



VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V BRNĚ

BRNO UNIVERSITY OF TECHNOLOGY

FAKULTA STROJNÍHO INŽENÝRSTVÍ

FACULTY OF MECHANICAL ENGINEERING

ENERGETICKÝ ÚSTAV

ENERGY INSTITUTE

FAKTORY LIMITUJÍCÍ ŽIVOTNOST JADERNÝCH ELEKTRÁREN S TLAKOVODNÍMI REAKTORY

FACTORS LIMITING LIFE TIME OF NUCLEAR POWER PLANTS
WITH PRESSURIZED-WATER REACTORS

AUTOR PRÁCE
AUTHOR

Ing. Robert Křivánek

VEDOUCÍ PRÁCE
SUPERVISOR

doc. Ing. Jan Fiedler, Dr.

BRNO 2017

Abstrakt

Cílem práce je analýza stavu připravenosti jaderných elektráren (JE) na dlouhodobý provoz (LTO z anglického Long Term Operation) na základě výsledků SALTO (Safety Aspects of Long Term Operation) peer review servisu IAEA, analýza nejvýznamnějších poruch, havárií a provozních zkušeností s reaktory typu PWR/VVER se zaměřením na případy způsobené stárnutím zařízení a identifikace hlavních staveb a komponent limitujících životnost elektráren s reaktory typu PWR/VVER a možných opatření pro zajištění jejich požadované životnosti.

Na základě výsledků SALTO peer review servisu IAEA byla provedena analýza hlavních nedostatků a opatření JE v připravenosti na bezpečný LTO se zaměřením na témata, jejichž hlubší znalost je důležitá pro budoucí přesnější určení technických faktorů limitujících životnost jaderných elektráren. Hlavní nedostatky a opatření ve fázi přípravy na prodloužení doby provozu a nejdůležitější technická nápravná opatření jsou shrnuty v kapitole 4.5. Samostatně jsou zde diskutovány hlavní nedostatky a nejdůležitější technická nápravná opatření v oblasti řízení stárnutí staveb a komponent.

Historie závažných poruch a provozních zkušeností elektráren s reaktory typu PWR/VVER z hlediska stárnutí staveb a komponent je analyzována v kapitole 6.2. Výsledkem je statistická analýza událostí spojených se stárnutím, přehled nejvýznamnějších poruch reaktorů PWR/VVER s vlivem na jejich životnost, statistický přehled a diskuze nejvýznamnějších degračních mechanismů a další důležité poznatky z historie závažných poruch a provozních zkušeností.

V kapitole 6.3 je provedena analýza faktorů limitujících provoz jaderných elektráren s reaktory typu PWR/VVER se zaměřením na stavby a komponenty potenciálně limitující životnost elektráren s reaktory typu PWR/VVER a možná opatření pro zajištění jejich požadované životnosti.

Závěrem jsou shrnuty hlavní důvody odstavení JE (skutečné a potenciální) při provozu po dobu 40, 60 a 80 roků a opatření pro zajištění jejich požadované životnosti.

Klíčová slova

Dlouhodobý provoz; jaderná bezpečnost; jaderné elektrárny; komponenty; stavby; řízení stárnutí; SALTO mise.

Abstract

The aim of the thesis is to analyze the state of preparedness of nuclear power plants (NPP) for long term operation (LTO) based on the IAEA SALTO (Safety Aspects of Long Term Operation) peer review service, analysis of the most significant failures, accidents and operational experience with type reactors PWR/VVER focusing on cases caused by equipment ageing and identification of major structures and components limiting life time of PWR/VVER-type nuclear power plants, and possible measures to ensure their required service life.

Based on the results of the IAEA SALTO peer review service, an analysis of the main deficiencies and measures of NPPs in preparation for a safe LTO was performed, focusing on topics whose deeper knowledge is important for the future more precise determination of technical factors limiting the lifetime of NPPs. The main deficiencies and measures in the preparatory phase for LTO and the most important technical measures are summarized in chapter 4.5. The main deficiencies and the most important technical corrective measures in the area of ageing management of structures and components are discussed separately.

The history of major failures and operational experience of nuclear power plants with PWR/VVER reactors from the point of view of ageing of structures and components is analyzed in chapter 6.2. The result is a statistic analysis of ageing-related events, an overview of the most significant PWR/VVER reactor failures with an impact on their service life, a statistical overview and discussion of the most important degradation mechanisms, and other important findings from the history of major failures and operational experience.

Chapter 6.3 analyzes factors limiting the operation of nuclear power plants with PWR/VVER reactors with focus on structures and components potentially limiting the life of PWR/VVER reactors and possible measures to ensure their required life.

In conclusion, the main reasons of permanent shut down of NPPs (actual and potential) for 40, 60 and 80 years of operation and the measures to ensure their required life are summarized.

Keywords

Ageing management; components; long term operation; nuclear power plant; nuclear safety; structures; SALTO missions.

Bibliografická citace

KŘIVÁNEK, R. Faktory limitující životnost jaderných elektráren s tlakovodními reaktory. Brno: Vysoké učení technické v Brně, Fakulta strojního inženýrství, 2018. 191 s. Vedoucí dizertační práce doc. Ing. Jan Fiedler, Dr.

Čestné prohlášení

Prohlašuji, že tato práce je mým původním dílem, zpracoval jsem ji samostatně pod vedením doc. Ing. Jan Fiedlera, Dr. a s použitím literatury uvedené v seznamu.

V Brně dne..... Ing. Robert Křivánek

Poděkování

Na tomto místě bych rád poděkoval svému školiteli doc. Ing. Janu Fiedlerovi, Dr., jehož věcné připomínky a rady mi při studiu a zpracování této práce velice pomohly. Mé poděkování dále patří i všem ostatním pracovníkům Energetického ústavu, kteří mi byli nápomocni při tvorbě mé práce. V neposlední řadě bych chtěl poděkovat za podporu svým blízkým a rodině.

1 OBSAH, SEZNAMY, SLOVNÍK ZKRATEK A SYMBOLŮ

1.1 OBSAH

1	OBSAH, SEZNAMY, SLOVNÍK ZKRATEK A SYMBOLŮ	7
1.1	Obsah	7
1.2	Seznam obrázků	9
1.3	Seznam tabulek	11
1.4	Slovník zkratk a symbolů	12
2	ÚVOD	15
3	MOTIVACE	16
4	ÚLOHA IAEA	19
4.1	Bezpečnostní standardy IAEA a jejich vývoj	19
4.2	IGALL program IAEA	20
4.3	SALTO Peer review servis IAEA	22
4.4	Analýza stavu připravenosti jaderných elektráren na LTO na základě výsledků SALTO peer review servisu IAEA	25
4.4.1	Úvod a hlavní trendy vyplývající z výsledků SALTO peer review servisu	25
4.4.2	Zhodnocení výsledků pilotních misí	30
4.4.3	Zhodnocení výsledků SALTO misí po oblastech	36
4.4.4	Výsledky SALTO follow-up misí a OSART follow-up misí s LTO modulem	50
4.4.5	Celkové zhodnocení výsledků SALTO misí	51
4.5	Hlavní nedostatky a opatření jaderných elektráren v připravenosti na bezpečný LTO	52
4.5.1	Hlavní nedostatky a opatření jaderných elektráren ve fázi přípravy na prodloužení doby provozu	52
4.5.2	Hlavní nedostatky a opatření pro jaderné elektrárny v oblasti řízení stárnutí zařízení	60
5	HLAVNÍ NORMY, DIAGNOSTICKÉ A MONITOROVACÍ METODY, VÝZKUM A VÝVOJ	70
5.1	Stav hlavních národních norem a jejich budoucí vývoj	70
5.1.1	Obecné požadavky na výpočty zbytkové životnosti	70
5.1.2	Postup hodnocení zbytkové životnosti	72
5.1.3	Celkové hodnocení zbytkové životnosti	73
5.2	Současný stav a budoucí vývoj diagnostických a monitorovacích metod	74
5.2.1	Přehled a princip NDT metod	74
5.2.2	Ultrazvukové metody použité v jaderné energetice	77
5.2.3	NDT kontroly tlakové nádoby reaktoru VVER 440 za použití manipulátoru SKIN	83
5.2.4	Předpokládáný vývoj využití UT metod	86
5.3	Současné trendy a cíle v mezinárodním výzkumu a vývoji	88

5.4	Budoucí potřeby v mezinárodním výzkumu a vývoji elektraren s reaktory typu PWR/VVER.....	92
6	IDENTIFIKACE TECHNICKÝCH FAKTORŮ LIMITUJÍCÍCH PROVOZ JADERNÝCH ELEKTRÁREN S TLAKOVODNIMI REAKTORY	97
6.1	Základní typy jaderných elektáren a jejich omezení.....	97
6.2	Historie závažných poruch a provozních zkušeností elektraren s reaktory typu PWR/VVER tory z hlediska stárnutí zařízení.....	107
6.2.1	<i>Zdroje informací o poruchách a provozních zkušenostech z hlediska stárnutí zařízení.....</i>	107
6.2.2	<i>Nejvýznamnější příčiny způsobující poruchy zařízení</i>	109
6.2.3	<i>Analýza událostí spojených se stárnutím SKK pro jednotlivé profesní skupiny zařízení.....</i>	111
6.2.4	<i>Přehled nejvýznamnějších poruch reaktorů PWR s vlivem na jejich životnost v období 1990 až 2015</i>	118
6.2.5	<i>Diskuze nejvýznamnějších degradačních mechanismů.....</i>	127
6.2.6	<i>Důležité poznatky z historie závažných poruch a provozních zkušenosti</i>	136
6.3	Analýza faktorů limitujících provoz jaderných elektráren s reaktory typu PWR/VVER	145
6.3.1	<i>Aktuální cíle LTO v jednotlivých zemích provozujících jaderné elektrárny s reaktory typu PWR/VVER.....</i>	145
6.3.2	<i>Rozbor příčin trvalého odstavení reaktorů z provozu v současnosti</i>	147
6.3.3	<i>Hlavní SKK potencionálně limitující životnost elektráren s reaktory typu PWR/VVER a možná opatření pro zajištění jejich požadované životnosti</i>	151
6.3.4	<i>Potencionální technické faktory limitující provoz elektráren s reaktory typu PWR/VVER v budoucnu</i>	166
7	SHRNUTÍ.....	169
8	CÍLE PRÁCE	178
9	LITERATURA	179
10	PŘÍLOHA 1 - HODNOCENÍ ZBYTKOVÉ ŽIVOTNOSTI ZAŘÍZENÍ DLE VERLIFE.....	183
10.1	Hodnocení odolnosti zařízení proti náhlému lomu	183
10.2	Zbytková životnost zařízení z hlediska odolnosti proti únavového poškození.....	188
10.3	Zbytková životnost zařízení z hlediska odolnosti proti korozně-mechanickému poškození	189
10.4	Hodnocení přípustnosti necelistvostí zjištěných během provozních prohlídek a zbytkové životnosti zařízení s necelistvostmi	190

1.2 SEZNAM OBRÁZKŮ

Obr. 1 Stáří energetických jaderných reaktorů (zdroj: www.iaea.org/pris) - stav září 2017	16
Obr. 2 Průchodová metoda [31].....	79
Obr. 3 Fázově řízené pole. Naklápění – úhel [34]	81
Obr. 4 Fázově řízené pole. Řízená ohnisková vzdálenost fokusačního svazku [34]	81
Obr. 5 Elektronické skenování: a) lineární b) sektorové [34].....	81
Obr. 6 Dráhy vln (lateral waves – laterální vlny, transmitter – vysílač, receiver – přijímač, upper tip – horní špička, lower tip – dolní špička, backwall reflection – odraz od protilehlé stěny) [31]	82
Obr. 7 Detail zkušební hlavice manipulátoru SKIN pro zkoušení válcové části TNR [35]	84
Obr. 8 Schéma primárního okruhu reaktoru PWR [43].....	99
Obr. 9 Schéma primárního okruhu reaktoru VVER 440/213 [44].....	100
Obr. 10 Schéma primárního okruhu reaktoru BWR [43]	101
Obr. 11 Schéma primárního okruhu reaktoru PHWR/CANDU [43].....	102
Obr. 12 Schéma primárního okruhu reaktoru AGR [43]	103
Obr. 13 Jaderné energetické reaktory v komerčním provozu dle typu reaktoru (zdroj: www.iaea.org/pris) - stav září 2017.....	106
Obr. 14 Poměr příčin událostí způsobených mechanickou příčinou hlášených v IRS a LER.....	109
Obr. 15 Poměr degradačních mechanismů na událostech způsobených degradačními mechanismy strojního zařízení hlášených v IRS a LER	110
Obr. 16 Poměr příčin událostí způsobených elektrickou příčinou hlášených v IRS a LER.....	110
Obr. 17 Celkový počet událostí spojených s degradačními mechanismy SKK hlášených v IRS a US LER podle kalendářního roku	112
Obr. 18 Celkový počet událostí spojených s degradačními mechanismy SKK hlášených v IRS a US LER podle profese.....	113
Obr. 19 Podíl profesí na událostech spojených s degradačními mechanismy SKK hlášených v IRS a US LER	113
Obr. 20 Podíl degradačních mechanismů na událostech spojených se stárnutím u pasivních mechanických komponentách hlášených v IRS a LER.....	114
Obr. 21 Podíl degradačních mechanismů na událostech spojených se stárnutím u aktivních mechanických komponentách hlášených v IRS a LER.....	115
Obr. 22 Podíl degradačních mechanismů na událostech spojených se stárnutím SKŘ komponent hlášených v IRS a LER	116
Obr. 23 Podíl degradačních mechanismů na událostech spojených se stárnutím elektrických komponent hlášených v IRS a LER	117
Obr. 24 Vliv událostí způsobených stárnutím zařízení na celkovou dobu života JE.....	138
Obr. 25 Podíl reaktoru typu PWR a VVER na celkovém počtu energetických jaderných reaktorů (zdroj: www.iaea.org/pris) - stav srpen 2017	171
Obr. 26 Potencionální faktory limitující životnost JE s reaktory PWR/VVER při provozu 40 roků	

.....	173
Obr. 27 Potencionální faktory limitující životnost JE s reaktory PWR/VVER při provozu 60 roků	
.....	175
Obr. 28 Potencionální faktory limitující životnost JE s reaktory PWR/VVER při provozu 80 roků	
.....	177

1.3 SEZNAM TABULEK

Tab.1 PRE-SALTO a SALTO mise	25
Tab. 2 OSART mise s LTO modulem	26
Tab. 3 Přehled výsledků pilotních SALTO misí	27
Tab. 4 Přehled výsledků SALTO misí	27
Tab. 5 Shrnutí nálezů (oblast A)	30
Tab. 6 Shrnutí nálezů (oblast B)	31
Tab. 7 Shrnutí nálezů (oblast C)	32
Tab. 8 Shrnutí nálezů (oblast D)	33
Tab. 9 Shrnutí nálezů (oblast E)	35
Tab. 10 Shrnutí nálezů (oblast A)	36
Tab. 11 Shrnutí nálezů (oblast B)	39
Tab. 12 Shrnutí nálezů (oblast C)	41
Tab. 13 Shrnutí nálezů (oblast D)	44
Tab. 14 Shrnutí nálezů (oblast E)	46
Tab. 15 Shrnutí nálezů (oblast F)	49
Tab. 16 SALTO follow-up mise	50
Tab. 17 OSART follow-up mise s LTO modulem	51
Tab. 19 Přehled nálezů	51

