett üzemanyagának végleges elhelyezésére. Az oroszországi visszaszállítás mellett más lehetőségeket is meg kell vizsgálni.
- A kiégett erőművi kazetták átmeneti tárolásának feltételeit felül kell vizsgálni. Azonosítani kell azokat a folyamatokat, amelyek veszélyeztethetik a fűtőelemek integritását a száraz tárolóban és amelyek korlátozhatják az átmeneti tárolási időszak meghosszabbítását.
- A kiégett kazetták (vagy reprocessálás esetén a nagy aktivitású hulladék) végleges mélygeológiai tárolója lehetséges helyének kiválasztását geológiai kutatásokkal kell megalapozni. Meg kell határozni azokat a védelmi gátakat, amelyek megakadályozzák a radioaktív izotópok kijutását a környezetbe. A természetes gátra (BAF-kőzetre) vonatkozó kutatások területén finomítani kell a rendelkezésre álló szorpciós modelleket, meg kell határozni, hogy a kationok mellett a radioaktív anionoknak a migrációja hogyan zajlik le a geokémiai mátrixban és meg kell vizsgálni, hogy a kationok megkötődése mennyire reverzibilis. Ki kell dolgozni, hogy milyen plusz mérnöki gátak lassítják az anionok migrációját. A mérnöki gátra vonatkozó tervek véglegesítéséhez meg kell

vizsgálni a bentonit víz- és gázáteresztő-képességét, valamint a konténerek hosszú idejű stabilitását a mélygeológia körülmények között.

- A nagy aktivitású hulladékok végleges elhelyezéséhez fejlett technológiákat kell kifejleszteni. Szükség van a vitrifikált hulladék stabilitásának és a radioaktív izotópok kioldódási sebességének vizsgálatára. Meg kell vizsgálni, hogy milyen változásokat okoz az üvegekben a beágyazott radioaktív izotópok bomlása.
- Analitikai módszereket kell kidolgozni a nagyon kis aktivitású radioaktív hulladék megbízható és gyors minősítéséhez. Ehhez tartozik a nagyon kis aktivitású radioaktív hulladék fogalmi körének és a rá vonatkozó sajátos elhelyezési feltételeknek hatósági kidolgozása. A nuklidspecifikus analitikai eljárásokkal kapcsolatos általános követelményeket illetően támaszkodni kell a már igazolt gyakorlatnak tekinthető „aránytényező” módszerek széleskörű alkalmazására.
- Meg kell őrizni és tovább kell fejleszteni a kiégett üzemanyag újrahasznosításával kapcsolatos kompetenciát (szakértelmet, numerikus modellezést) annak érdekében, hogy az esetleg később felmerülő lehetőségekre érdemi választ tudjunk adni. A kompetencia részben a reprocesszási technológiákra, részben pedig a feldolgozott kazettákból származó új üzemanyag hasznosítására és a reprocesszási maradék nagy aktivitású hulladékának kezelésére vonatkozik.
- Meg kell tervezni a működő blokkok leszerelési radioaktív hulladékának végleges elhelyezését. Olyan módszereket és eszközöket kell kidolgozni, hogy a fel nem szabadítható, tehát radioaktív hulladékként elhelyezendő csomagokban a lehető legkevesebb legyen az emberi egészségre potenciálisan káros anyag és a radioaktív izotópok ne kerülhessenek ki a bioszférába.

5.4. 4. generációs reaktorok

A Platform javasolja, hogy a 4. generációs reaktorok területén folyó kutatás-fejlesztés-innováció további állami támogatásban részesüljön.

A következő években e tevékenységek egyik fő célja az ALLEGRO Projektben való magyar részvétel. A visegrádi régió többi nukleáris kutatóintézetével és a francia CEA-val való együttműködés keretében a magyar résztvevőkre jórészt a reaktorzóna kialakításában, a reaktor és a fűtőelemek modellezésében, a fűtőelemekre vonatkozó vizsgálatok tervezésében, a reaktor biztonsági számításaiban és esetleg a reaktor fő paramétereinek mérését lehetővé tevő eszközök fejlesztésében várnak feladatok. Ezek a feladatok hasonló jellegűek azokhoz a feladatokhoz, amelyek a meglévő és az építendő paksi blokkok számítógépes modellezésével és szimulációjával kapcsolatosak, de azoktól nemcsak a gázhűtésű gyorsreaktor fizikai specifikumai miatt különböznek, hanem azért is, mert a Projekt a reaktor komplex fejlesztését tűzte ki céljául, tehát a feladatok egy nagyobb egész részét képezik. A Projekt egésze számára az általunk és más kutatóintézetek által elvégzendő feladatok mellett legalább olyan fontos a reaktor és annak rendszereinek tényleges megtervezése (jelenleg a koncepcionális, azaz még nem a részletes szinten). Igen szerencsés lenne, ha a Platform résztvevői ezekbe a tervezési munkákba is bekapcsolódhatnának.

A fenti feladatok szakmailag három kérdéskörrel kapcsolatosak.

Időben az első kérdéskör a gyors spektrumú reaktorok tervezési és biztonsági számítására szolgáló számítási apparátus pontosságának növelése. Kiderült például, hogy az alapvetően termikus spektrumú reaktorok számítására használt kommerciális reaktorfizikai programok pontatlanságai elérik azt a szintet, ami az egyidejűleg gazdaságos és biztonságos zónák

tervezését már akadályozza. Az okok kiderítése és a számítási pontosság növelése nemigen lehetséges saját fejlesztésű számítógépes programok alkalmazása nélkül. Ez a kérdéskör az ALLEGRO-hoz hasonlóan felmerül más gyorsreaktor-konceptióknál, így az ólomhűtésű reaktoroknál is.

A fenti reaktorfizikai bizonytalanságok egyik forrása, hogy nagyon kevés kísérleti adat áll rendelkezésre gyorsneutron-spektrumú berendezésekből, a hatáskeresztmetszet adatok és a reaktorfizikai módszerek elsősorban a termikus spektrumban validáltak. Éppen ezért érdemes megvizsgálni egy termikus abszorber és tartalék fűtőelem pálcák felhasználásával kialakítható, gyorsneutron-spektrumú besugárzási pozíció megvalósíthatóságát az Oktatóreaktor besugárzó alagútjában. A rendelkezésre álló reaktorfizikai kísérleti berendezések nagyon korlátozott száma európai finanszírozásra is esélyessé tehet egy ilyen projektet.