1.4 SLOVNÍK ZKRATEK A SYMBOLŮ

AGR	- pokročilé plynem chlazené reaktory (z anglického advanced gas-cooled reactor)
AMR	- přezkoumání řízení stárnutí (z anglického ageing management review)
ASME	- Asociace strojních inženýrů v USA
ASR	- reakce alkalických silikátů v betonu (z anglického alkali-silica reaction)
BWR	- varný reaktor (z anglického boiling water reactor)
CANDU	- tlakovodní reaktor moderovaný těžkou vodou kanadského designu
CASS	- litiny z nerezavějící oceli (z anglického cast austenitic stainless steel)
CRDM	- pohonný mechanismus řídících tyčí (z anglického control rod drive mechanism)
CODAP	- Component Operational Experience, Degradation & Ageing Programme
DBD	- dokumentace projektových východisek (z anglického design basis documentation)
EQ	- kvalifikace zařízení na podmínky okolního prostředí (z anglického equipment qualification)
EMAT	- magnetická metoda provozních či předprovozních kontrol (z anglického ElectroMagnetic Acoustic Transducer)
EPRI	- Energy Power Research Institute, Charlotte, USA
ET	- provozní či předprovozní kontrola vířivými proudy
EU JRC	- European Commission Joint Research Centre
EUR	- European Utility Requirements
FAC	- tokem urychlená koroze
FANC	- Belgický úřad pro jadernou bezpečnost
FNR	- reaktor s rychlými neutrony (z anglického fast neutron reactor)
Fretting	- postupné opotřebovávání otíráním nebo hnětením
GRS	- německá společnost Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit
HELB	- havárie s úniky sekundárního chladiva na vysokých parametrech (z anglického high-energy line break)
IAEA	- International Atomic Energy Agency (česky se též používá MAAE – Mezinárodní agentura pro atomovou energii) se sídlem ve Vídni
IASCC	- korozní praskání pod napětím s vlivem ozařování (z anglického irradiation-assisted stress corrosion cracking)

IGALL	- International Generic Ageing Lessons Learned
IGSCC	- mezikrystalové korozní praskání pod napětím (z anglického inter granular stress corrosion cracking)
IRS	- společná databáze IAEA/OECD-NEA pro Mezinárodní systém hlášení incidentů (z anglického International Reporting system for Operating Experience)
ISI	- programy inspekcí v provozu (z anglického in-service inspection)
ISPN	- Francouzský institut bezpečnosti a ochrany zdraví
JE	- jaderná elektrárna nebo jaderné elektrárny
KTA	- německé normy
LER	- databáze USA Licensee Event Reports
LOCA	- havárie s úniky primárního chladiva (z anglického loss-of-coolant accident)
LTO	- dlouhodobý provoz (z anglického long term operation)
MDS	- monitorovací a diagnostický systém
NEA	- Agentura pro jadernou energii (z anglického Nuclear Energy Agency)
NDE	- nedestruktivní hodnocení (z anglického non-destructive evaluation)
NDT	- nedestruktivní testování (z anglického non-destructive testing)
NDT ASI	- Normativně-technická dokumentace Asociace strojních inženýrů
ODSCC	- korozní praskání pod napětím z vnějšího povrchu trubky (z anglického outer diameter stress corrosion cracking)
OECD	- Organization for Economic Cooperation and Development
OSART	- IAEA Operational Safety Review Team
PAUT	- ultrazvuková provozní či předprovozní kontrolní metoda fázového pole ((z anglického phased array ultrasonic testing)
PHWR	- tlakovodní reaktor moderovaný těžkou vodou (z anglického pressurised heavy water reactor)
PNAEG	- normy ruské (dříve sovětské)
PŘS	- programy řízeného stárnutí
PSR	- Periodické hodnocení bezpečnosti (z anglického periodic safety review)
PWR	- tlakovodní reaktor (z anglického pressurised water reactor)
PWSCC	- korozní praskání pod napětím s vlivem primární vody (z anglického primary water stress corrosion cracking)
RBMK	- Lehkovodní grafitem moderované reaktory (z anglického light-water graphite-moderated reactor)
RCC	- francouzské normy

RT	- prozařovací metoda provozních či předprovozních kontrol
SALTO	- bezpečnostní aspekty dlouhodobého provozu (z anglického safety aspects of long term operation)
SCC	- korozní praskání pod napětím z anglického stress corrosion cracking)
SKK	- systémy, konstrukce a komponenty
SKŘ	- systémy kontroly a řízení
SM	- dočasné speciální měření
TGSCC	- transgranulární korozní praskání pod napětím (z anglického trans granular stress corrosion cracking)
TIV	- metoda „pohled skrz diamant“ (z anglického through indenter viewing)
TLAA	- analýzy stárnutí s časově omezenými předpoklady (z anglického time limited ageing analyses)
TNR	- tlaková nádoba reaktoru
TOFD	- ultrazvuková provozní či předprovozní kontrolní difrakční technika měření doby průchodu (z anglického Time of Flight-Diffraction)
ÚJV	- Ústav Jaderného Výzkumu v Řeži v České republice
US NRC	- United States Regulatory Commission
UT	- provozní či předprovozní kontrola ultrazvukem
VČR	- vnitřní části reaktoru
VERLIFE	- jednotný postup pro hodnocení životnosti potrubí a komponent JE s reaktory typu VVER
VT	- vizuální metoda provozních či předprovozních kontrol
VVER	- tlakovodní reaktor ruského/sovětského designu
WANO	- World Organization of Nuclear Operators

2 ÚVOD

V současné době je ve světě v provozu 448 jaderných reaktorů, z toho je 288 v provozu déle než 30 roků a 87 dokonce déle než 40 roků (stav v září 2017, zdroj: www.iaea.org/pris). Původní projektová životnost těchto reaktorových bloků je 30 až 40 roků, ovšem většina z nich prodloužila nebo se chystá prodloužit svoji životnost na 50 až 60 roků. V poslední době se začínají některé země zabývat úvahami o prodloužení doby provozu na 80 i více roků.

Cílem práce je analýza stavu připravenosti jaderných elektráren (JE) na dlouhodobý provoz (LTO z anglického Long Term Operation) na základě výsledků SALTO peer review servisu IAEA, analýza nejvýznamnějších poruch, havárií a provozních zkušeností s reaktory typu PWR/VVER se zaměřením na případy způsobené stárnutím zařízení a identifikace hlavních zařízení, staveb a komponent limitujících životnost elektráren s reaktory typu PWR/VVER a možných opatření pro zajištění jejich požadované životnosti.

Potenciálně mezi ně patří životnost nevyměnitelných nebo těžce vyměnitelných komponent (jako např. tlaková nádoba reaktoru (TNR), primární potrubí, železobetonová konstrukce reaktorové budovy, systémy kabeláže), ale i neschopnost bloku nebo stěžejních bezpečnostních systémů vyhovět zvyšujícím se požadavkům na bezpečnost nebo zajištění udržitelnosti a provozuschopnosti některých zastaralých systémů.

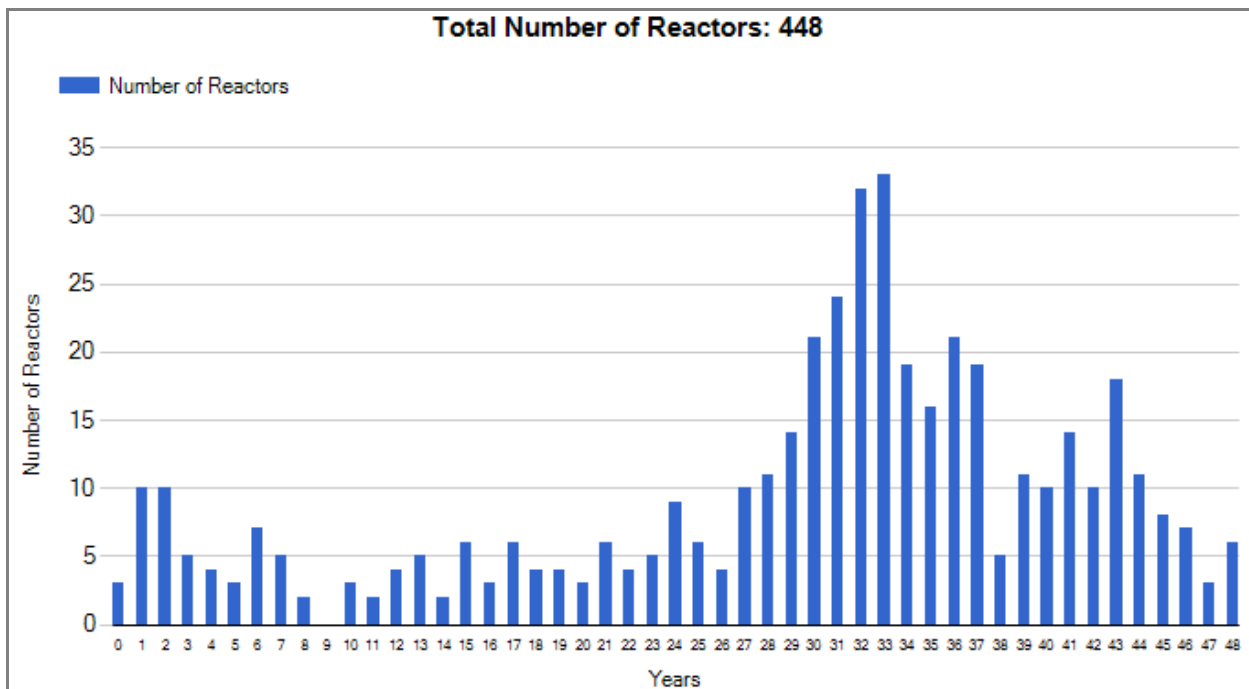
Poznámky: Předpokládá se, že práce bude řešena s využitím výsledků projektů IAEA (International Atomic Energy Agency – česky se též používá MAAE – Mezinárodní agentura pro atomovou energii se sídlem ve Vídni) „IGALL“ (International Generic Ageing Lessons Learned) a SALTO (Safety Aspects of Long Term Operation) peer review service programu IAEA v součinnosti s projektem EPRI (Energy Power Research Institute, Charlotte, USA) Long Term Operation.

3 MOTIVACE

Dlouhodobý provoz (LTO – z anglického long term operation) jaderné elektrárny (JE) může být definován jako provoz za časový rámec stanovený například licenčním obdobím, designem, normami, licencí a/nebo předpisy, který je odůvodněn posouzením bezpečnosti se zřetelem na procesy a charakteristiky systémů, konstrukcí a komponent (SKK) omezující jejich životnost. Bezpečný LTO je založen na zkušenostech a výsledcích v oblastech jako jsou programy řízeného stárnutí (PŘS), dalších provozních programů relevantních pro LTO, analýz stárnutí s časově omezenými předpoklady (TLAA – z anglického time limited ageing analysis) a obnova licence k provozu. Ostatní činnosti, včetně periodického hodnocení bezpečnosti, aktuální licenční báze a modifikace zařízení, jsou rovněž významné pro LTO. Efektivní PŘS jsou klíčovými prvky pro bezpečný a spolehlivý provoz JE v průběhu původně plánovaného časového rámce provozu a po dobu LTO.

Většina členských zemí IAEA, které provozují JE, mají předpisy, které omezují komerční provoz energetických reaktorů na stanovené časové období nebo které vyžadují komplexní posouzení bezpečnosti provozu v určitých intervalech. Původní doba licencovaného provozu reaktorů je založena především na ekonomických úvahách spíše než na omezení jaderných technologií nebo skutečných konstrukčních materiálů.

V posledních desetiletích klade narůstající počet zemí velký důraz na pokračování provozu JE za původně předpokládaný časový rámec (typicky 30 až 40 let). Řada zemí zvažuje LTO JE na 50 až 60 roků. Některé země již nyní připravují legislativu umožňující provoz na 80 i více roků.



Obr. 1 Stáří energetických jaderných reaktorů (zdroj: www.iaea.org/pris) - stav září 2017

Kvalitní projekt a vysoká kvalita výstavby jsou předpoklady pro bezpečné JE. Nicméně, bezpečnost elektrárny závisí v konečném důsledku na schopnostech a svědomitosti obsluhujícího personálu a na programech, procesech a pracovních metodách. To platí rovněž pro všechny

činnosti související s LTO. Mnoho problémů, kterým čelí osoby odpovědné za zajištění bezpečného provozu JE, jsou podobné po celém světě.

Tyto výzvy by se daly rozdělit na:

1. Technické;
2. Bezpečnostní;
3. Ekonomické – konkurenční zdroje energie, náklady na zabezpečení spolehlivého a bezpečného provozu;
4. Politické – politické zájmy vládnoucích vrstev;
5. Společenské – akceptovatelnost veřejnosti, zájem o práci v oboru.

Ekonomickými, politickými a společenskými výzvami pro LTO JE se tato práce bude zabývat jen okrajově. K technickým a bezpečnostním výzvám patří zejména:

1. Principy a rozsah činností pro zajištění LTO;
2. Identifikace nevyměnitelných nebo velmi obtížně vyměnitelných (tj. s extrémně vysokými náklady na výměnu nebo bezpečnostními či zdravotními riziky) zařízení a konstrukcí;
3. Identifikace degradačních mechanismů a dopadu stárnutí, které se mohou objevit s narůstajícím stářím SKK;
4. Určení, které SKK a příslušné funkce musí být specificky přezkoumány pro LTO;
5. Kritéria a návody pro prokázání, že dopady stárnutí budou řízeny po dobu LTO, včetně posouzení fyzického stavu SKK a stávajících programů;
6. Návody pro identifikaci bezpečnostních analýz, které používají časově omezené předpoklady (TLAA), které musí být přehodnoceny pro LTO;
7. Identifikace bezpečnostních vylepšení, které musí být provedeny k zajištění provozu JE i po původně určeném časovém rámci, pro které byly navrženy nebo licencované;
8. Určení limitujících faktorů (technických a bezpečnostních, ale i ekonomických, politických, sociálních atd.) pro provoz dané JE;
9. Určení nejvhodnější doby pro odstavení JE z provozu.

IAEA začala vyvíjet standardy týkající se stárnutí zařízení již v roce 1990. Následně byla publikována řada bezpečnostních zpráv a návodů, které poskytují obecné metodické pokyny, stejně jako zvláštní pokyny pro vybrané hlavní komponenty a konstrukce JE. Podrobné návody pro specifické programy pro řízení stávajícím i potenciálních dopadů stárnutí a degradačních mechanismů SKK, které pomáhají provozním organizacím a regulačním orgánům v určení technických základů a praktických pokynů pro řízení stárnutí mechanických, elektrických a SKŘ (systémy kontroly a řízení) komponentů a staveb JE důležitých z hlediska bezpečnosti, jsou v kontinuálním vývoji v rámci programu IGALL [1] a dalších dokumentů. IGALL poskytuje také společný, mezinárodně uznávaný základ toho, co představuje efektivní programy pro řízení stárnutí; základní znalosti o řízení stárnutí pro návrh nových JE, revizi návrhů, přehodnocení TLAA a přehled dostupných informací o řízení stárnutí SKK.