A második kérdéskör a reaktor biztonsága. A reaktor biztonságát sok eszköz biztosítja. Ezeknek elsősorban olyan passzív rendszereknek kell lenniük, amelyek működtetéséhez nem szükséges semmilyen, a reaktoron kívüli energiaforrás. A reaktor biztonságát alapvetően determinisztikus és valószínűségi biztonsági elemzésekkel kell igazolni. Ezek az elemzések módszereikben hasonlatosak a paksi reaktoroknál alkalmazott módszerekhez. A passzív rendszerek fejlesztésében és a biztonsági elemzések rendszeres elvégzésében a magyar résztvevőkre lényegi feladatok várnak. Ilyen feladat például egy harmadik, valóban diverz elven alapuló védelmi rendszer kidolgozása. Hasonlóan fontos feladat az üzemzavari hűtés időben történő megkezdését passzív módon biztosító nagy kapacitású nitrogéntartályok (nitroakkumulátorok) tervezése. A kellő gyorsaságú beavatkozáshoz ezekből a nagynyomású tartályokból a nitrogénnek gyorsan kellene átáramlania a reaktortartályba, de a gyors expanzió olyan mértékben lehűtené a gázt, hogy ez ridegedést okozhatna a szerkezeti anyagoknál, illetve az esetleges szennyeződések kifagyhatnának. Számításokkal kell megbecsülni, hogy a beáramoltatás megközelítőleg milyen gyors legyen.

A harmadik kérdéskör a reaktorzóna és a fűtőelemek tervezése. E feladat során olyan helyzetet kell teremteni, amikor a reaktor üzemeltetése a lehető legbiztonságosabb, azaz a fűtőelemek még súlyos üzemzavari helyzetekben sem sérülnek meg. Ehhez egyfelől a reaktorzóna egészének teljesítményét és a lokális teljesítménysűrűséget limitálni kell, miközben a zónában elhelyezendő besugárzó csatornában elhelyezett minták vizsgálata alapján megfelelő idő alatt lehet megbizonyosodni afelől, hogy a fűtőelemek még extrém helyzetekben sem károsodnak. A fent említett, a számítási pontosság növelésével kapcsolatos feladat éppen ennek a két, egymásnak feszülő célnak az egyidejű, elfogadható optimummal rendelkező elérését teszi lehetővé. Másfelől olyan fűtőelemeket kell tervezni, amelyek kellően ellenállóak az őket érő terheléseknek, elsősorban a magas hőmérsékletnek, ugyanakkor ezek gyártása elé ne tornyosuljanak technológiai nehézségek, azaz az anyagok jól megmunkálhatóak legyenek.

Továbbra is fontos kutatási terület a termikus reaktorokból és gyorsreaktorokból álló atomerőmű-flotta lehetséges üzemanyag-ciklusainak tanulmányozása és az optimum keresése. Optimumról elsősorban nem közvetlenül gazdasági értelemben, hanem az anyagmérleg szempontjából érdemes beszélni. Ezekhez a vizsgálatokhoz hazai fejlesztésű program áll rendelkezésre, amelynek folyamatos fejlesztése és újabb reaktortípusokra való kiterjesztése is feladat.

Amint azt a 4.5. szakaszban már leírtuk, a gázhűtésű gyorsreaktor mellett további negyedik generációs reaktortípusokat is fejlesztenek. A fejlesztésekben való részvétel nemcsak azért érdekes, mert az ismeretek részét képezik az elengedhetetlen tudásbázisnak, ráadásul jó terepet kínálnak a tehetséges fiatal szakemberek képzésére és továbbképzésére, hanem azért is, mert az ALLEGRO Projektben is hasznosítható eredményekre tehetünk szert.

A termikus magas hőmérsékletű gázhűtésű reaktossal kapcsolatos fejlesztésekbe való bekapcsolódást elősegíti, hogy az ALLEGRO projekttel kapcsolatban már megtörtént a hélium hűtőközeg kezelésére alkalmas rendszerkódok (pl.: CATHARE, APROS) használatba vétele. A hazai tudásbázis lehetővé teszi annak a fontos kérdésnek a vizsgálatát, hogy a folyadékszerű és a gőzszerű állapotok közötti átmenet vezet-e instabilitásokra, amelyeket a reaktor hűtőkörének tervezésekor el kell kerülni. Hasonlóan vizsgálni tudjuk azt a kérdést is, hogy hűtőközegvesztés esetén felléphet-e vízűtés, illetve robbanásszerű forrás.

A rendszerkódok adta képességet a folyékony ólom hűtőközegre is célszerű kiterjeszteni.

Tény, hogy a héliumhűtésű gyorsreaktorral kapcsolatosan nagyon kevés, szinte semmilyen kísérleti tudás nem áll rendelkezésre. Például a gyorsreaktoros fűtőelemekre vonatkozó (egyébként eléggé nehezen hozzáférhető) tudás csaknem kizárólag nátriumhűtésű berendezésekből származik. Ahhoz, hogy ezeket az ismereteket hasznosítani tudjuk, a nátriumhűtésű reaktorok modellezését nem szabad abbahagyni, hanem – lehetőség szerint nemzetközi keretekben – folytatni kell. Továbbá az OECD NEA kereteiben rendelkezésre állnak azok az adatok és módszerek, melyek felhasználásával kiválaszthatók azok a zéró-teljesítményű kritikus rendszerek, melyek segítségével akár a hélium-hűtésű zónák reaktorfizikai számításainak pontossága is növelhető.