Systematické řízení stárnutí zajišťuje dostupnost bezpečnostních funkcí po celou dobu životnosti elektrárny a vyřazování z provozu, při zohlednění změn, které nastanou s časem a použitím. To vyžaduje řešení jak fyzického stárnutí SKK, které má za následek degradaci jejich výkonnostních charakteristik, a zastarávání SKK, tj. jejich zastarávání ve srovnání s nejnovějšími technologiemi, normami a předpisy. Efektivní řízení stárnutí SKK po celou dobu životnosti vyžaduje použití systematického přístupu k řízení stárnutí, který poskytuje rámec pro koordinaci všech programů a činností souvisejících s pochopením, detekcí, sledováním, kontrolou a zmírňováním příznaků stárnutí zařízení nebo staveb, včetně údržby, kontroly v provozu, testování a sledování, stejně jako provozních a technických podpůrných programů (včetně analýzy příznaků stárnutí a mechanismů degradace) a externích programů, jako je výzkum a vývoj.

V současné době se snahy na národní i mezinárodní úrovni zaměřují na zajištění bezpečného LTO JE. Zatím se ovšem nikdo systematicky nezabývá výzkumem, výpočty a analýzou technických faktorů, které budou omezovat celkovou dobu provozu JE z technického a bezpečnostního hlediska, a povedou ke konečnému odstavení elektráren. Neexistuje mezinárodní (ani národní) konsensus limitující maximální dobu provozu JE obecně, ani jednotlivých typů reaktorů. V současnosti jsou důvodem trvalého odstavení provozovaných bloků důvody politické, ekonomické nebo důvody spojené s haváriemi nebo významnějšími poruchami. Systematický přístup k určení limitujících faktorů provozu z technického a bezpečnostního hlediska zatím chybí.

4 ÚLOHA IAEA

IAEA podporuje bezpečný LTO JE ve třech základních oblastech:

1. Příprava bezpečnostních standardů IAEA a dalších dokumentů souvisejících s LTO;
2. Podpora výměny informací a zkušeností;
3. Poskytování SALTO peer review servisu.

4.1 BEZPEČNOSTNÍ STANDARDY IAEA A JEJICH VÝVOJ

IAEA začala rozvíjet standardy týkající se řízení stárnutí zařízení JE v roce 1990. Následně byla publikována řada zpráv, které poskytují obecné metodické pokyny, stejně jako zvláštní pokyny pro vybrané hlavní komponenty a konstrukce JE. V posledních desetiletích se počet členských zemí IAEA připravujících LTO JE neustále zvyšuje. Uznávající potřebu pomáhat svým členským státům při řešení jedinečných výzev spojených s LTO a potřebou poskytovat komplexní informace o mezinárodních osvědčených postupech, které by pomohly regulačním orgánům a provozním organizacím při řešení problematiky spojené s LTO, organizovala v letech 2003-2006 IAEA mimorozpočtový program zaměřený na bezpečnostní aspekty dlouhodobého provozu (SALTO) vodou moderovaných reaktorů.

Závěrečná zpráva z programu „Safety Aspects of Long Term Operation of Water Moderated Reactors, Recommendations on the Scope and Content of Programmes for Safe Long Term Operation” [2] byla zveřejněna v červenci 2007.

S cílem pomoci členským státům při účinném řízení dopadů stárnutí a přípravy na bezpečné LTO vyvinula IAEA následně navazující bezpečnostní standardy a návody. Výše zmíněná zpráva byla použita jako základ pro Safety Report No. 57 „Safe Long Term operation of Nuclear Power Plants” [3], který byl publikován v roce 2008. Tato bezpečnostní zpráva se zabývá především následujícími tématy souvisejícími s LTO:

- Principy a přístupem k LTO;
- Předpoklady pro bezpečný LTO;
- Stanovení rozsahu a prověřování SKK;
- Přezkoumání řízení stárnutí SKK (AMR – z anglického ageing management review);
- Přezkoumání a vylepšení programů řízeného stárnutí (PŘS);
- Prodloužení platnosti TLAA atd.

Tento Safety Report je také používán jako základ IAEA SALTO peer review servisu.

Bezpečnostní návod NS-G-2.12 „Ageing Management for Nuclear Power Plants” [4] byl publikován v roce 2009. Tento bezpečnostní návod se zabývá přípravou, zaváděním a zlepšováním PŘS pro SKK důležité pro bezpečnost v JE. Zaměřuje se především na řízení fyzického stárnutí

SKK důležitých pro bezpečnost, ale také poskytuje doporučení na bezpečnostní aspekty řízení zastarávání a na řízení stárnutí v souvislosti s LTO.

Požadavky na projektování a provoz JE jsou stanoveny v dokumentech IAEA Specific Safety Requirement SSR 2/1 (rev.1), Safety of Nuclear Power Plants: Design [5] publikovaném v roce 2016 a Specific Safety Requirement SSR 2/2 (rev.1), Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation [6] zveřejněném také v roce 2016. SSR 2/2 obsahuje také požadavek 16: Program pro dlouhodobý provoz, což je nejvyšší úroveň požadavků IAEA pro požadované činnosti pro bezpečný LTO.

Bezpečnostní návod NS-G-2.12 je v současné době v revizi s cílovým datem vydání nové revize v 2017. Nový název tohoto bezpečnostního návodu bude „Ageing Management and Developement of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants " [7]. Cílem nové revize tohoto bezpečnostního návodu je mimo jiné řešit požadavky SSR-2/2 (rev.1), Požadavek 14: Řízení stárnutí a Požadavek 16: Program pro dlouhodobý provoz, jakož i požadavek dokumentu SSR-2/1 (rev.1), Požadavek 31: Řízení stárnutí. Nový bezpečnostní návod také odráží aktuální moderní postupy v oblastech jako je používání řízení stárnutí pro demonstraci bezpečného LTO, řízení zastarávání, přezkum řízení stárnutí pro LTO (AMR) a spolupráce s jinými technickými oblastmi (např. s novým bezpečnostním návodem SSG-25 Periodic Safety Review publikovaném v roce 2014 [8]).

Poslední zveřejněný dokument v oblasti LTO je Safety Report 82 „Ageing Management for Nuclear Power Plants: Generic Ageing Lessons Learned (IGALL)" [1] (nazývaný také "IGALL Safety Report"), který byl zveřejněn v roce 2015. Detailní popis je v kapitole 4.2.

IAEA organizuje každoročně řadu workshopů, seminářů, expertních misí a pracovních skupin v oblasti LTO a řízení stárnutí na podporu JE, organizací pro technickou podporu a regulačních orgánů v jejich LTO aktivitách. Koordinované výzkumné projekty jsou také způsob, jak IAEA posiluje výměnu informací a výsledků výzkumu a vývoje mezi členskými státy.

4.2 IGALL PROGRAM IAEA

Systematické řízení stárnutí zajišťuje dostupnost bezpečnostních funkcí po celou dobu životnosti elektrárny a vyřazování z provozu, při zohlednění změn, které nastanou s časem a použitím. To vyžaduje řešení jak fyzického stárnutí SKK, které vede k degradaci jejich výkonnostních charakteristik, a zastarávání SKK, tj. jejich zastarávání ve srovnání s nejnovějšími technologiemi, normami a předpisy.

Efektivní řízení stárnutí SKK po celou dobu životnosti vyžaduje použití systematického přístupu k řízení stárnutí, který poskytuje rámec pro koordinaci všech programů a činností souvisejících s pochopením, detekcí, sledováním, kontrolou a zmírňováním dopadů stárnutí SKK, včetně údržby, provozních kontrol, testování a sledování, stejně jako provozních a technických podpůrných programů (včetně analýzy dopadů stárnutí a mechanismů degradace) a externích programů, jako je výzkum a vývoj.

Mnoho členských států IAEA již přijalo opatření k řízení stárnutí ve svých JE. V roce 2009 IAEA zorganizovala technický meeting, během něhož členské státy doporučili vytvořit mezinárodní platformu pro diskusi mezi regulačními orgány a provozovateli v oblasti přípravy vhodných PŘS. Delegáti doporučili IAEA:

- Vypracovat a udržovat dokument, který může sloužit jako praktický návod pro implementaci, udržování a zlepšování PŘS, který se skládá z osvědčených postupů a všeobecné znalosti o ověřených PŘS pro SKK související s bezpečností;
- Vytvořit společný základ pro diskusi mezi regulačními orgány a provozovateli s ohledem na zavedení vhodných PŘS.

V reakci na to IAEA zahájila program „Generic Ageing Lessons Learned (IGALL)“. Cílem IGALL programu je rozvíjet a udržovat dokumenty a databáze a poskytovat technický základ a praktické pokyny pro řízení stárnutí mechanických, elektrických a SKŘ komponent a staveb důležitých pro bezpečnost JE.

Vysoký počet zúčastněných členských států (26 z 30 států provozujících JE) a mezinárodní organizace v programu IGALL v roce 2013 ukázal vysoký význam stárnutí pro budoucí provoz JE. Jako základ byl použit se souhlasem US NRC (United States Regulatory Commission) obdobný dokument GALL [9], vytvořený v roce 2010 pro elektrárny v USA. Fáze 1 IGALL Programu (2010-2013) byla úspěšně dokončena na technickém meetingu v září 2013, jehož se zúčastnilo 64 účastníků z 25 členských států a Evropské Komise. První verze IGALL Safety Reportu [1] obsahovala v IGALL databázi na 76 PŘS, 27 TLAA a více než 2000 konsolidovaných řádků v tabulce přezkoumání řízení stárnutí SKK (AMR). IGALL databáze byla zveřejněna na internetové stránce v roce 2014:

<http://gnssn.iaea.org/NSNI/PoS/IGALL/SitePages/Home.aspx>.

Tyto informace jsou založeny na přístupech vypracovaných a prováděných v různých typech reaktorů v zúčastněných členských státech a budou pravidelně aktualizovány.

IGALL Safety Report byl doplněn technickým dokumentem "Přístupy k řízení stárnutí pro jaderné elektrárny: Závěrečná zpráva z první fáze programu Mezinárodní generické zkušenosti z řízení stárnutí (IGALL)" [10] zveřejněném v roce 2014. Tento dokument popisuje přístup k řízení životnosti a přípravy na LTO v 18 zúčastněných zemích.

Fáze 2 IGALL Programu (2014-2015) byla zahájena v lednu 2014 k vyřešení úkolů daných IGALL technickým meetingem v září 2013. Cíle IGALL fáze 2 byly:

1. Poskytnout fórum pro výměnu zkušeností a podporu členských států při použití IGALL jako nástroje k řešení řízení stárnutí a přípravy na bezpečný LTO;
2. Zvýšit úplnost IGALL pro:
 - CANDU mechanické komponenty;
 - VVER mechanické komponenty;
 - Aktivní SKŘ a elektrické komponenty;
 - Řízení technologického zastarávání.

Výsledky IGALL fáze 2 byly zveřejněny v "IGALL databázi" na webových stránkách IAEA v prosinci 2015. Současná "databáze IGALL" se skládá z více než 2000 řádkových položek v tabulce AMR, 84 PŘS, 28 TLAA a Programu řízení technologického zastarávání.

IGALL Program Fáze 3 (2016-2017) byla zahájena v lednu 2016 k plnění úkolů daných IGALL technickým meetingem v listopadu 2015. Cíle IGALL Fáze 3 jsou následující:

1. Připravit IGALL Safety Report, verze 2018;
2. Aktualizovat IGALL databázi a posílit její úplnost;
3. Podporovat členské země při zavádění a používání IGALL.

Pracovní skupiny by měly kromě jiných úkolů diskutovat a zpracovat nově zavedené PŘS a TLAA a verifikovat použití IGALL pro zpožděnou dobu výstavby, dlouhodobé odstavení reaktorů a období po konečném odstavení.

Výsledky programu IGALL byly publikovány v roce 2015 ve vědeckém žurnálu Nuclear Engineering and Design [11] a v odborném časopise Nuclear Engineering International [12]. Mimorozpočtový program IGALL se v současnosti těší velkému zájmu odborníků z členských zemí provozujících JE s aktivní účastí více než 150 odborníků z 29 členských států.

4.3 SALTO PEER REVIEW SERVIS IAEA

Během mimorozpočtového programu SALTO zaměřeného na bezpečnostní aspekty dlouhodobého provozu vodou moderovaných reaktorů v letech 2003-2006 [2] vyplynula potřeba vytvořit peer review servis zaměřený na přípravu JE na LTO, za použitím přístupu založeného na rozsáhlé zkušenosti IAEA s OSART (Operational Safety Review Team) servisem a zahrnující cíle dřívějšího peer review servisu AMAT (Ageing Management Assessment Team). Tento přístup byl ověřen během několika úzce zaměřených pilotních misích v letech 2005 až 2007. První metodika pro SALTO peer review servis byla vytvořena v roce 2007, kdy se též uskutečnila první plno rozsahová SALTO peer review mise. SALTO peer review servis takto doplňuje širěji zaměřené OSART mise, které mohou na druhé straně od roku 2010 zahrnovat i volitelný LTO modul, založený na SALTO peer review servisu.

IAEA SALTO peer review servis byl zaveden s cílem podpořit členské státy v jejich aktivitách pro bezpečný LTO. Nálezy, závěry a doporučení vyplývající ze SALTO misí jsou určeny na podporu provozovatelů a státních dozorních orgánů při přípravě elektráren na LTO. Tito však mají výlučnou odpovědnost za regulaci a bezpečnost LTO svých JE. Různé součásti SALTO peer review servisu byly poskytnuty 24 členským státům provozujícím 286 JE (stav k září 2017).

SALTO peer review servis poskytuje poradenství a pomoc členských států při zvyšování bezpečnosti JE před zahájením LTO. SALTO peer review servis kontroluje soulad aktivit a programů s bezpečnostními standardy IAEA a osvědčenými postupy souvisejícími s dobrými mezinárodními zkušenostmi s přípravou LTO. SALTO peer review servis je k dispozici pro všechny členské státy s JE uvažující o LTO. Mnoho členských států se podílelo na programu tím, že hostilo jednu nebo více SALTO misí nebo poskytlo odborníky k účasti na misích. Připravenost

na bezpečný LTO může být také přezkoumána jako součást OSART mise, kdy může být zařazen do rozsahu OSART mise samostatný LTO modul. Follow up mise jsou standardní součástí programu SALTO i OSART a jsou prováděny 18 až 24 měsíců po SALTO a OSART misích s cílem verifikovat správnost nápravných opatření přijatých elektrárnou po SALTO nebo OSART misi.

SALTO peer review servis je k dispozici pro všechny členské státy s JE na základě žádosti podané na IAEA. Od roku 2005 do konce roku 2017, bylo provedeno celkem 32 SALTO peer review misí na 19 JE v 15 členských státech (včetně 8 pilotních SALTO misí). Proběhlo také 9 follow up misí. V osmi elektrárnách byl zařazen LTO modul do rozsahu OSART mise, včetně navazující follow up mise.