5.5. Infrastruktúra

5.5.1. Fűtőelem laboratórium

Az MTA EK évekkel ezelőtt javaslatot készített egy Fűtőelem Laboratórium létesítéséről a paksi telephelyen. A Laboratórium létrehozásának célja kettős:

- komoly magyar támogatást jelent a regionális keretekben kifejlesztendő 4. generációs ALLEGRO gázhűtésű gyorsreaktor projekt előkészítéséhez,
- lehetővé teszi az új paksi blokkokban alkalmazott fűtőelemek mindenképpen szükséges vizsgálatát és ezen keresztül megteremti azt a szakértelmet, amely távlatilag megfelelő háttérrel adhat egy fűtőelemgyár magyarországi telepítésében.

Az ALLEGRO építésének előkészítésére alakult projekt jelenlegi munkái (tervezés, biztonsági koncepció, engedélyezés előkészítése) szlovák vezetéssel, a tagintézmények részvételével intenzíven folynak. Emellett három kutatólaboratórium létrehozása is szükséges. A kutatólaboratóriumok feladatai az alábbiak:

- A Technológiai Laboratórium (Csehország) feladata egyes nyitott technológiai kérdések megoldása, különös tekintettel a hélium-technológiára.
- A Fűtőelem Laboratórium (Magyarország) feladata a fűtőelemek minősítése, a későbbiekben az ALLEGRO-ban besugárzott kísérleti fűtőelemek vizsgálata.
- Az Anyagkutató Laboratórium (Lengyelország) feladata a magas hőmérsékletet elviselő anyagok kikísérletezése és minősítése.

Ezek a laboratóriumok a projekt számára alapvetően fontos kutatási infrastruktúrák.

A Fűtőelem Laboratórium alapvetően fontos alkalmazása várható az új paksi blokkok fűtőelemeinek vizsgálata révén. Ennek megértéséhez ismerni kell a működő blokkokkal kapcsolatos korábbi fejleményeket. Bár a fűtőelemek vizsgálati lehetőségének megteremtése már az erőmű építése során is felmerült, erre a pihentető medence kiépítése nem ad módot. (Az eltérő kiépítés miatt nem ez a helyzet a finnországi Loviisa Atomerőműben, és ezt a finnek alaposan kihasználták a fűtőelemek vizsgálatára.) Az évtizedek folyamán az MVM Paksi Atomerőmű Zrt. és az MTA Energiatudományi Kutatóközpont munkatársai kellő ismereteket gyűjtöttek össze a felhasznált orosz fűtőelemekről, lényegében az intenzív magyar-orosz együttműködés, az OECD Halden Reactor Projectben való részvétel, valamint a 2003-2012 között zajlott magyar-finn-orosz közös projekt révén. Ezek az ismeretek igen lényegesek, mert garantálják, hogy a fűtőelemek meghibásodás nélkül működnek teljes élettartamuk során, lehetővé teszik a fűtőelemek gazdaságilag optimális használatát és ilyen irányú továbbfejlesztését, továbbá hozzájárulnak a fűtőelemek beszállítására vonatkozó magyar kereskedelmi pozíció erősítéséhez.

A meglévő blokkok hátralévő húsz évnyi üzemideje, és főképp az ismeretek elért magas szintje miatt a meglévő blokkok fűtőelemeinek hazai vizsgálata nem indokolt.

Az új paksi blokkok esetében ugyanezek a kérdések újra felmerülnek, és célszerű egyrészt a blokkokon lehetővé tenni a fűtőelemek vizsgálatra való eltávolíthatóságát, másrészt kialakítani azt a laboratóriumot, ahol ezek a vizsgálatok elvégezhetőek. Ez utóbbi célra teljesen megfelelő lesz a tervezett Fűtőelem Laboratórium, amelynek kialakításakor nemcsak az ALLEGRO, hanem az új blokkok igényeit is figyelembe kell venni. A kettős funkció nem jár többlet költségekkel, kivéve azt, hogy az új blokkok és a laboratórium közti fűtőelem-szállítást (az üzemi területen belül) biztosítani kell. A tervek szerint az új blokkokon lehetővé válik a fűtőelemek üzem közbeni vizsgálata, azaz a valamennyire kiégett kötegek mindegyikének vagy a meghibásodás-gyanús kötegeknek a vizsgálata. Mivel az új VVER-1200 blokkok kazettái nagyobb méretűek és több fűtőelem-pálcát tartalmaznak, mint a VVER-440 blokkok kazettái, így a meghibásodott pálcák cseréje gazdaságilag is fontos feladat. Mindehhez egy olyan berendezés szükséges, amely lehetővé teszi az egyes kötegek bizonyos paramétereinek vizsgálatát és a hibásnak talált fűtőelempálcák cseréjét. Ez a berendezés teszi majd lehetővé azoknak a pálcáknak a kiszerezését, amelyeket azután részletesebben a létesítendő Fűtőelem Laboratóriumban lehet vizsgálni.

A Fűtőelem Laboratórium fő feladatai az alábbiak.

Az ALLEGRO fűtőelemek minősítése

Az ALLEGRO reaktor működésének első felében olyan gyorsreaktoros fűtőelemekből felépített aktív zónával fog működni, amelyekről kellő mennyiségű információ áll rendelkezésre a nukleáris biztonsági engedély megalapozásához. A majdani energiatermelő gázhűtésű gyorsreaktor fűtőelemeinek minősítése azonban az ALLEGRO projekt egyik legfontosabb feladata. A reaktorzónában speciális besugárzó csatornákat kell kialakítani burkolatszakaszok, tabletták és a minősítés utolsó fázisában fűtőelemek besugárzására. A besugárzott anyagok fizikai és kémiai tulajdonságainak mérésére már a Fűtőelem Laboratórium melegkamráiban kerül majd sor.

Az új paksi fűtőelemek vizsgálata

A Fűtőelem Laboratóriumot fel kell készíteni a Pakson építendő új blokkok fűtőelemeinek vizsgálatára hatósági és fűtőelem-gazdálkodási kérdések megválaszolása érdekében. A

vizsgálatok elvezethetnek az új paksi blokkokban használatos fűtőelemek fejlesztésének előmozdításához, együttműködésben a fűtőelemek gyártójával.

Nagyon lényeges azt kiemelni, hogy a fűtőelemek fejlesztése kapcsán Magyarországon létrejövő tudásbázis mindenképpen felhasználható lesz mind a fűtőelemciklus zárását szolgáló nemzetközi erőfeszítésekben, mind az új paksi blokkok fűtőelem-felhasználásának optimalizálása érdekében.