SALTO týmy se skládají z nejlepších expertů z JE, technických podpůrných organizací a dozorných orgánů pracujících v různých oblastech týkajících se LTO. Během technických diskusí mezi experty a personálem elektrárny, jsou podrobně prozkoumávány a kontrolovány aktivity pro dlouhodobý provoz a programy pro řízení stárnutí, jejich stav a úplnost. Jsou identifikovány silné stránky a jsou uvedeny v závěrečné zprávě jako „good practices“. Nedostatky jsou uvedeny jako doporučení nebo návrhy na zlepšení. Hodnocení se provádí proti doporučením bezpečnostních standardů IAEA a dobré mezinárodní praxi, a proto mohou být závěry přísnější než národní požadavky. SALTO mise nejsou inspekce nebo audity podobné kontrolám národních dozorných orgánů. SALTO peer review servis je spíše zaměřený na vylepšení efektivity provozních programů souvisejících s LTO a programů řízeného stárnutí a je více orientován na otázky programových procesů a řízení než na vlastní stav zařízení. Výkonu nebo výsledkům různých programů je věnována zvláštní pozornost. SALTO týmy neposuzují přiměřenost projektu elektrárny, ani neporovnávají bezpečnost provozu různých elektráren.

SALTO peer review servis se skládá z následujících prvků:

- Workshop/seminář o bezpečnostních standardech IAEA a metodice SALTO;
- Pre-SALTO mise (2 nebo více roků před LTO, v případě potřeby více než jednou);
- SALTO mise (méně než 2 roky před LTO);
- Follow-up SALTO mise (1,5-2 roky po SALTO misi).

Připravenost JE na LTO může být také přezkoumána formou volitelného modulu OSART mise. V takovém případě se přezkoumání provádí jedním odborníkem, což vede k méně podrobnému přezkoumání ve srovnání se SALTO peer review a k nemožnosti diskuse některých hlubších specifických odborných znalostí ve všech technických oblastech SALTO peer review.

SALTO peer review servis řeší následující oblasti [13]:

- A. Organizace a funkce, licenční požadavky na LTO, řízení konfigurace a modifikaci zařízení;
- B. Stanovení rozsahu a prověřování SKK a provozní programy relevantní pro LTO;
- C. Přezkoumání řízení stárnutí SKK, přezkoumání a vylepšení PŘS a obnovení platnosti TLAA pro mechanické komponenty;
- D. Přezkoumání řízení stárnutí SKK, přezkoumání a vylepšení PŘS a obnovení platnosti TLAA pro elektro a I&C komponenty;

E. Přezkoumání řízení stárnutí SKK, přezkoumání a vylepšení PŘS a obnovení platnosti TLAA pro stavby a stavební konstrukce;

F. Lidské zdroje, řízení kompetencí a znalostí pro LTO.

Další oblasti související s LTO, jako je management, školení a kvalifikace personálu, technická podpora apod. mohou být volitelně doplněny, pokud o to elektrárna požádá. SALTO peer review servis se provádí v souladu s obecnými zásadami SALTO Service Series 26, zveřejněnými v roce 2014 [13]. SALTO metodika je založena na své první verzi (Service Series 17) vyvinuté v roce 2007 souběžně s prvními SALTO peer review misemi a byla revidována v roce 2012/2013 s cílem začlenit zkušenosti získané ze SALTO misí dříve provedených.

Pojmy "doporučení", "návrh" a "dobrá praxe" jsou definovány takto v rámci SALTO peer review servisu (v souladu s terminologií OSART):

Doporučení je poučení o tom, jaká zlepšení bezpečnostních hledisek LTO by měla být provedena v činnosti nebo programu, který byl hodnocen. Je založeno na bezpečnostních standardech IAEA, bezpečnostních zprávách IAEA, nebo na ověřené, dobré mezinárodní praxi a řeší základní příčiny spíše než symptomy identifikovaného stavu. Ilustruje osvědčenou metodu usilování o kontinuální zdokonalování, která přesahuje rámec minimálních požadavků. Doporučení jsou specifická, realistická a navržena tak, aby mohla vyústit ve hmatatelná zlepšení. Absence doporučení lze interpretovat jako výkon odpovídající osvědčeným mezinárodním postupům.

Návrh je obdobně jako doporučení založen na bezpečnostních standardech IAEA, bezpečnostních zprávách IAEA, nebo na ověřené, dobré mezinárodní praxi a řeší základní příčiny spíše než symptomy identifikovaného stavu. Může nepřímě přispívat ke zlepšení bezpečnostních hledisek LTO, ale je primárně určen, aby byl už dobrý výkon efektivnější, aby definoval užitečné vylepšení stávajících programů a poukázal na možné vynikající alternativy k probíhající práci. Obecně lze říci, že je navržen tak, aby stimuloval management elektrárny a personál, aby zvážili způsoby a prostředky pro zlepšení výkonu.

Dobrá praxe je vynikající a osvědčený výkon, program nebo činnost, které přispívají přímo či nepřímě k bezpečnému LTO a trvale dobrému výkonu. Dobrá praxe je výrazně lepší, než v jiných JE a je nad aktuální požadavky IAEA. Měla by mít široké uplatnění pro ostatní JE při zlepšování jejich výkonnosti. Dobrá praxe má následující charakteristiky:

- Doposud nikde neexistuje;
- Má prokázaný účinek;
- Je replikovatelná (může být použita v jiných elektrárnách);
- Neprotiřečí identifikovaným nedostatkům elektrárny.

4.4 ANALÝZA STAVU PŘIPRAVENOSTI JADERNÝCH ELEKTRÁREN NA LTO NA ZÁKLADĚ VÝSLEDKŮ SALTO PEER REVIEW SERVISU IAEA

Mnoho problémů, kterým čelí osoby odpovědné za zajištění bezpečného provozu JE, jsou běžné po celém světě. Tyto výsledky SALTO peer review servisu jsou proto předmětem zájmu a možného uplatnění na mnoha JE a nikoli pouze na zařízení, ve kterém byly původně identifikovány. Primárním cílem této části poskytnout přehled ze zkušeností získaných v průběhu SALTO misí prováděných v rámci programu SALTO v období 2005 až březen 2015.

První přehled výsledků SALTO peer review servisu IAEA byl publikován v roce 2014 ve vědeckém žurnálu Nuclear Engineering and Design [14] a v odborném časopise Nuclear Engineering International [15]. Hlubší analýza trendů a výsledků SALTO peer review servisu byla potom zpracována v roce 2015 a přehled publikován v roce 2016 ve vědeckém žurnálu Nuclear Engineering and Design [16].

Tato kapitola obsahuje podrobnou analýzu výsledků SALTO peer review servisu včetně trendů vyplývajících z těchto výsledků.

4.4.1 Úvod a hlavní trendy vyplývající z výsledků SALTO peer review servisu

Přehled provedených misí

Během období 2005 - polovina roku 2015 bylo provedeno 22 misí SALTO uvedených v tabulce 1 na celém světě. SALTO mise č. 1 až 8 v tabulce 1 byly pilotní misí SALTO, typicky úzkého rozsahu, sloužící i pro vývoj metodiky SALTO peer review servisu. Tyto mise jsou hodnoceny odděleně v kapitole 4.4.2 této zprávy, neboť výsledek těchto misí není v souladu s výsledkem následných standardních misí. Totéž platí pro misi č. 12, která byla zaměřena na konkrétní technický aspekt (kontrola rizik). Pro 2 JE byly bezpečnostní aspekty LTO přezkoumány v rámci misí OSART, která zahrnovala modul LTO, tabulka 2.

Tab.1 PRE-SALTO a SALTO mise

SALTO mise č.	JE	Typ mise	Země	Rok
1	Paks	Pre-SALTO *	Maďarsko	2005
2	Paks	Pre-SALTO *	Maďarsko	2006
3	Paks	Pre-SALTO *	Maďarsko	2006
4	Paks	Pre-SALTO *	Maďarsko	2007
5	Paks	Pre-SALTO *	Maďarsko	2008
6	Paks	Pre-SALTO *	Maďarsko	2008
7	Karachi	Pre-SALTO *	Pákistán	2007
8	South Ukraine	Pre-SALTO *	Ukrajina	2007

9	Kori 1	SALTO	Jižní Korea	2007
10	Dukovany	Pre-SALTO	Česká republika	2008
11	Borssele	Pre-SALTO	Nizozemí	2009
12	Koeberg	Pre-SALTO	Jižní Afrika	2011
13	Paks	SALTO	Maďarsko	2011
14	Borssele	SALTO	Nizozemí	2012
15	Wolsong 1	SALTO	Jižní Korea	2012
16	Tihange 1	Pre-SALTO	Belgie	2012
17	Armenian 2	Pre-SALTO	Arménie	2013
18	Angra 1	Pre-SALTO	Brazílie	2013
19	Ringhals 1&2	Pre-SALTO	Švédsko	2014
20	Dukovany	SALTO	Česká republika	2014
21	Tihange 1	SALTO	Belgie	2015
22	Laguna Verde	Pre-SALTO	Mexiko	2015

Poznámka: * Pilotní mise SALTO sloužící také pro vývoj metodiky SALTO.

Tab. 2 OSART mise s LTO modulem

OSART mise č.	JE	Země	Rok
159	Bohunice	Slovensko	2010
170	Muhleberg	Švýcarsko	2012

Výsledky těchto misí, založené na shromážděných zjištěních (osvědčené postupy, doporučení a návrhy) jsou shrnuty v této kapitole a poskytují řadu poznatků o stavu činností JE ve vztahu k zajištění bezpečného LTO. Obecné trendy a výsledky získané z těchto misí SALTO (včetně revize modulu OSART LTO) jsou také zhodnoceny v této kapitole.

Pokud jde o bezpečné LTO, počet doporučení a návrhů provedených během misí SALTO v zásadě odpovídá úrovni dodržování bezpečnostních norem IAEA. Počet dobrých praxí naznačuje úroveň provádění nejlepších mezinárodních postupů v průmyslu. Ve většině JE byla úroveň přípravy na misi, otevřenost týmů JE a jejich ochota spolupracovat velice dobrá a byla pozitivně hodnocena týmy SALTO misí.

I když jaderný průmysl dosáhl významného pokroku v oblasti bezpečnosti, stále existuje prostor pro další zlepšení. Týmy SALTO našly mnoho bezpečnostních aspektů LTO, kde je stále třeba vylepšení. Zároveň SALTO týmy a JE, které byly přezkoumány, poskytly IAEA cennou zpětnou vazbu, která umožňuje neustálé zlepšování služeb IAEA zaměřených na bezpečné LTO.

Tabulka 3 uvádí počet nálezů, doporučení, návrhů a dobrých praxí zjištěných během vybraných pilotních misí SALTO (mise č. 5 až 8). Všechna tato zjištění jsou základem hodnocení uvedeného v kapitole 4.4.2 této zprávy. Pilotní mise SALTO č. 1-4 a 12 byly úzko rozsahové mise a formát a

obsah zprávy neumožňují shrnutí informací způsobem uvedeným v tabulce 3. Rozsah a zaměření pilotních misí SALTO, jakož i formát a obsah dokumentace neumožňuje přímé srovnání s ostatními misemi SALTO.

Tab. 3 Přehled výsledků pilotních SALTO misí

Oblast	A	B	C	D	E	Celkem
Nálezy	3	15	10	3	13	44
Doporučení	3	22	23	4	17	69
Návrhy	4	6	1	1	0	12
Dobré praxe	0	0	0	0	0	
Počet misí	4	4	4	4	4	

Tab. 4 uvádí počet nálezů, doporučení, návrhů a dobrých praxí zjištěných během 13 misí SALTO (č. 9-11 a 13-22) a 2 OSART misí. Všechna tato zjištění jsou základem hodnocení uvedeného v kapitole 4.4.3 této zprávy.

Tab. 4 Přehled výsledků SALTO misí

Oblast	A	B	C	D	E	F	Celkem
Nálezy	23	29	32	23	27	8	142
Doporučení	16	25	25	18	21	4	120
Návrhy	22	13	28	11	11	4	88
Dobré praxe	1	1	6	6	0	3	17
Počet misí	13+2	13+2	13+2	13+2	13+2	5	-

Hlavním úkolem hodnotícího týmu tvořeného IAEA bylo zhodnotit a učinit hodnocení. Pro efektivní provedení statistických výsledků ve formulaci byl přijat následující přístup, který je v souladu s přístupem používaným společností OSART:

- „Ve všech JE" nebo "ve všech případech" je reprezentativní četnost nálezů 14 nebo více z 15 hodnocených JE (více než 90 % případů);
- „V mnoha JE" nebo "často" se používá pro nálezy, které se vyskytují u asi 7 až 13 JE z 15 recenzí JE (z 45 % na 90 % případů);
- „V některých JE" odráží nálezy, které se vyskytují ve 3 až 6 JE z 15 hodnocených JE (z 15 % na 45 % případů);
- „V několika JE" znamená, že četnost zjišťování nebo ekvivalentní druhy problémů se objevují ve 2 nebo méně JE z 15 hodnocených JE (max. 15 % případů).

Poznámka: Výše uvedené kategorie jsou založeny na 13 misích SALTO a 2 modulech LTO OSART mise analyzovaných v kapitole 4.4.3.

Tendence, které byly získány z hodnocení problémů a osvědčených postupů z 15 misí, jsou uspořádány na "Trendy" pro každou oblast hodnocení.

Přehled trendů rozdělených dle oblasti review

V tomto oddíle je uveden přehled trendů klasifikovaných podle oblasti pro mise č. 9-11 a 13-22 a pro 2 moduly LTO provedené v rámci misí OSART, tabulky 1 a 2. Rozsah a zaměření pilotních misí SALTO a mise č. 12, jakož i formát a obsah výsledné dokumentace neumožňuje smysluplné shrnutí. Oblast F – „Lidské zdroje, kompetence a řízení znalostí pro LTO“ byla přezkoumána pouze v 5 JE.

Je třeba také poznamenat, že čísla uvedená pro každý trend v závorce poskytují počet JE neboli zpráv z misí, ve kterých byl tento trend (nález) pozorován v porovnání s celkovým počtem JE neboli zpráv. Tato čísla neodpovídají přímo počtu zjištění uvedených v kapitole 4.4.3, neboť v některých z dřívějších misí bylo uvedeno více než jedno doporučení nebo návrh pro některé nálezy.