A műszaki-tudományos hasznokon túlmenően az ALLEGRO előkészítő projektben eszközölt ráfordításokat az ALLEGRO reaktor építésének költség-megosztásában figyelembe lehet és kell majd venni. A Fűtőelem Laboratóriumba befektetett összegek így viszonylag csökkenteni fogják az ALLEGRO reaktorra fordítandó magyar hozzájárulás mértékét. Az iparjogvédelemmel kapcsolatos lehetőségek ugyancsak lényegesek lehetnek.

A Fűtőelem Laboratórium létesítése az új paksi blokkok miatt is indokolt. Az ebből származó megtakarítás vagy anyagi előny számszerűsítése nem könnyű. Ha feltételezzük, hogy a Fűtőelem Laboratórium jóvoltából sikerül az új blokkokon 40 évig a kiegészítő határértékét 5 %-kal emelni, akkor a megtakarítás mintegy 50-75 milliárd forintba tehető. Ez jóval több, mint a Fűtőelem Laboratórium teljes bekerülési költsége (35 milliárd Ft).

Elképzeltető, hogy egy olyan nagy konzekvenciákkal járó partnerségi viszony alakulhat ki a magyar fél és a fűtőelemek orosz beszállítója között, amelynek végén Magyarországon akár egy fűtőelemgyár is létrejöhet. A V4 és más európai országok fűtőelem-ellátása hatalmas üzlet, egy ilyen gyár Magyarországra való telepítése egyenértékű lehet egy autógyár magyarországi betelepülésével.

A Fűtőelem Laboratórium életciklusa beruházási és üzemelési szempontból az alábbi szakaszokra bontható:

- 2020-2025 a beruházás első megvalósítási szakasza
- 2026-2034 az üzemelés első szakasza
- 2026-2034 a beruházás második megvalósítási szakasza
- 2035- az üzemelés második szakasza, a sztenderd üzem
- 2065 után leszerelés.

A Kormány a Paksi Atomerőmű kapacitásának fenntartásával kapcsolatos egyes feladatok meghatározásáról szóló 1836/2014. (XII. 29.) számú határozatában vizsgálatokat rendelt el:

„Tekintettel arra, hogy a műszaki kutatás-fejlesztésben való részvétel megfelelő alapot ad a hazai, a tervezésben, gyártásban, szerelésben, építésben, kivitelezésben jártas intézmények, vállalkozások felkészülésére a beruházásban való közreműködéshez, indokolt, hogy e vállalkozások részt vegyenek egy lehetőleg magyarországi telephelyen épülő, IV. generációs kutatóreaktorhoz kapcsolódó, üzemanyagot vizsgáló laboratórium építésében.”

A kormányhatározat egy sor vizsgálatot rendelt el. E vizsgálatok eredményei az alábbiakban összegezhetők⁶.

a) A IV. generációs kutatási projekt keretében az üzemanyagot vizsgáló laboratórium magyarországi telephelyen való elhelyezésének lehetőségére vonatkozóan:

A Fűtőelem Laboratórium a hatályos Atomtörvény szerint nukleáris létesítmény. Nyilvánvaló, hogy viszonylag kis mérete miatt célszerű egy más létező vagy épülő nukleáris létesítmény

⁶ Gadó J., Darányi A.: Javaslat Fűtőelem Laboratórium létrehozására, MTA EK, 2016.

telephelyén megépíteni. Ennek megfelelően csak a paksi és a csillebérci telephelyek jöhetnek szóba. A vizsgálat kimutatta, hogy az új paksi blokkok telephelye minden szempontból a legjobb megoldás.

b) A projektben való magyar részvétel jelenlegi finanszírozása, további finanszírozási lehetőségek bevonása tekintetében:

A vizsgálat szerint az a célszerű, hogy a Fűtőelem Laboratórium a Magyar Tudományos Akadémia Energiatudományi Kutatóközpont (MTA EK) részeként működjön. Az MTA EK költségvetési szerv, amely évtizedek óta problémamentesen működteti Csillebércen a Kutatóreaktort és amely a fűtőelemekre vonatkozó szaktudás letéteményese. Az MTA EK az ALLEGRO Projekt magyar tagja.

A beruházás első megvalósítási szakasza (2020-2025) során tervezési, engedélyeztetési, létesítési és üzembe helyezési feladatok végrehajtása szükséges, melyek bekerülési költsége 20 milliárd forint. A beruházás második megvalósítási szakasza (2026-2034) során szükséges a berendezések második csoportjának beszerzése és üzembe helyezése, melynek költsége jelenleg 15 milliárd forintra becsülhető. Ez a munka a 2035-öt követő munkaperiódust, a sztenderd üzemeltetést készíti elő.

A Fűtőelem Laboratóriumban végzett munkák az üzemi működés tekintetében szintén két időszakra bonthatóak. Az első időszakban (2026-2034) az ALLEGRO reaktorhoz felhasználandó fűtőelemek minősítése történik majd, illetve megkezdődhetnek az ALLEGRO reaktorhoz kifejlesztendő új, speciális kerámia burkolatú fűtőelemekre vonatkozó kísérletek is. Ugyanebben az időben megkezdődhetnek azok a munkák is, amelyek a Paks 5-6. blokkokkal való kapcsolat kipróbálását és kifejezetten az új blokkokkal kapcsolatos kutatási célokat szolgálják. Ezekon kívül a Laboratóriumban különböző pályázatok és megbízások révén is folyhat kutatómunka. Az első üzemeltetési szakaszban elsősorban az évente rendszeresen felmerülő költségek jelentkezők (bér és járulékaik, közüzemi díjak, stb.), de a Laboratórium speciális költségei (hulladékok elhelyezése, fűtőelem-szállítások, stb.) a sztenderd üzemhez (a második üzemeltetési szakasz) képest csak kis mértékben lépnek majd fel. Ugyanakkor a várható pályázati és szerződéses árbevételek is szerények lesznek. Az üzemi működés második időszaka 2035-től kezdődik. 2035-re várható, hogy az első besugárzott fűtőelempálcák megérkezhetnek az új paksi blokkokból, illetve az ALLEGRO reaktorból és egyéb nagy aktivitású minták vizsgálata is várható, annak bevétel- és költségvonzataival együtt. Ekkor kezdődhet meg a Paks 5-6. blokkokból származó fűtőelemek vizsgálata. A Laboratórium működési költségei az üzemeltetés első 20 évében a beruházási költségek nagyságrendjébe esnek. A későbbiekben is ez várható, tekintettel a 15 évenkénti felújítási költségekre. Ami az első és második üzemeltetési szakaszban keletkező radioaktív hulladékokat illeti, a hasadóanyagot nem tartalmazó hulladékkal kapcsolatos költségek jelentéktelenek lesznek. A hasadóanyagot tartalmazó hulladék mennyisége várhatóan nagyon kicsi lesz, a költségek jelenleg nem megítélhetőek. A Fűtőelem Laboratórium működése legalábbis a 2035-ben kezdődő „éles” használatáig többlet állami támogatást igényel.

c) A projekttel kapcsolatos kockázatok tekintetében:

A Fűtőelem Laboratóriumban bármikor jelenlévő hasadóanyag kis mennyisége miatt a műszaki kockázatok közül a potenciális nukleáris káresemény kialakulása gyakorlatilag kiküszöbölhető. Bizonyos mértékű kockázatot jelent viszont, hogy a fűtőelemek jelentős mennyiségű plutóniumot fognak tartalmazni. Ennélfogva a velük kapcsolatos bármilyen

teendőket nemcsak sugár-egészségügyi szempontból, de a nukleáris anyagok fizikai védelme szempontjából is nagyon részletesen kell majd szabályozni és ezeket a szabályokat maximálisan be kell majd tartani.

Meg kell említeni, hogy a Fűtőelem Laboratórium életre hívása – bár új magyar nukleáris létesítmény lenne – kedvezően befolyásolhatja a közvélemény nukleáris iparral kapcsolatos álláspontját, mivel az ország nukleáris biztonság iránti elkötelezettségét és önálló szakmai befolyását tanúsítaná.

d) A projekt lehetséges alternatíváival kapcsolatban:

Az ALLEGRO projekt szempontjából természetesen léteznek alternatívák, mivel Fűtőelem Laboratórium elvileg bármelyik V4 országban felépíthető, bár a magyar megoldás szakmailag feltétlenül indokolt. A Paks 5-6. blokkok szempontjából viszont igazi alternatíva nincs. Annak az évtizedek óta fennálló helyzetnek a kiküszöbölése, hogy a Pakson használt fűtőelemekre vonatkozó ismeretek kizárólag a szállítótól származnak, lehetővé tenné a hazai Nukleáris Biztonsági Szabályzatok vonatkozó részének teljes értékű kielégítését.

e) Az engedélyezés folyamata tekintetében:

Az OAH tanulmányozza a nukleáris szabályozás kiterjesztésének módját a negyedik generációs reaktorok, illetve a fűtőelem laboratórium engedélyezésére. Mindkét tárgyban javaslat készült 2013-14-ben, amelyek alapját képezhetik az NBSZ kiterjesztésének. A fűtőelem laboratóriumra vonatkozó szabályozás a tervek szerint az NBSZ önálló kötetét alkotná.

Pozitív döntés esetén a Fűtőelem Laboratórium tervezése haladéktalanul megkezdődhet.

5.5.2. Atomerőmű Leszerelési, Anyagtudományi és Radioaktív Hulladékkezelési Tudásközpont megvalósítása

A paksi atomerőmű jelenleg működő reaktorai a 2030-as években várhatóan befejezik működésüket. Ezt követően a reaktorokat, a kapcsolódó berendezéseket, épületeket le kell bontani, az atomerőművet „le kell szerelni”. Atomerőművek leszerelésében, különösen a hazai reaktorokkal azonos VVER-440 típusú reaktorok leszerelésében a világon kevés tapasztalat van. Radioaktív berendezések, anyagok, szerkezeti elemek elbontását kell elvégezni, s a sugárzás miatt az emberi munkaerő alkalmazhatósága korlátos.

A nukleáris létesítmények leszerelése során számos olyan szempontot kell érvényesíteni, amelyek tudományos megalapozást, részletes technológiai és gazdasági tervezést igényelnek. Ezek közé tartoznak a radioaktívan szennyezett anyagok kezelésével járó, és ezáltal radioaktív hulladékokat is előállító leszerelési műveletek.

Az új atomerőművi blokkok építésekor fel fog merülni igényként a beépített szerkezeti elemek, berendezések anyagának részletes ismerete, amely mind az üzemeltetési engedélyt megalapozó biztonsági számítások, mind az üzemeltetéssel összefüggésben felmerülő szakvélemények megalapozását fogja szolgálni. A beépítendő szerkezeti elemek megismeréséhez átfogó kísérleti programra van szükség, amelyben a meglévő szakmai műhelyek vehetnek részt a szekszárdi tudásközpont koordináló tevékenysége mellett. A szekszárdi tudásközpontban szerveződő gépészeti és anyagtechnológiai tudás alkalmas lesz az épülő erőmű szerkezeti anyagának vizsgálatára, minősítésére.

A jelenleg üzemelő blokkok üzemidő-hosszabbítását is nagymértékben elősegítette az a szaktudás, amelyet az építéssel párhuzamosan indított, koordinált kutatási program keretében sajátítottak el az anyagtudományi szakemberek

Ezen feladatok megoldásának előkészítésére, tervezésére és a technológia kivitelezésének begyakorlására alkalmas lehet az MTA EK által javasolt atomerőmű leszerelési, anyagtudományi és radioaktív hulladékkezelési tudományos-technológiai tudásközpont, amely speciális műszaki-tudományos támogatást tudna nyújtani mind az OAH-nak, mind pedig a radioaktív hulladék-tároló és az atomerőmű engedélyezésének is.