Oblast A – Organizace a funkce, licenční požadavky na LTO, řízení konfigurace a modifikací zařízení

- V některých JE nejsou specifické regulační požadavky LTO k dispozici nebo jsou příliš obecné. (3/15)
- V některých JE je licencování LTO spojeno s pravidelným periodickým hodnocením bezpečnosti, chybějící specifické požadavky na LTO jsou kompenzovány požadavky IAEA na LTO a ageing management nebo požadavky NRC. (3/15)
- V některých JE bylo rozhodnuto o LTO, ale potřebné organizační změny nejsou provedeny/implementovány. (3/15)
- V některých JE není jasně definována a zavedena strategie LTO pro JE, což vede k problémům souvisejícím s úkoly, rolemi, odpovědnostmi, organizační strukturou, znalostí zaměstnanců apod. (5/15)
- V některých JE je připraven program implementace LTO, ale nejsou realizovány požadované akce k zajištění jeho skutečné implementace. (5/15)
- V některých JE byly během raných Pre-SALTO misí zjištěny nedostatky v souvislosti se stavem Bezpečnostní zprávy a dalších aktuálních licenčních požadavků. (3/15)
- V některých JE byly zjištěny nedostatky v řízení konfigurace/modifikace včetně projektové dokumentace a rozdíl mezi potřebami LTO a skutečným stavem. (5/15)

Oblast B – Stanovení rozsahu a prověřování SKK a provozní programy relevantní pro LTO

- V některých JE použita metodologie stanovení rozsahu SKK nepokrývá nebezpečnostní konstrukce a komponenty, jejichž selhání může mít vliv na dosažení zamýšlené bezpečnostní funkce, nebo má za následek neúplný rozsah SKK pro LTO. (4/15)

- V některých JE použita metodologie stanovení rozsahu a třídění SKK nezajišťuje, aby byly aktivní komponenty přiměřeně řešeny. (3/15)
- V mnoha JE nejsou stávající programy relevantní pro LTO hodnoceny ve správném čase a s potřebným rozsahem, aby prokázaly svou vhodnost pro bezpečný LTO. (7/15)

Oblast C - Přezkoumání řízení stárnutí SKK, přezkoumání a vylepšení PŘS a obnovení platnosti TLAA pro mechanické komponenty

- V některých JE byly pozorovány různé nedostatky v oblasti rozsahu a prověřování SKK mechanických komponent. (4/15)
- V některých JE nebyly provozní zkušenosti dostatečně zohledněny v AMR. (4/15)
- V některých JE PŘS nesplňují všech 9 atributů účinného PŘS nebo nebyly potřebně revidovány. (5/15)
- V několika JE není proaktivní program řízení zastarávání plně implementován. (2/15)
- V několika JE byly kódy a normy různých původů uplatňovány selektivně nebo nekonzistentně bez obezřetného posouzení. (2/15)

Oblast D - Přezkoumání řízení stárnutí SKK, přezkoumání a vylepšení PŘS a obnovení platnosti TLAA pro elektro a I&C komponenty

- V některých JE nejsou skutečné podmínky prostředí monitorovány, aby se potvrdilo, že analýzy stárnutí jsou založeny na konzervativních údajích, nebo během období LTO nejsou prováděny žádné kontroly a testy, jejichž cílem je zachování kvalifikace a funkčnosti kabelového systému. (4/15)
- V některých JE je kvalifikace zařízení (EQ) neúplná nebo úplně chybí. (3/15)
- V některých JE není platnost EQ pro SKK revalidována pro LTO. (4/15)

Oblast E - Přezkoumání řízení stárnutí SKK, přezkoumání a vylepšení PŘS a obnovení platnosti TLAA pro stavby a stavební konstrukce

- V některých JE nebylo důkladně provedeno stanovení rozsahu a prověření stavebních konstrukcí pro zavedení řízení stárnutí pro LTO. (3/15)
- V mnoha JE nebyla komplexně provedena AMR stavebních konstrukcí, která by umožnila zavedení řízení stárnutí pro LTO. (7/15)
- V některých JE nesplňují PŘS stavebních konstrukcí 9 atributů efektivního PŘS nebo PŘS nejsou účinné. (3/15)
- V některých JE nebyla dokončena revalidace TLAA pro stavební konstrukce. (3/15)

Oblast F - Lidské zdroje, řízení kompetencí a znalostí pro LTO

- V některých JE se strategie lidských zdrojů nerealizuje důsledně nebo zcela chybí. (2/5)
- V některých JE není řízení kompetencí nebo personální zabezpečení dostatečné pro podporu implementace programu LTO a bezpečného LTO. (2/5)
- V některých JE není řízení znalostí dostatečné pro podporu bezpečného LTO. (2/5)

4.4.2 Zhodnocení výsledků pilotních misí

Pilotní mise SALTO byly prováděny v letech 2005-2007. Účelem těchto misí bylo vedle pomoci požadované dotyčnými členskými státy také ověřit a zlepšit navrhovaný přístup SALTO. Pilotní mise SALTO č. 1-4 a 12 byly úzko-rozsahové mise, které se zabývaly následujícími tématy:

1. Peer review regulačních požadavků maďarského státního dozoru pro jadernou bezpečnost (HAEA) na LTO pro jadernou elektrárnu Paks; 2005;
2. Peer review procesu stanovování rozsahu a prověření SKK a předpoklady programu obnovení licence JE Paks; 2006;
3. Expertní mise/seminář týkající se TLAA a kvalifikace zařízení pro program obnovy licencí JE Paks; 2006;
4. Přezkoumání metodických a kritériálních dokumentů o deterministické analýze tepelně-tlakového šoku a rekonstrukcí vybraných komponent bezpečnostních tříd 1-2; 2007;
5. Peer Review of Risk Informed in Service Inspection Program pro JE Koeberg, Jihoafrická republika; 2011.

Rozsah a zaměření těchto misí, jakož i formát a obsah dokumentace neumožňuje přímé srovnání s ostatními misemi SALTO. Je třeba poznamenat, že spolupráce s JE během pilotních misí SALTO 1-8 poskytla IAEA velmi důležité informace, aby dále rozvinula navrhovanou metodiku hodnocení SALTO. Následující tabulka shrnuje trendy a tendence zjištěné při misích 5-8. Tyto informace však nejsou přímo srovnatelné s informacemi uvedenými v kapitole 4.4.3, jelikož přístup použitý během misí, jakož i formát a obsah zpráv o misích se podstatně liší. Lidské zdroje, řízení kompetencí a znalostí pro LTO (oblast F) nebyly během těchto misí vůbec řešeny, a proto se v tomto oddíle neřeší.

Oblast A – Organizace a funkce, licenční požadavky na LTO, řízení konfigurace a modifikací zařízení

Tab. 5 Shrnutí nálezů (oblast A)

Podoblast		Dop.	Náv.	DP	Celk.
A.1	Související požadavky dozoru, kódy a normy				0
A.2	Organizační struktura pro LTO				0
A.3	Strategie JE pro LTO		2		2

A.4	Implementační program LTO	2	1		3
A.5	Aktuální bezpečnostní zpráva a další licenční požadavky na LTO				0
A.6	Řízení konfigurace a modifikací zařízení včetně projektové dokumentace	1	1		2
Celkem		3	4		7

Vysvětlivky: Dop. - Doporučení, Náv. - Návrhy, DP - Dobré praxe, Celk. - Celkem

A.1. Související požadavky dozoru, kódy a normy

Žádné nálezy.

A.2. Organizační struktura pro LTO

Žádné nálezy.

A.3. Strategie JE pro LTO

Nálezy: 2 návrhy

Nálezy se týkají dokumentace o strategii JE, která by měla řešit úplný a konzistentní celkový přístup k LTO.

A.4. Implementační program LTO

Nálezy: 2 doporučení, 1 návrh

Nálezy se týkají přístupu JE k řízení stárnutí a LTO, který nebyl v souladu s mezinárodními postupy.

A.5. Aktuální bezpečnostní zpráva a další licenční požadavky na LTO

Žádné nálezy.

A.6. Řízení konfigurace a modifikací zařízení včetně projektové dokumentace

Nálezy: 1 doporučení, 1 návrh

Nálezy se týkají nedostatku údajů o projektu a informací potřebných pro řízení stárnutí a LTO.

Oblast B – Stanovení rozsahu a prověřování SKK a provozní programy relevantní pro LTO

Tab. 6 Shrnutí nálezů (oblast B)

Podoblast		Dop.	Náv.	DP	Celk.
B.1	Metodika a kritéria pro stanovení rozsahu SKK pro LTO	5	3		8

B.2	Programy JE relevantní pro LTO	17	3		20
Celkem		22	6		28

Vysvětlivky: Dop. - Doporučení, Náv. - Návrhy, DP - Dobré praxe, Celk. - Celkem

B.1. Metodika a kritéria pro stanovení rozsahu SKK pro LTO

Nálezy: 5 doporučení, 3 návrhy

Trend: V některých JE není metodika stanovení rozsahu a prověření SKK dostatečná k tomu, aby zajistila, že všechny požadované SKK budou řešeny v rámci řízení stárnutí.

Příklady ukazují, že:

- Proces určování rozsahu/třídění není v souladu s dobrými mezinárodními postupy;
- Proces určování rozsahu/třídění není jasně popsán;
- Proces určování rozsahu/třídění vede k vynechání některých subsystémů z rozsahu řízení stárnutí.

B.2. Programy JE relevantní pro LTO (údržba, (udržba, kvalifikace zařízení (EQ), provozní kontroly, sledování a monitorování, sledování chemických režimů apod.)

Nálezy: 17 doporučení, 3 návrhy

Zjištěné problémy souvisejí s prováděním údržby a jejími různými aspekty, bezpečností souvisejících databázových systémů, přístupem k EQ, přezkoumáním a sebehodnocením činnosti řízení stárnutí, strategií nahrazování zařízení a zavedením moderních přístupů údržby namísto korektivní údržby.

Oblast C – Přezkoumání řízení stárnutí SKK, přezkoumání a vylepšení PŘS a obnovení platnosti TLAA pro mechanické komponenty

Tab. 7 Shrnutí nálezů (oblast C)

Podoblast		Dop.	Náv.	DP	Celk.
C.1	Stanovení rozsahu SKK				
C.2	Zhodnocení řízení stárnutí	11			11
C.3	Revize programů řízení stárnutí	11	1		12
C.4	Program řízení zastarávání	1			1
C.5	Stávající TLAA				
C.6	Revalidace TLAA				
C.7	Sběr dat a vedení záznamů				
Celkem		23	1		24

Vysvětlivky: Dop. - Doporučení, Náv. - Návrhy, DP - Dobré praxe, Celk. - Celkem

C.1. Stanovení rozsahu SKK

Žádné nálezy.

C.2. Zhodnocení řízení stárnutí

Nálezy: 11 doporučení

Zjištěné problémy řeší různé detailní aspekty AMR, jakož i dodržování dobrých mezinárodních postupů.

C.3. Revize programů řízení stárnutí

Nálezy: 11 doporučení, 1 návrh

Identifikované problémy se zabývají různými detailními aspekty PŘS, jako je rozsah informací, plány inspekci, využití provozních zkušeností a kvalifikace NDT.

C.4. Program řízení zastarávání

Žádné nálezy.

C.5. Stávající TLAA

Nálezy: 1 doporučení

Identifikovaný problém se zabývá požadavky na používání kódu ASME namísto původních kódů a standardů používaných při návrhu zařízení.

C.6. Revalidace TLAA

Žádné nálezy.

C.7. Sběr dat a vedení záznamů

Žádné nálezy.

Oblast D – Přezkoumání řízení stárnutí SKK, přezkoumání a vylepšení PŘS a obnovení platnosti TLAA pro elektro a SKŘ komponenty

Tab. 8 Shrnutí nálezů (oblast D)

Podoblast		Dop.	Náv.	DP	Celk.
D.1	Stanovení rozsahu SKK				

D.2	Zhodnocení řízení stárnutí				
D.3	Revize programů řízení stárnutí	2	1		3
D.4	Program řízení zastarávání				
D.5	Stávající TLAA	2			2
D.6	Revalidace TLAA				
D.7	Sběr dat a vedení záznamů				
Celkem		4	1		5

Vysvětlivky: Dop. - Doporučení, Náv. - Návrhy, DP - Dobré praxe, Celk. - Celkem

D.1. Stanovení rozsahu SKK

Žádné nálezy.

D.2. Zhodnocení řízení stárnutí

Žádné nálezy.

D.3. Revize programů řízení stárnutí

Nálezy: 2 doporučení, 1 návrh

Zjištěné problémy souvisejí s nedostatečným sledováním teploty elektrických zařízení a zařízení SKŘ.

D.4. Program řízení zastarávání

Žádné nálezy.

D.5. Stávající TLAA

Nálezy: 2 doporučení

Identifikované problémy souvisí s chybějící dokumentací EQ.

D.6. Revalidace TLAA (včetně EQ)

Žádné nálezy.

D.7. Sběr dat a vedení záznamů

Žádné nálezy.

Oblast E – Přezkoumání řízení stárnutí SKK, přezkoumání a vylepšení PŘS a obnovení platnosti TLAA pro stavby a stavební konstrukce

Tab. 9 Shrnutí nálezů (oblast E)

Podoblast		Dop.	Náv.	DP	Celk.
E.1	Stanovení rozsahu SKK	1			1
E.2	Zhodnocení řízení stárnutí	3			3
E.3	Revize programů řízení stárnutí	9			9
E.4	Program řízení zastarávání				
E.5	Stávající TLAA	4			4
E.6	Revalidace TLAA				
E.7	Sběr dat a vedení záznamů				
Celkem		17			17

Vysvětlivky: Dop. - Doporučení, Náv. - Návrhy, DP - Dobré praxe, Celk. - Celkem

E.1. Stanovení rozsahu SKK

Nálezy: 1 doporučení

Zjištěný problém souvisí s přístupem k určování rozsahu SKK, který vede k neúplnému seznamu konstrukcí a konstrukčních prvků.

E.2. Zhodnocení řízení stárnutí

Nálezy: 3 doporučení

Zjištěné problémy se týkají úplnosti a přiměřenosti výsledku AMR a využití přístupu identifikace a použití komoditních skupin tam, kde je to možné.

E.3. Revize programů řízení stárnutí

Nálezy: 9 doporučení

Zjištěné problémy se zabývají tím, že PŘS nesplňují 9 atributů účinného PŘS, chybějících PŘS a implementace PŘS.

E.4. Program řízení zastarávání

Žádné nálezy.

E.5. Stávající TLAA

Nálezy: 4 doporučení

Zjištěné problémy souvisejí s identifikací stávajících TLAA, která nebyla provedena a chybějícími souvisejícími informacemi.

E.6. Revalidace TLAA

Žádné nálezy.

E.7. Sběr dat a vedení záznamů

Žádné nálezy.

4.4.3 Zhodnocení výsledků SALTO misí po oblastech

Následující tabulka shrnuje trendy a tendence zjištěné v rámci misí 9-11 a 13-22 a 2 modulu LTO revidované v rámci misí OSART (viz tabulky 1 a 2).

Pokud se fakta nebo zjištění misí SALTO zabývají společným problémem, tento trend je doplněn několika příklady pozorování, diskusí o závažnosti těchto zjištění a případných nápravných opatřeních

Oblast A – Organizace a funkce, licenční požadavky na LTO, řízení konfigurace a modifikací zařízení

Tab. 10 Shrnutí nálezů (oblast A)

Podoblast		Dop.	Náv.	DP	Celk.
A.1	Související požadavky dozoru, kódy a normy	1	2		3
A.2	Organizační struktura pro LTO	3	3		6
A.3	Strategie JE pro LTO	3	3		6
A.4	Implementační program LTO	1	4	1	6
A.5	Aktuální bezpečnostní zpráva a další licenční požadavky na LTO	3	3		6
A.6	Řízení konfigurace a modifikace zařízení včetně projektové dokumentace	5	7		12
Celkem		16	22	1	39

Vysvětlivky: Dop. - Doporučení, Náv. - Návrhy, DP - Dobré praxe, Celk. - Celkem

A.1. Související požadavky dozoru, kódy a normy

Nálezy: 1 doporučení, 2 návrhy

Trend: V některých JE nejsou specifické národní regulační požadavky LTO k dispozici nebo jsou příliš obecné. V některých JE je licencování LTO spojeno s pravidelným PSR, chybějící

specifické požadavky na LTO jsou kompenzovány požadavky IAEA na LTO a řízení stárnutí nebo požadavky US NRC.

IAEA reference: SSR-2/2, 4.53 [6]; NS-G-2.12, 3.2 [4]; SRS No. 57, 2.1 [3]

Příklady to ukazují, že:

- Neexistuje úplný a konzistentní soubor požadavků týkajících se LTO.

Je třeba poznamenat, že cílem hodnocení SALTO je přezkoumat vlastní činnost LTO v JE. Proto tento trend není plně podpořen doporučeními a návrhy, protože regulační rámec je vlastněn regulátorem.

Nedostatek požadavků souvisejících s LTO pravděpodobně přispívá k řadě problémů zjištěných přímo nebo nepřímo v oblastech A a B. Proto je nezbytné, aby byly v členských státech, které mají v úmyslu LTO stanoveny specifické regulační požadavky LTO.

A.2. Organizační struktura pro LTO

Nálezy: 3 doporučení, 3 návrhy

Trend: V některých JE bylo přijato rozhodnutí o LTO, ale související organizační akce nejsou provedeny/implementovány.

IAEA Reference: SSR-2/2, 3.2 [6]; NS-G-2.12, 3.16, 4.2-8 [4]

Příklady ukazují, že:

- Existují nedostatky v organizačních strukturách, personálních předpisech a dokumentech systému řízení vztahujících se k LTO;
- Není jasné, která část projektu bude provedena v JE, kterou provedou dodavatelé, a jak budou potřebné znalosti přeneseny do JE;
- Role a odpovědnosti, organizace a rozhraní týkající se přípravy a realizace projektu LTO nejsou náležitě definovány.

Tato oblast je přímo spojena s dalším pododdílem o strategii JE pro LTO, kde jsou také další příklady.

A.3. Strategie JE pro LTO

Nálezy: 3 doporučení, 3 návrhy

Trend: V některých JE není strategie JE pro LTO jasně definována a stanovena, což vede k problémům souvisejícím s úkoly, rolemi, odpovědnostmi, organizační strukturou, znalostí zaměstnanců apod.

IAEA Reference: SSR-2/2, 3.2 [6]; NS-G-2.12, 4.2 [4]

Příklady ukazují, že:

- Ne všichni pracovníci JE a provozující organizace jako celek jsou seznámeni s projektem LTO, cítí vlastnictví projektu LTO a podporují jeho realizaci;
- Nedostatek důrazu ohrožuje včasné provádění programu LTO;
- Planování cílů LTO není vhodně určeno nebo je omezeno na desetileté období pro udělení licence (to je také spojeno s používáním přístupů založených na PSR na LTO).

Tento aspekt by mohl mít široký celkový dopad na program LTO a jeho provádění.

A.4. Implementační program LTO

Nálezy: 1 doporučení, 4 návrhy, 1 dobrá praxe

Trend: V některých JE je zaveden program implementace LTO, ale nejsou zavedeny požadované kroky k zajištění jeho skutečné implementace.

IAEA Reference: SSR-2/2, Requirements 14 and 16 [6]; NS-G-2.12, 4.35-38 [4]

Příklady ukazují, že:

- Činnosti související s LTO nejsou zcela vlastněny základní organizací;
- Nedostatky v programu řízení stárnutí během období LTO;
- PŘS nejsou plně implementovány a odpovědnosti nejsou jasně definovány v procesech JE;
- Organizační opatření pro zlepšení řízení stárnutí v JE v období LTO nejsou zavedeny;
- Programy, dokumenty a postupy pro zajištění konzistentního řízení v období LTO připraveny před vstupem do LTO;
- Plány na převedení výstupů z projektu LTO do rutinních činností (programy, výsledky analýz, činnosti, aktualizace dokumentace) nejsou přiměřené nebo chybí.

Musí být zavedena opatření k zajištění realizace výsledků projektu LTO, závazků, aktualizací dokumentů a činností, aby byla zajištěna bezpečnost zařízení během LTO.

Dobrá praxe souvisí s využíváním matice rizik také pro prioritizaci bezpečnostních otázek. To umožňuje JE optimálně přidělit zdroje a efektivně využívat dostupné zdroje pro řešení bezpečnostních problémů.

A.5. Aktuální bezpečnostní zpráva a další licenční požadavky na LTO

Nálezy: 3 doporučení, 3 návrhy

Trend: V některých JE, během prvních misí SALTO (Pre-SALTO) byly zjištěny nedostatky v souvislosti se statusem bezpečnostní zprávy a dalších licenčních dokumentů.

IAEA Reference: SSR-2/2, 3.2 [6]; SRS No.57, 7 [3]

Příklady ukazují, že:

- JE ne vždy včas připravují aktualizaci bezpečnostní zprávy a seznam závazků pro LTO;

- JE ne vždy řádně aktualizují přechodové stavy JE a jejich výskyt;
- PSR není v souladu s nejnovějším bezpečnostním návodem IAEA o PSR.

A.6. Řízení konfigurace a modifikací zařízení včetně projektové dokumentace

Nálezy: 5 doporučení, 7 návrhů

Trend: V některých JE byly zjištěny nedostatky v řízení konfigurace/modifikací včetně projektové dokumentace a rozdíly mezi potřebami pro LTO a aktuálním stavem byly indikovány.

IAEA Reference: SSR-2/2, Requirement 10, 11 [6]; SRS No.57, 3.2 [3]

Příklady ukazují, že:

- Data jsou uložena v různých databázích, což může vést k neúplnosti a nesouladu údajů;
- Chybí integrovaná strukturovaná funkce správy konfigurace, i když většina prvků existuje individuálně, chybí celkový postup řízení, který by podporoval vytváření a udržování znalostí;
- Proces řízení modifikací nezajišťuje aktualizaci programů JE jako je řízení stárnutí;
- Neexistuje žádný proces, který by umožňoval formálně dokumentovat přijetí dokumentů vypracovaných externími dodavateli, proto není úloha takových dokumentů v rámci JE jasná;
- Projektová dokumentace JE je v zásadě k dispozici, ale není snadno dostupná.

Systematická pozornost zajištění shody mezi aktuální konfigurací zařízení, souvisejícími informacemi a projektovými požadavky je zásadní pro zajištění bezpečnosti během LTO.

Oblast B – Stanovení rozsahu a prověřování SKK a provozní programy relevantní pro LTO

Tab. 11 Shrnutí nálezů (oblast B)

Podoblast		Dop.	Náv.	DP	Celk.
B.1	Metodika a kritéria pro stanovení rozsahu SKK pro LTO	11	5		16
B.2	Programy JE relevantní pro LTO	14	8	1	23
Celkem		25	13	1	39

Vysvětlivky: Dop. - Doporučení, Náv. - Návrhy, DP - Dobré praxe, Celk. - Celkem

B.1. Metodika a kritéria pro stanovení rozsahu SKK pro LTO

Nálezy: 11 doporučení, 5 návrhů

Trend: V některých JE se použítá metodika stanovení rozsahu SKK nevztahuje na nebezpečnostní SKK, jejichž selhání může mít vliv na dosažení zamýšlené bezpečnostní funkce nebo někdy metodika nestanoví kompletní rozsah SKK pro LTO.

IAEA Reference: SSR-2/2, 4.54 [6]; SRS No.57, 4 [3]

Příklady ukazují, že:

- Není jasné, zda analýza rozsahu pokrývala SKK nesouvisející s bezpečností;
- Metodika je založena na klasifikaci bezpečnosti (tzn. pouze rozsah SKK související s bezpečností);
- Metodika a kritéria pro zařazení komponent nesouvisejících s bezpečností ukazují, že pro posouzení možného dopadu na bezpečnostní funkce elektrických komponent nebyly použity konzervativní kritéria;
- Metodika pro stanovení rozsahu SKK není dobře definována a část SKK souvisejících s bezpečností je nesprávně vyřazena.

JE by měly věnovat přiměřenou pozornost metodice stanovení rozsahu SKK, její vhodné a včasné aplikaci, jakož i úplnosti výsledků. Bez přesně vymezeného a odůvodněného rozsahu nelze prokázat, že řízení stárnutí všech SKK souvisejících s bezpečností je pro LTO přiměřené.

Trend: V některých JE použita metodologie stanovení rozsahu SKK nezajišťuje, aby byly aktivní komponenty řešeny odpovídajícím způsobem.

IAEA Reference: SSR-2/2, 4.54 [6]; SRS No.57, 4 [3]

Příklady ukazují, že:

- Aktivní komponenty měly být řešeny v rámci PSR, ale nebyly vyvinuty žádné zvláštní požadavky v rámci PSR k jejich řešení;
- Chybí komplexní hodnocení aktivních mechanických komponent;
- Různé metody určování rozsahu pro pasivní a aktivní komponenty mohou vést k vynechání některých položek z rozsahu posouzení pro LTO.

Kombinace různých přístupů a metod pro stanovení rozsahu pasivních a aktivních komponent může vést k nedostatečnému vyhodnocení nebo vynechání některých položek z rozsahu posouzení pro LTO.

Další problém souvisí s neúplným vymezením SKK pro LTO a nedostatky související dokumentace. Tento dopad následně ovlivňuje kompletnost AMR.

B.2. Programy JE relevantní pro LTO (údržba, kvalifikace zařízení (EQ), provozní kontroly, sledování a monitorování, sledování chemických režimů apod.)

Nálezy: 14 doporučení, 8 návrhů, 1 dobrá praxe

Trend: V mnoha JE stávající programy JE, které jsou relevantní pro LTO, nejsou hodnoceny ve správném čase a s potřebným rozsahem, aby prokázaly svou přiměřenost pro bezpečný LTO.

IAEA Reference: SSR-2/2, 4.54 [6]; NS-G-2.12, 2.5, 2.6, 4.33 [4]; SRS No.57, 3.3, 5.3 [3]

Příklady ukazují, že:

- Současné uspořádání databází na podporu činností údržby nemá integrovanou strukturu;
- Metodika pro hodnocení aktivních komponent pro LTO nebyla JE dokončena a implementována;
- Rozhraní různých programů, které řídí stárnutí SKK v rámci LTO, nejsou dobře definovány;
- Hodnocení účinnosti programů není přiměřené;
- Nedostatečné zapojení údržby, EQ, chemie, provozních kontrol, sledování a monitorování do řízení stárnutí;
- Existuje nedostatečná koordinace se všemi odděleními nebo projekty JE s projektem LTO;
- Stávající programy JE relevantní pro LTO nejsou dostatečně adaptovány pro LTO.

Zjištěná dobrá praxe souvisí s používáním výcvikového střediska údržby JE pro inspekční činnosti související s LTO.

Oblast C – Přezkoumání řízení stárnutí SKK, přezkoumání a vylepšení PŘS a obnovení platnosti TLAA pro mechanické komponenty

Tab. 12 Shrnutí nálezů (oblast C)

Podoblast		Dop.	Náv.	DP	Celk.
C.1	Stanovení rozsahu SKK	3	1		4
C.2	Zhodnocení řízení stárnutí	4	5	2	11
C.3	Revize programů řízení stárnutí	5	9	3	17
C.4	Program řízení zastarávání		2		2
C.5	Stávající TLAA	1			1
C.6	Revalidace TLAA	12	10	1	23
C.7	Sběr dat a vedení záznamů		1		1
Celkem		25	28	6	59

Vysvětlivky: Dop. - Doporučení, Náv. - Návrhy, DP - Dobré praxe, Celk. - Celkem

C.1. Stanovení rozsahu SKK

Nálezy: 3 doporučení, 1 návrh

Trend: V některých JE byly pozorovány různé nedostatky ve stanovení rozsahu strojních SKK pro LTO hodnocení.

IAEA Reference: SSR-2/2, 4.54 [6]; SRS No.57, 4 [3]

Příklady ukazují, že:

- Neexistuje žádný projektový dokument, který by popisoval postup při stanovování rozsahu SKK ani výkresy jejich hranic;

- Stanovování rozsahu strojních SKK, které nesouvisejí s bezpečností, jejichž selhání by mohlo ovlivnit funkci komponent souvisejících s bezpečností, nebylo provedeno pomocí dokumentované a ověřitelné metodiky k identifikaci prostorových interakcí;
- Přístup LTO, včetně stanovení rozsahu a třídění SKK, není konzistentní pro všechny strojní komponenty.

Další problém se týká sběru dat a vedení záznamů za účelem podpory stanovení rozsahu a prověření SKK.

C.2. Zhodnocení řízení stárnutí (AMR)

Nálezy: 4 doporučení, 5 návrhů, 2 dobré praxe

Trend: V některých JE není v AMR dostatečně zhodnocena odpovídající provozní zkušenost.

IAEA Reference: SSR-2/2, Requirement 24 [6]; NS-G-2.12, 2.5, 2.12, 3.16, 4.33 [4]; SRS No.57, 5.1-3 [3]

Příklady to ukazují, že:

- Některé potenciální degradační mechanismy/dopady stárnutí se dostatečně neposoudily, i když způsobily degradaci v jiných JE, například lokalizované ztenčení stěn v důsledku kavitace, vibrační únava;
- Časový rozsah provozních zkušeností a rozsah použitých referenčních údajů nejsou pro AMR dostatečně komplexní;
- Provozní zkušenosti z celé provozní historie zařízení nebyly pro LTO dostatečně zohledněny.

Další otázky souvisejí s jasným vymezením AMR v dokumentaci JE, včasným zahájením a dokončením práce a posouzením stavu.

Dobrá praxe souvisí se zavedením databáze podporující AMR a důkladným přístupem k hodnocení TNR.

C.3. Revize programů řízení stárnutí

Nálezy: 5 doporučení, 9 návrhů, 3 dobré praxe

Trend: V některých JE PŘS nesplňují 9 atributů účinného PŘS a nebyly případně přepracovány.

IAEA Reference: SSR-2/2, 4.50, 4.54 [6]; NS-G-2.12, 4.33, 6.2 [4]; SRS No.57, 5.3-4 [3]

Příklady ukazují, že:

- Pilotní PŘS nepokrývají všechny atributy efektivního PŘS dle IAEA;
- Současná dokumentace JE plně nezahrnuje všechny atributy účinného PŘS;
- PŘS nedostatečně provádí činnosti dle všech atributů efektivního PŘS.

Trend: V některých JE chybí některé položky specifické pro JE v PŘS.

IAEA Reference: SSR-2/2, 4.50, 4.54 [6]; NS-G-2.12, 4.32, 6.2 [4]; SRS No.57, 5.3-4 [3]

Příklady ukazují, že:

- Inspekce pro jednorázové kontrolní programy nezahrnují součásti kompenzátoru objemu;
- Subkomponenty sestavy reaktoru jsou vyloučeny z inspekčního programu v JE.

Další otázky se týkají degračních mechanismů a dopadů stárnutí, které nejsou řešeny PŘS, aktualizací dokumentace o PŘS, požadavky PŘS nezahrnuté do procesu JE, jasná definice AMR v dokumentaci JE, včasné zahájení a dokončení práce a posouzení stavu.

Dobrá praxe souvisí s implementací systému řízení provozních kontrol, zaváděním pokročilých PŘS a také s vývojem komplexního systému řízení stárnutí VČR.

C.4. Program řízení zastarávání

Nálezy: 2 návrhy

Trend: V několika JE není ještě program proaktivního řízení zastaralosti plně implementován.

IAEA Reference: NS-G-2.12, 5.1-4 [4]

Příklady ukazují, že:

- Neexistuje plně implementovaný proaktivní program řízení zastarávání;
- Proaktivní část programu zastarávání není dosud zavedena.

C.5. Stávající TLAA

Nálezy: 1 doporučení

Trend: Žádný

V jedné JE nebyla práce týkající se stávajících TLAA vůbec zahájena.