5.5.3. Integrális termohidraulikai berendezés tervei

A meglévő paksi erőmű elemzéseinek magas színvonalát többek között az MTA EK PMK-2 berendezésével fémjelzett kísérleti bázis biztosította. A termohidraulikai folyamatok megfelelő modellezéséhez a kisléptékű és a nagyobb léptékű kísérletek egyaránt elengedhetetlenek. A kísérleti adatok felhasználásával végzett validáció az új paksi blokkok biztonsági elemzése hátterében alapvető fontosságú, amihez biztosítani kell azt a kísérleti hátteret, melyre alapozva a leendő atomerőművek biztonsági elemzéseinek megfelelő minősége elérhető.

A PMK-2 kísérletek több évtizede szorosan kapcsolódnak a jelenleg üzemelő paksi blokkok biztonsági elemzéseit végző számítógépi rendszerkódok (RELAP, ATHLET, CATHARE, COBRA, FLUENT) validálásához. Megvizsgáltuk, hogy ki lehet-e alakítani az új VVER-1200-as blokkok specialitásaihoz igazodó kísérleti munkatervet.

Jelenleg a Laboratóriumban működő PMK-2 kísérleti berendezés a VVER-440 atomerőművi blokk primer körének 1:2070 térfogati méretarányú kicsinyített integrális modellje. Felmerült a lehetősége egy ugyanilyen integrális modell építésére a VVER-1200 vonatkozásában. Megvizsgálva a várható eredményeket arra a következtetésre jutottunk, hogy egy ilyen nagy teljesítményű berendezéssel a világban már létező modellekhez képest annyi új eredmény nem lenne produkálható, ami a beruházást indokoltá tenné. Ezért azokat a műszaki specifikumokat tekintettük át, amelyek kísérleti vizsgálata révén adatbázisokat lehet létrehozni az új blokkok biztonsági elemzéseit végző rendszerkódok validálásához.

Hőfizikai, áramlástani szempontból a legfontosabb változás az eddigi kísérleteinkhez képest az új blokk aktív zónájának a kialakításában található. A kazettafal nélküli kötegek, a szabályozó kazetták nélküli klaszter szabályozás, a fűtőelempálca-kötegek távolságtartó, hatszög geometriájú rácsainak kialakítása alapvetően befolyásolja a hűtőközeg aktív zónán belüli keveredését, a kötegek felett mérhető kilépő hűtőközeg-hőmérsékletek értékét és üzemzavar esetén a kialakuló fűtőelem-fal-hőmérsékleteket is.

Megállapítottuk, hogy érdemes létrehozni egy olyan kísérleti berendezést (amit nevezhetünk NVH-2-nek a sok évvel ezelőtt működő Nagynyomású Vízhűtéses Hurok mintájára), amelyen 19 -21 fűtőelem pálcákból álló, elektromosan fűtött rúd kötegeken 160 bar nyomáson, 330 °C hőmérsékleten vizsgálható a hűtőközeg keveredése a kötegek között és a kötegeken belül egyaránt. Egy ilyen berendezés műszakilag nagynyomású, magas hőmérsékletű tartályokat és legalább 2 - 2,5 MW elektromos teljesítményre képes tápegységeket igényel. A megfelelő tömegáramot létrehozó szivattyúval már a PMK berendezésen rendelkezünk.

További, kísérletileg vizsgálható folyamat lehet az erőmű egyes üzemzavarai során fellépő kritikus hőátadás (CHF) fűtőelem kötegeken történő kimérése. Az így kapott adatok egyrészt alkalmasak a különböző empirikus CHF korrelációk által adott értékek ellenőrzésére,

másrészt pl. a COBRA kóddal számolható ún. „forró csatorna” vizsgálatok jóságának kísérleti alátámasztására is. A szükséges berendezés felépítése megegyezik a keveredés méréseknél használttal, csak a műszerezése és vezérlése eltérő.



12. ábra: A PMK-2 kísérleti berendezés a paksi blokkok jellemzőinek vizsgálatára (MTA EK)

A zónamonitorozás kritikus problémája a kötegek kilépő hőmérsékletének kombinált, mérési-számítási úton történő meghatározása, mert ez nélkülözhetetlen a zóna mindenkori hőfizikai állapotának megítéléséhez. A VVER-1200 reaktor körülményei között alkalmazandó eljárás kidolgozásához szükséges kísérleti ellenőrzés a tervezett berendezésen elvégezhető.

Összefoglalva a tervezett berendezésen kísérletileg vizsgálható folyamatokat, a következőket sorolhatjuk fel:

- hűtőközeg keveredése az aktív zónában,
- radiális fűtőteljesítmény-egyenlőtlenségek vizsgálata,
- kritikus hőfluxus vizsgálatok különböző üzemzavarok esetén,
- köteg kilépő hőmérsékletek mérése a köteg kilépési geometria modellezésével.

Mindezek alapján javasolható a berendezés beruházásának elindítása.

5.5.4. Méréstechnikai fejlesztési irányok

Méréstechnikai szempontból több irányban célszerű fejlesztést végrehajtani.

- A Budapesti Kutatóreaktor mellett már egy évtizede működik a PGAA (prompt-gamma aktivációs analízis) spektrométer a legkülönbözőbb minták elem és izotópösszetételének roncsolásmentes meghatározására. A PGAA berendezést a neutronradiográfiával és neutrontomográfiával kombinálva lokális elemanalízisre is van lehetőség. A berendezés továbbfejlesztése Paks-2 igényei szerint elvégezhető.
- Az MTA ATOMKI Hertelendi Ede Környezetanalitikai Laboratórium feladata a levegőbe és vízi környezetbe kijutott radionuklidok mérése, atomerőművi rendszerek hermetikusságának vizsgálata, a primer- és szekunderköri hőhordozó analitikai vizsgálata, nehezen mérhető radioaktív izotópok aktivitáskoncentrációjának mérése, radionuklidok kémiai formáinak meghatározása, radionuklid transzport számítása és in situ mérése, radioaktív hulladéktárolók biztonsági elemzése, valamint radioaktív hulladéktároló telephely kiválasztásával kapcsolatos izotóphidrológiai kérdések megoldása. Különösen fontos a Laboratórium szerepe a trícium mérésében, márpedig a természetes vizek tríciumtartalma árulkodik a terjedési útvonalakról és a terjedési modellek validálhatóak vele. A Laboratórium fejlesztése Paks-2 igényei szerint elvégezhető.
- Radioanalitikai fejlesztésekre az atomerőműben elsősorban a tisztán alfa- és tisztán béta-bomló izotópok meghatározásához van szükség. Az előbbiek közé az aktinidák, ezen belül az urán, a plutónium, a neptúnium, az amerícium és a kúrium több izotópja tartozik, melyek az üzemanyag fő alkotói illetve transzmutációs termékei. A tisztán béta-bomló izotópok közé nagy hozamú hasadási termékek, mint a ^{90}Sr és ^{89}Sr , valamint radioaktív korróziós termékek, mint a ^{63}Ni és ^{93}Zr tartoznak. Ezek az izotópok részben a fűtőelemek lyukadása révén, részben a primerköri szerkezeti anyagok korróziója révén normál üzemben, vagy üzemzavari szituációban jelennek meg a primer hőhordozóban, valamint halmozódnak fel hosszú felezési idejük miatt a radioaktív hulladékokban, ezért elemzésük fontos. Ezek az izotópok nem bocsátanak ki gamma-sugárzást, így meghatározásuk csak radiokémiai módszerekkel, alfa- illetve béta-spektrometriás detektálással lehetséges. Elemzésük a hagyományos/rutin erőművi vizsgálatoknak nem volt része.

6. KAPCSOLAT AZ OKTATÁSSAL

A hazai nukleáris energetika mintegy csaknem 60 éves múltja tekint vissza. Az elkövetkező években igen jelentős szakemberigény lép majd fel egyrészt a kezdetektől dolgozó szakembergárda nyugdíjba vonulása miatt, másrészt az új blokkokkal kapcsolatos konstrukciós folyamatok gyorsulása, előrehaladása miatt. Az igény várhatóan jelentkezik majd az engedélyesek, továbbá a hatóság részéről is, de nem szabad lebecsülni a kutatóintézetek, továbbá az új blokkok létrehozásában hazai beszállítóként szerepet vállalni kívánó K+F+I vállalkozások szakemberigényét sem. Az is nyilvánvaló, hogy korszerű, magas színvonalú, egyetemi szintű nukleáris mérnökképzés csak úgy lehetséges, ha a képzésben résztvevő oktatók egyben a kor szellemiségének megfelelő, nemzetközileg is kihívást jelentő területeken kutatásokat folytatnak. Ugyanakkor az is fontos tény, hogy a fizika, illetve a mérnöki tudományok iránt érdeklődést mutató hallgatók közül (akik eleve nincsenek túl nagy számban) igen nehéz jelentős számú hallgatót a nukleáris területek felé vonzani.

Az NNKP keretében a BME NTI-ben végzett kutatásokban közreműködők kb. kétharmada hallgató vagy pályakezdő fiatal, akik tapasztalt kutatók témavezetése mellett végzik a munkájukat. Ez rámutat arra, hogy a felsőoktatási intézményekben végzett kutatómunka szükségszerűen hozzájárul a jövő nukleáris szakembereinek gyakorlati képzéséhez is, a fiataloknak a szakterületre vonzásához és megtartásához. Fontos ezért a hazai nukleáris kutatóhelyek felsőoktatási intézményekkel ma is fennálló kapcsolatait tovább erősíteni, hogy TDK, szakdolgozat és diplomamunka témák meghirdetésével, valamint doktori kutatások témavezetésével minél nagyobb mértékben tudjanak hallgatókat és fiatal kutatókat kutatási feladataikba bevonni, így gondoskodva a kutatói utánpótlásról és a tudásátadásról.

A nukleáris ismeretek gyakorlati oktatásának pótolhatatlan bázisa a BME Oktatóreaktora. A létesítmény akkor használható ki optimálisan és az oktatás akkor tudja követni szakterület fejlődését és mindig a legkorszerűbb ismereteket átadni, ha az Oktatóreaktor a lehetőségei korlátai között kutatási feladatokban is minél nagyobb mértékben alkalmazva van. Ezért a hazai nukleáris felsőoktatás fenntartásának is alapvető érdeke, hogy az Oktatóreaktorban megvalósítható reaktorfizikai és már mérésekre alapozott kutatási programok finanszírozást kapjanak.

A színvonalas nukleáris oktatás elengedhetetlen feltétele a korszerű szimulátorok alkalmazása. Ezért az oktatás szempontjából is alapvető fontosságú az MTA EK-ban kialakított blokk-szimulátor fejlesztése (ld. 5.2.3. szakasz), amely az atomenergetikai irányba specializálódott hallgatóknak mélyebb betekintést nyújthat a technológia részleteibe. Ennek érdekében fokozni kell az együttműködést az MTA EK és a felsőoktatási intézmények között is. A teljesléptékű (full scope) szimulátor mellett azonban kiemelkedő szerep jut a személyi számítógépen futtatható, ún. alapvető szimulátoroknak, amely hallgatók egy szélesebb köre számára nyújthat alapvető gyakorlati üzemviteli ismereteket. Az ilyen szimulátorok fejlesztésével és oktatási alkalmazásával kapcsolatban évtizedes tapasztalat halmozódott fel a BME NTI-ben és az NNKP egyik fontos eredménye a VVER-440 primerköri szimulátor teljes körű, a kor számítástechnikai színvonalának megfelelő felújítása. A továbbiakban fontos fejlesztési feladat a szekunderköri szimulátor felújítása és a szimulátorok modellrendszerének kiterjesztése a VVER-1200-as típusra. Utóbbi az üzemi paraméterek aktualizálásán túl modellfejlesztést is igényelni fog (pl. a nagyobb zónaméret miatt érdemes megfontolni a pontkinetikai modell lecserélését egydimenziós diffúziós modellre).