C.6. Revalidace TLAA

Nálezy: 12 doporučení, 10 návrhů, 1 dobrá praxe

Trend: V několika JE byly smíšeny dohromady kódy a normy různých původů nebo používaly místo původních bez obezřetného zvážení.

IAEA Reference: SSR-2/2, 4.54 [6]; SRS No.57, 2.2, 6 [3]

Příklady ukazují, že:

- Použití pouze jediné skupiny projektových kódů zaručuje udržení bezpečnostních rezerv zabudovaných v kódech. Míchání např. sovětských/ruských kódů a kódů ASME může vést k nepřijatelným výsledkům;
- Míchání různých kódů a standardů tlakových nádob a potrubí v analýzách napětí.

Další otázky souvisejí s řadou konkrétních úzkých připomínek týkajících se TLAA, pozdní revalidace TLAA, vypracování aktualizace bezpečnostní zprávy, seznamu závazků a použití nekonzervativních předpokladů k počtu přechodových cyklů (projektové nikoliv skutečné počty).

Dobrá praxe souvisí s průběžnou aktualizací analýzy únavy v jedné JE.

C.7. Sběr dat a vedení záznamů

Nálezy: 1 návrh

Trend: Žádný

1 zjištěný nález se zabývá chybějící databází pro PŘS pro jednotlivé komponenty.

Oblast D – Přezkoumání řízení stárnutí SKK, přezkoumání a vylepšení PŘS a obnovení platnosti TLAA pro elektro a I&C komponenty

Tab. 13 Shrnutí nálezu (oblast D)

Podoblast		Dop.	Náv.	DP	Celk.
D.1	Stanovení rozsahu SKK				
D.2	Zhodnocení řízení stárnutí	4	2		6
D.3	Revize programů řízení stárnutí	7	5	3	15
D.4	Program řízení zastarávání			1	1
D.5	Stávající TLAA	3	1		4
D.6	Revalidace TLAA	4	1		5
D.7	Sběr dat a vedení záznamů		2	2	4
Celkem		18	11	6	35

Vysvětlivky: Dop. - Doporučení, Náv. - Návrhy, DP - Dobré praxe, Celk. - Celkem

D.1. Stanovení rozsahu SKK

Žádné nálezy.

D.2. Zhodnocení řízení stárnutí (AMR)

Nálezy: 4 doporučení, 2 návrhy

Trend: Žádný

Zjištěné problémy se týkají zařízení nebo dílů citlivých na stárnutí, které mají kvalifikovanou dobu životnosti o hodně kratší než 40 let, využívání omezených zdrojů informací o provozních zkušenostech a řízení zastarávání, nedostatečné seismické ukotvení elektrických a SKŘ zařízení, jakož i další vybavení, a neúplné identifikaci degračních mechanismů.

D.3. Revize programů řízení stárnutí

Nálezy: 7 doporučení, 5 návrhů, 3 dobré praxe

Trend: V některých JE nejsou skutečné podmínky prostředí sledovány, aby se potvrdilo, že analýzy stárnutí jsou založeny na konzervativních údajích nebo během období LTO nejsou plánovány žádné kontroly a testy zaměřené na zachování kvalifikace a funkčnosti kabelového systému.

IAEA Reference: SSR-2/2, 4.48 [6]; NS-G-2.12, 7.5 [4]; SRS No.3, 5.3 [17]

Příklady ukazují, že:

- Analýza stárnutí kabelů nemusí být konzervativní, protože použité teploty mohou být příliš nízké. Trasování kabelů není zcela známo, proto je obtížné monitorovat prostředí, které má být použito při analýzách;
- Kvalifikovaná životnost nezohledňuje aktuální provozní parametry, diagnostické výsledky, okolní a havarijní podmínky;
- V JE neexistuje žádný program pro monitorování teploty, který by identifikoval horká místa;
- Nejsou plánované periodické a zdokumentované vizuální kontroly a zkoušky pro období LTO.

Měly by být vyvinuty a implementovány PŘS pro podporu EQ.

D.4. Program řízení zastarávání

Nálezy: 1 dobrá praxe

Trend: Žádný

Dobrá praxe souvisí s řízením technologického zastarávání, které se považuje za základní součást řízení stárnutí SKK.

D.5. Stávající TLAA

Nálezy: 3 doporučení, 1 návrh

Trend: V některých JE je EQ program neúplný nebo úplně chybí.

IAEA Reference: SSR-2/2, Requirement 13 [6]; NS-G-2.12, 7.2-7 [4]

Příklady ukazují, že:

- Některé nové instalované komponenty, které potřebují TLAA, chybí na hlavním seznamu (master list), seznamu TLAA a v souvisejících dokumentech;
- Informace v kvalifikačních protokolech komponent nejsou dostatečně jasné a dostatečné pro jejich účely;

- JE nevyvinula a nezavedla komplexní program EQ včetně stanovení kvalifikované životnosti každé kvalifikované komponenty;
- Stávající postupy při údržbě některých elektrických a SKŘ zařízení nezajišťují jejich kvalifikaci a funkcionalitu během období LTO.

D.6. Revalidace TLAA (včetně EQ)

Nálezy: 4 doporučení, 1 návrh

Trend: V některých JE není platnost EQ pro LTO revalidována.

IAEA Reference: SSR-2/2, Requirement 13 [6]; NS-G-2.12, 7.3-6 [4]; SRS No.57, 3.3 [3]

Příklady ukazují, že:

- Kvalifikovaná životnost pro období LTO není analyzována nebo revalidována pro všechny požadované komponenty, prodloužení platnosti kvalifikované životnosti není součástí programu LTO;
- Nedostatečná revalidace EQ pro kabelový systém zařízení (kabely, kabelové lávky, konektory);
- EQ původně instalovaných bezpečnostních kabelů třídy 1E není pro LTO zcela revalidována;
- Platnost kvalifikace zařízení je omezena na projektovou životnost a není dostatečná pro LTO.

Další problém souvisí s uživatelskou přívětivostí dokumentace obnovení platnosti TLAA.

D7. Sběr dat a vedení záznamů

Nálezy: 2 návrhy, 2 dobré praxe

Trend: Žádný

Problémy souvisí s nesourodostí údajů obsažených v databázích a s neúplností databáze EQ.

Dobré praxe souvisí s databázemi výsledků spolehlivosti SKŘ zařízení a se snadným přístupem k důležitým parametrům pro hodnocení stavu kabelů.

Oblast E – Přezkoumání řízení stárnutí SKK, přezkoumání a vylepšení PŘS a obnovení platnosti TLAA pro stavby a stavební konstrukce

Tab. 14 Shrnutí nálezů (oblast E)

Podoblast		Dop.	Náv.	DP	Celk.
E.1	Stanovení rozsahu SKK	3			3
E.2	Zhodnocení řízení stárnutí	5	9		14
E.3	Revize programů řízení stárnutí	9	1		10

E.4	Program řízení zastarávání				
E.5	Stávající TLAA				
E.6	Revalidace TLAA	4	1		5
E.7	Sběr dat a vedení záznamů				
Celkem		21	11		32

Vysvětlivky: Dop. - Doporučení, Náv. - Návrhy, DP - Dobré praxe, Celk. - Celkem

E.1. Stanovení rozsahu SKK

Nálezy: 3 doporučení

Trend: V některých JE nebylo, stanovení rozsahu a prověření staveb a stavebních konstrukcí důkladně provedeno pro umožnění řízení stárnutí pro LTO.

IAEA Reference: SSR-2/2, 4.54 [6]; SRS No.57, 2.2, 4 [3]

Příklady ukazují, že:

- Stavby a stavební konstrukce nebyly definovány na úrovni komponent nebo jako komoditní skupiny;
- Existuje několik seznamů staveb a stavebních konstrukcí důležitých pro LTO, které nejsou konzistentní.

Další problémy souvisí s nedostatkem opatření v oblastech, kde dosud nebyl zaveden program řízení stárnutí.

E.2. Zhodnocení řízení stárnutí (AMR)

Nálezy: 5 doporučení, 9 návrhů

Trend: V mnoha JE nebylo provedeno AMR pro stavby a stavební konstrukce komplexně způsoben umožňujícím řízení stárnutí pro LTO.

IAEA Reference: SSR-2/2, 4.54 [6]; NS-G-2.12, 2.3, 3.1, 3.5, 4.10-11, 4.22, 4.26, 4.28 [4]; SRS No.57, 5 [3]

Příklady ukazují, že:

- Existují rozdíly v katalogu degradačních mechanismů a degradačních mechanismech použitých v AMR;
- Nevyhodnotila se potřeba externího nátěru budov kontejnmentu reaktoru;
- Neexistují žádné inspekční postupy a programy řízení stárnutí pro betonové konstrukce;
- Proces začlenění externích provozních zkušeností z hlediska LTO není účinný;
- JE neprokázala, že bazén vyhořelého paliva udrží svou strukturální integritu během LTO;
- Ztráta vlastností betonu v důsledku vyluhování hydroxidu vápenatého nebyla vhodně řešena;

- Tabulky AMR nezahrnují hodnocení všech známých dopadů stárnutí a neuvádějí nejvhodnější PŘS pro řízení dopadů stárnutí.

Řízení stárnutí staveb a stavebních konstrukcí by měla být věnována zvýšená pozornost. Další problém souvisí s nedostatkem dohledu na zajištění úplnosti řízení stárnutí.

E.3. Revize programů řízení stárnutí

Nálezy: 9 doporučení, 1 návrh

Trend: V některých JE nesplňují PŘS pro stavby a stavební konstrukce všech 9 atributů účinného PŘS nebo PŘS nejsou účinné.

IAEA Reference: SSR-2/2, 4.50, 4.54 [6]; NS-G-2.12, 4.33, 6.2 [4]; SRS No.57, 5.3-4 [3]

Příklady ukazují, že:

- Programy řízení stárnutí staveb a stavebních konstrukcí nejsou revidovány, aby byl zajištěn jejich soulad s 9 atributy efektivního PŘS a tím i jejich účinnost;
- Relevantní údaje z existujících provozních činností nejsou poskytovány a používány v programech řízení stárnutí pro LTO;
- Kontrola předpětí a koroze kontejnmentových kabelů není kalibrována a potvrzena;
- Program sledování kontejnmentových kabelů neprokázal, že předepjaté kabely kontejnmentu zachovají svou konstrukční funkci během LTO;
- Řízení stárnutí bazénu potlačení tlaku v kontejnmentu a souvisejících komponent není efektivní.

Další otázky souvisejí s chybějícími PŘS (které je třeba vyvinout) a PŘS, které byly identifikovány jako důležité, ale dosud nebyly implementovány (např. vizuální kontroly kontejnmentu).

E.4. Program řízení zastarávání

Žádné nálezy.

E.5. Stávající TLAA

Žádné nálezy.

E.6. Revalidace TLAA

Nálezy: 4 doporučení, 1 návrh

Trend: V některých JE nebyla dokončena revalidace TLAA staveb a stavebních konstrukcí.

IAEA Reference: SSR-2/2, 4.54 [6]; NS-G-2.12, 6.3 [4]; SRS No.57, 6 [3]

Příklady ukazují, že:

- Analýza některých staveb a stavebních konstrukcí byla provedena bez dostatečného zvážení degradace stavby, vlastností stárnoucího materiálu a dopadů zatížení vlivem možných externích nebezpečí;
- JE neprokázala, že posouzení provozovatelnosti zalitých kabelů kontejnmentu je platné po dobu LTO;
- Protipožární ochrana kabelů a kvalifikace přiček zdiva nebyla v procesu LTO zhodnocena.

E.7. Sběr dat a vedení záznamů

Žádné nálezy.

Oblast F – Lidské zdroje, řízení kompetencí a znalostí pro LTO

Tab. 15 Shrnutí nálezů (oblast F)

Podoblast		Dop.	Náv.	DP	Celk.
F.1	Politika a strategie lidských zdrojů na podporu LTO	2		1	3
F.2	Řízení kompetencí pro LTO, nábor, výcvik a kvalifikační procesy pro pracovníky zapojené do činností LTO	2	1		3
F.3	Řízení znalostí a přenos znalostí pro LTO		3	2	5
Celkem		4	4	3	11

Vysvětlivky: Dop. - Doporučení, Náv. - Návrhy, DP - Dobré praxe, Celk. - Celkem

F.1. Politika a strategie lidských zdrojů na podporu LTO

Nálezy: 2 doporučení, 1 dobrá praxe

Trend: V několika JE strategie v oblasti lidských zdrojů není důsledně prováděna nebo úplně chybí.

IAEA Reference: SSR-2/2, Requirement 1-3 [6]; GS-R-3, 4.1, 4.4 [18]; GS-G-3.1, 4.1 [19]; NS-G-2.4, 3.7, 6.11-12, 6.14 [20]; NS-G-2.12, 4.4, 4.6 [4]

Příklady ukazují, že:

- Chybí odpovídající dlouhodobý personální plán pro program LTO;
- Různé postupy a postupy řízení lidských zdrojů, kompetencí a znalostí pro LTO nejsou důsledně prováděny.

Dobrá praxe souvisí s používáním komplexního a dobře implementovaného přístupu k řízení kritických dodavatelů.

F.2. Řízení kompetencí pro LTO, nábor, výcvik a kvalifikační procesy pro pracovníky zapojené do činností LTO

Nálezy: 2 doporučení, 1 návrh

Trend: V několika JE není řízení kompetencí a personální obsazení dostatečné pro podporu implementace programu LTO a bezpečného LTO.

IAEA Reference: SSR-2/2, Requirement 1-3 [6]; GS-R-3, 4.2-4 [18]; GS-G-3.1, 4.4, 4.20 [19]; GS-G-3.5, 4.10, 4.13 [21]; NS-G-2.4, 4.5, 4.7-8 [20]

Příklady ukazují, že:

- Systematický přístup k řízení kompetencí a znalostí není implementován na podporu LTO;
- Personální plány na LTO nejsou přiměřené.

F.3. Řízení znalostí (knowledge management) a přenos znalostí pro LTO

Nálezy: 3 návrhy, 2 dobré praxe

Trend: V několika JE řízení znalostí není dostatečné pro podporu bezpečného LTO.

IAEA Reference: SSR-2/2, 3.10 [6]; GS-R-3, 4.2 [18]; GS-G-3.1, 3.12, 4.2, 4.4 [19]; GS-G-3.5, 4.10-13 [21]; NS-G-2.4, 4.8 [20]

Příklady ukazují, že:

- Stávající koordinace mezi klíčovými funkcemi LTO a partnery nezaručuje, že všechny relevantní dokumenty, údaje a znalosti jsou systematicky přezkoumávány, archivovány a sdíleny;
- Procesy řízení znalostí nejsou plně integrovány do liniové organizace a řízení znalostí není implementováno pro LTO.

Dobré praxe souvisí se spoluprací mezi JE a výrobci na přenosu souvisejících znalostí a programem specialistů, který se zabývá potřebou odborných dovedností v určitých oblastech, aby byl schopen zvládnout strategicky důležité výzvy jako je stárnoucí JE a nové požadavky regulačních orgánů.

4.4.4 Výsledky SALTO follow-up misí a OSART follow-up misí s LTO modulem

SALTO follow-up mise a OSART follow-up mise jsou nedílnou součástí poskytovaných služeb a probíhají přibližně 1,5 až 2 roky po hlavních misích. V období 2005 až polovina roku 2015 se uskutečnilo 6 follow-up misí, jejichž cílem bylo přezkoumat řešení nálezů předchozích SALTO misí. Pro 2 JE byl modul LTO zahrnut do misí OSART včetně follow-up misí v tomto období.