7. HOZZÁJÁRULÁS AZ ATOMENERGIA TÁRSADALMI ELFOGADTATÁSÁHOZ

Az atomenergia békés célú alkalmazása iránt az elmúlt időszakban tapasztalt fokozott érdeklődés várhatóan a következő években is fennmarad. Ez elsősorban az új atomerőművi blokkok létesítésének köszönhető, ezzel párhuzamosan a kérdés egyre inkább átpolitizált, a társadalom részéről csökkent a bizalom, felerősödtek a szélsőséges vélemények. Amellett, hogy fel kell készülni az atomenergia alkalmazását ellenzők támadásaira, ezt ki is lehet használni a tájékoztatásra és az információk átadására. Ebben a körben a szakmai és tényszerű tájékoztatásra kell szorítkozni, melynek fontos része az atomenergetikával, a nukleáris technikával és a sugárvédelemmel kapcsolatos általános ismeretek átadása, valamint a legújabb hazai és nemzetközi kutatási eredmények bemutatása. Az elsődleges cél a bizalom kiépítése és fenntartása mind a szakmai közösségen belül, mind a lakosság körében.

A sikeres kommunikáció érdekében meg kell fogalmazni és rendszeresen felül kell vizsgálni a legfontosabb üzeneteket és a célcsoportokat, ezek ismeretében lehetséges a megfelelő kommunikációs csatornákat és eszközöket kiválasztani.

Folytatni kell a tudományos eredmények bemutatását a szakmai közösség és a lakosság tagjai részére egyaránt. A célzottan a platform eredményeit bemutató rendezvények, szimpóziumok, előadások mellett az előadások és a résztvevők száma is azt mutatja, hogy a Nukleáris Technikai Szimpózium erre megfelelő keretet biztosít. További előrelépést jelenthet az eredményekről készített beszámolók közzélése a hazai szakmai kiadványokban.

Az eredményekről az elektronikus és nyomtatott sajtóban, valamint az interneten szélesebb körben is be kell számolni, az atomenergiát érintő általános kérdések mellett egy-egy érdekesebb tudományos eredményt is be kell mutatni. Ez egyúttal a hazai szakmai közösség elismertségét is növelné.

Fel kell készülni, hogy az új atomerőművi blokkok létesítése miatti fokozott érdeklődés következtében minden nukleáris területhez kapcsolódó hír a korábbiaknál nagyobb érdeklődést vált ki. A hiteles és gyors tájékoztatást segítheti néhány személy kijelölése a szervezet nevében történő kommunikációra.

Elengedhetetlen a nemzetközi kommunikáció erősítése, mindkét irányban szorosabb kapcsolatot kell kialakítani.

A fentiek mellett kiemelt figyelmet kell fordítani a fiatalokra. A következő évtizedekben belőlük lesznek a társadalom meghatározó tagjai és közülük kerülhet ki a nukleáris területen dolgozók következő generációja. Elérésük közvetlenül, elsősorban a legújabb kommunikációs eszközökkel és a tanárokon, illetve tanárképzésen keresztül lehetséges.

A létesítés megkezdését követően a nemzetközi szakmai közösség részéről is várható az érdeklődés intenzitásának növekedése, amit ki lehet használni a kommunikációs üzenetek közvetítésére, a szakmai kapcsolatok bővítésére is.

Több szakmai szervezet foglalkozik intenzíven a társadalmi kapcsolatok erősítésével, a nukleáris és sugárvédelmi területen futó számos EU által is támogatott projektben jelenik meg a kommunikáció és a társadalmi kapcsolatok kérdése. Ezeket érdemes nyomon követni és keresni a hazai körülmények között hasznosítható megoldásokat. A kapcsolat fordított

irányban is megvalósítható: a hazai kulturális és társadalmi viszonyok ismeretében lehetséges bekapcsolódni a nemzetközi projektekbe is.

Az atomenergia társadalmi elfogadottságának és az elvégzett kommunikációs tevékenység eredményességének nyomon követése érdekében javasolható, hogy az elmúlt év kommunikációs tapasztalatait rendszeresen áttekintsük, a megállapításokat egy rövid összefoglaló jelentés írásban is rögzítse.

8. A JÖVŐKÉP REALIZÁLÁSA

A Jövőkép realizálásához a FAE-TP-nek aktualizálnia kell fő dokumentumait, a Stratégiai Kutatási Tervet, valamint a Megvalósítási Tervet. Ebben a munkában a kutatás-fejlesztési feladatokat potenciálisan elvégző szervezeteknek és a finanszírozó szervezeteknek egyaránt részt kell venniük.

A Jövőkép realizálásához olyan döntésekre is szükség van, amelyek meghozatala kívül esik a FAE-TP kompetenciáján. Ezek közül a legfontosabbak a következők:

- kormányzati döntés a Nemzeti Nukleáris Kutatási Program központi támogatást igénylő kutatás-fejlesztési-innovációs feladatainak újabb négyéves pénzügyi támogatásáról 2019 és 2022 között;
- kormányzati döntés a Fűtőelem Laboratórium létrehozásáról, annak érdekében, hogy az új paksi blokkok és a V4 nukleáris kutatóintézetek által tervezett ALLEGRO negyedik generációs reaktor fűtőelemeiről az üzemeltetői igényeket segítő magyar szakmai tudással rendelkezünk;
- kormányzati döntés az Atomerőmű Leszerelési, Anyagtudományi és Radioaktív Hulladékkezelési Tudásközpont megvalósításáról, annak érdekében, hogy a nukleáris létesítmények leszerelése a legkorszerűbb módon, gazdaságosan mehessen végbe;
- a paksi atomerőmű két új blokkja tervezéséért, megépítéséért és üzembe helyezéséért felelős tárca nélküli miniszter döntése az új blokkok majdani üzemeltetésére való felkészüléssel kapcsolatos kutatás-fejlesztési feladatokról, annak érdekében, hogy az új blokkok az indítástól üzemidejük végéig biztonságosan és gazdaságosan működjenek;
- A Nemzeti Fejlesztési Minisztérium döntése a JOPRAD európai projekt által a radioaktív hulladékok kezelése és a leszerelés témakörében indítandó Joint Programme-ban való magyar részvétetről, annak érdekében, hogy a hazai radioaktív hulladékkezelési kutatási stratégia társfinanszírozást kapjon az EURATOM-tól.

A FAE-TP tagjai meg vannak győződve arról, hogy tervezett munkáik jelentősen elő fogják segíteni Magyarország erőfeszítéseit a nukleáris energia felhasználására.