Tab. 16 SALTO follow-up mise

SALTO mise č.	JE	Země	Rok
9	Kori 1	Jižní Korea	2010
10	Dukovany	Česká republika	2011
11	Borssele	Nizozemí	2012
13	Paks	Maďarsko	2013
14	Borssele	Nizozemí	2014
15	Wolsong 1	Jižní Korea	2014

Tab. 17 OSART follow-up mise s LTO modulem

OSART mise č.	JE	Země	Rok
159	Bohunice	Slovensko	2012
170	Muhleberg	Švýcarsko	2014

Následují výsledky follow-up misí týkající se řešení nálezů (celkem 77 nálezů):

Tab. 18. Řešení nálezů

Status nálezu	Počet	%
Vyřešeno	37	48.1%
Uspokojivý pokrok	35	45.5%
Nedostatečný pokrok	4	5.2%

Výsledky follow-up misí ukazují účinnost SALTO peer review servisu a zejména snahu JE o řešení nálezů identifikovaných týmy SALTO.

4.4.5 Celkové zhodnocení výsledků SALTO misí

Tab. 19 Přehled nálezů

Oblast	A	B	C	D	E	F
Nálezy	23	29	32	23	27	8
Doporučení	16	25	25	18	25	11
Návrhy	22	13	28	10	11	4
Dobré praxe	1	1	6	6	0	3
Počet misí	13+2	13+2	13+2	13+2	13+2	5

Tabulka 19 ukazuje počet nálezů v každé standardní oblasti kontroly. V tabulce jsou vidět dva trendy:

- Počet nálezů v jednotlivých oblastech je přibližně stejný, s výjimkou strojních součástí (oblast C), kde byl definován výrazně vyšší počet doporučení a návrhů. Nižší počet problémů v oblasti F je způsoben menším počtem misí, které přezkoumaly tuto oblast;

- Ve srovnání s misemi OSART je počet zjištěných dobrých praxí v dosavadních misích SALTO mnohem menší. To souvisí s tím, že příprava na LTO je většinou projekt, který má svůj konec a začátek a aktivity se průběžně vyvíjejí a dopracovávají, takže v průběhu projektu ještě není možno identifikovat dobré praxe (musí být plně zavedené a ověřené).

Je obtížné odvodit další podrobnější závěry, jelikož se metodika SALTO vyvíjela souběžně s prováděním dřívějších misí a rozsah zjištění, obsah a formát neumožňují snadné srovnání.

4.5 HLAVNÍ NEDOSTATKY A OPATŘENÍ JADERNÝCH ELEKTRÁREN V PŘÍPRAVENOSTI NA BEZPEČNÝ LTO

Tato kapitola poskytuje na základě výsledků SALTO peer review servisu IAEA přehled a analýzu hlavních nedostatků a opatření JE v připravenosti na bezpečný dlouhodobý provoz (LTO) se zaměřením na témata, jejichž hlubší znalost bude důležitá pro budoucí přesnější určení technických faktorů limitujících životnost JE.

V souvislosti s úsilím o prodloužení životnosti JE za původně předpokládaný časový rámec významně vzrostl význam systematického a efektivního řízení stárnutí. Řízení stárnutí JE se provádí s cílem zajistit, že dopady stárnutí nebudou bránit SKK v plnění požadované bezpečnostní funkce po celou dobu životnosti JE (včetně LTO a vyřazení z provozu) a zohledňuje změny, ke kterým dochází s časem a používáním. To vyžaduje řešení problémů spojených s fyzickým stárnutím SKK, což má za následek zhoršení jejich výkonnostních charakteristik, a problémů spojených se zastaráváním (obsolescence) SKK, tj. jejich zastaralost ve srovnání se současnými znalostmi, kódy, normami a předpisy a stavem technologie.

Jak je požadováno v dokumentu IAEA SSR 2/2 [6], je třeba provést několik kroků pro prokázání připravenosti na bezpečný LTO včetně stanovení rozsahu SKK pro posouzení LTO, prodloužení platnosti TLAA, revize řízení stárnutí a revize a zlepšení PŘS.

Za účelem prověřování připravenosti na bezpečný LTO vypracovala IAEA SALTO peer review service, jehož metodika je popsána v kapitole 4.3, [14] a [15]. Do roku 2017 bylo v 15 členských státech IAEA provedeno 32 misí SALTO na 19 JE. Pro 8 JE v 6 členských státech IAEA byl modul LTO prověřen jako součást mise OSART. Byla rovněž provedena řada dalších podpůrných misí na základě metodiky SALTO. Tyto mise vedly k více než 300 doporučením a návrhům na zlepšení. Přehled výsledků misí SALTO v letech 2005 až 2015 je uveden v kapitole 4.4 a [16].

4.5.1 Hlavní nedostatky a opatření jaderných elektráren ve fázi přípravy na prodloužení doby provozu

Tato kapitola poskytuje přehled nejdůležitějších nedostatků ve fázi přípravy na prodloužení doby provozu JE. Povaha těchto otázek se týká organizace, lidských zdrojů, manažerských témat, nedostatků v dokumentaci a postupech, nedostatečných údajů, nedostatečných programů pro řízení

fyzického stárnutí a zastarávání SKK, nedostatečného prokázání, že SKK budou plnit svou bezpečnostní funkci po zamýšlené období LTO atd.

Tyto problémy lze rozdělit do pěti kategorií:

1. Nedostatečné vstupní údaje pro demonstraci připravenosti na bezpečný LTO;
2. Nedostatečné prokázání toho, že bezpečnostní SKK budou plnit svou bezpečnostní funkci během zamýšleného období LTO;
3. Neúplné nebo chybějící PŘS a další programy pro řízení fyzického stárnutí bezpečnostních SKK;
4. Nekompletní nebo chybějící program kvalifikace zařízení (EQ);
5. Nedostatečné informace pro prodloužení platnosti TLAA.

Hlavní témata v kategorii „Nedostatečné vstupní údaje pro demonstraci připravenosti na bezpečný LTO“ jsou:

- Nedostatek komplexního a systematického zajištění souladu modifikací SKK s projektovými východisky (design basis) a chybějící funkce garanta projektu;
- Nedostupná nebo neexistující dokumentace projektových východisek (design basis documentation) pro SKK v rozsahu LTO;
- Chybějící jedinečné identifikátory SKK (často pro kabely, potrubí, průchodky, komponenty SKŘ atd.) a chybějící nebo nekompletní seznamy SKK (master list);
- Chybějící trasování kabelů;
- Řízení záznamů a shromažďování údajů z projektu, výroby, uvedení do provozu, provozu, údržby, zkoušek, inspekci a sledování, které nezajišťují konzistentní a úplné údaje pro posouzení LTO.

Hlavní témata v kategorii „Nedostatečné prokázání toho, že bezpečnostní SKK budou plnit svou bezpečnostní funkci během zamýšleného období LTO“ jsou:

- Nedostatečný důraz na včasné provádění posouzení LTO;
- Neúplný a špatně zdokumentovaný rozsah SKK pro posouzení LTO (chybějící komponenty v rámci hodnocení LTO jsou často potrubí, aktivní komponenty, kabely, průchodky, bezpečnostní nekvalifikované komponenty, komponenty bez bezpečnostní funkce, jejichž selhání by mohlo ovlivnit bezpečnostní funkci souvisejících s bezpečností);
- Následkem toho nekompletní přezkoumání řízení stárnutí (ageing management review) u všech nezbytných SKK a nedostatečné zdokumentování AMR;
- Ne všechny potenciální dopady stárnutí nebo degradační mechanismy pokryty přezkoumáním řízení stárnutí (např. únava s vlivem okolního prostředí, tepelná únava, koroze s vlivem kyseliny borité).

Hlavní témata v kategorii „Neúplné nebo chybějící PŘS a další programy pro řízení fyzického stárnutí bezpečnostních SKK " jsou:

- Neúčinné PŘS nebo další programy relevantní pro LTO (neobsahují všech devět atributů účinného programu, jak je doporučeno v SSG-48 [7];
- PŘS nejsou plně implementovány nebo účinné pro řízení dopadu stárnutí (nesrovnalosti se často vyskytují u PŘS pro TNR, potrubí, kabely, předepjaté kabely, betonové kontejnmenty, bazény s vyhořelým palivem);
- Stávající programy JE relevantní pro LTO (např. údržba, sledování a monitorování, EQ, inspekce v provozu, sledování chemických režimů) nebyly dostatečně posouzeny a upraveny pro LTO.

Hlavní témata v kategorii „Nekompletní nebo chybějící program kvalifikace zařízení (EQ)" jsou:

- Neúplný nebo nevyvinutý hlavní seznam kvalifikovaných zařízení;
- Neúplná identifikace nebo trasování kvalifikovaných kabelů;
- Chybějící kvalifikační dokumentace pro kvalifikované zařízení obsahující normální a havarijní stavy, parametry předstárnutí, zkušební postupy, parametry testů a výsledky;
- Kvalifikovaná životnost není stanovena pro každé kvalifikované zařízení;
- Program údržby, který nezajišťuje splnění kvalifikačních předpokladů kvalifikovaného zařízení během provozu;
- Provozní teploty, dávky a další parametry, které nejsou monitorovány pro kvalifikované zařízení;
- „Horká místa", kde skutečné provozní podmínky mohou překročit zkušební podmínky, nejsou identifikovány pro kvalifikované zařízení.

Hlavní témata v kategorii „Nedostatečné informace pro prodloužení platnosti časově omezených analýz stárnutí (TLAA)" jsou:

- JE nemá přístup ke kompletní sadě TLAA (TLAA jsou většinou součástí projektové dokumentace a bezpečnostní zprávy);
- JE nemá dostatečné údaje nebo znalosti k tomu, aby prodloužila platnost TLAA pro zamýšlené období LTO;
- TLAA neprokazují bezpečný provoz SKK pro zamýšlené období LTO;
- Kvalifikovaná životnost některých zařízení (zejména kabelů) není pro LTO řádně revalidována.

Tento přehled ukazuje, že v současné době je většina problémů spojena s nedostatečným prokázáním, že SKK budou plnit svou bezpečnostní funkci po zamýšlené období LTO, a ne, že dopady stárnutí skutečně ovlivní jejich bezpečnost a spolehlivost.

Tato kapitola poskytuje přehled nejdůležitějších technických nápravných opatření ve fázi přípravy bezpečného LTO JE. Řešení těchto otázek je důležitým předpokladem pro další kroky při přípravě bezpečného LTO:

- Rekonstrukce projektové dokumentace (jako základní součást řízení konfigurace a modifikaci a zdroje TLAA);
- Zlepšení identifikačního systému SKK včetně kabelů a trasování kabelů, komponentů SKŘ, průchodek a potrubí;
- Zlepšení správy dat pro řízení stárnutí a hodnocení LTO (nedostupné záznamy o provozní historii SKK, rozptýlené výsledky testů, inspekcí a sledování);
- Vylepšení programu kvalifikace zařízení.

Dokumentace projektových východisek

JE, které se v současné době připravují na LTO, byly navrženy v 60. či 70. letech a byly uvedeny do provozu v 70. a 80. letech. V té době operátoři většinou nevyžadovali jako součást dodávky JE dokumentaci projektových východisek (design basis documentation – DBD). V mnoha případech zůstala projektová dokumentace v držení designérů a výrobců. Mnoho původních designérů a výrobců již z trhu zmizelo, jiní jsou zaměřeni na nové návrhy a nové stavby spíše, než na poskytování služeb starším JE.

Význam dostupnosti originální DBD pro JE se zvyšuje s rostoucím věkem JE. DBD musí být k dispozici nebo přístupná pro nastavení vhodného řízení konfigurace a modifikaci v JE, zejména pro vyhodnocení dopadu bezpečnostních změn SKK na zachování jejich projektových funkcí. Zatímco SKK důležité pro výrobu elektřiny jsou nahrazovány po celou dobu životnosti JE na základě ekonomických rozhodnutí, hlavní bezpečnostní SKK jsou typicky nahrazovány, renovovány nebo modernizovány ve spojení s LTO. Dostupnost DBD je proto obzvláště důležitá před vstupem do období LTO.

Druhým důvodem, proč JE potřebují přístup k projektové dokumentaci, zejména před vstupem do LTO období, je nutnost obnovit platnost TLAA. Projektanti a výrobci používali TLAA (tj. analýzy s časově omezenými předpoklady), aby prokázaly splnění zamýšlených funkcí zařízení po projektovanou dobu.

TLAA zahrnují dva typy parametrů. První parametr, časově závislý parametr, se používá k vyhodnocení parametrů analýzy, je porovnán s regulačním omezením nebo kritériem pro určení přijatelnosti komponenty pro provoz. Příklady časově závislých parametrů zahrnují provozní dobu komponenty, fluenci neutronů nebo počet tepelných cyklů na komponentě. Analyzované parametry spojené s těmito časově závislými parametry zahrnují lomovou houževnatost tepelně stárnutých litých austenitických nerezových ocelí, neutronové křehnutí materiálů TNR a kumulativní faktory únavy. JE mají zpravidla časově omezený parametr a jejich hodnoty (např. počet let, pro které byla komponenta navržena), ale často nemají přístup k podpůrné analýze, která obsahuje výpočet hodnot analyzovaných parametrů založených na daných časově omezených předpokladech.

Nedostupnost původních TLAA vylučuje možnost prodloužení platnosti TLAA pro předpokládané období LTO. JE musí proto provádět mnohem komplikovanější nápravná opatření, např. úplně nové TLAA (což může být někdy obtížné kvůli nedostatku vstupních projektových hodnot), nahrazení TLAA za PŘS, výměna či oprava komponenty.

Z tohoto pohledu se mnoho JE rozhodlo získat nebo obnovit DBD. Je to složitý, nákladný a dlouhodobý úkol. Důležitým výchozím bodem je definice rozsahu SKK a úrovně podrobností (zařízení, komponenty), pro které bude shromažďována DBD. Je vhodné začít se shromažďováním a strukturováním všech relevantních informací, které jsou k dispozici v JE nebo v zemi. Užitečné informace lze nalézt v bezpečnostní zprávě, dalších bezpečnostních analýzách, technických specifikacích, návodech k obsluze atd. Potom je důležité se rozhodnout pro vhodný způsob rekonstrukce DBD. Několik JE úspěšně použilo metodu RFMEA (reverse failure mode effect analysis), jiné se spoléhají spíše na inženýrský úsudek inženýrů v JE a dodavatelských firmách.

Příklady projektů rekonstrukce DBD mohou být JE Ringhals ve Švédsku, JE Dukovany a Temelín v České republice, JE Paks v Maďarsku a JE Kozloduj v Bulharsku. Mnoho dalších JE v současné době čelí této výzvě, např. Arménská JE v Arménii, JE Atucha v Argentině, JE Angra v Brazílii, JE Koeberg v Jižní Africe.

Identifikace SKK včetně kabelů a trasování kabelů, komponentů SKŘ, průchodek a potrubí

IAEA požaduje v SSR 2/2 [6] stanovení rozsahu SKK pro odůvodnění bezpečného LTO. Potenciální dopady stárnutí a degradační mechanismy těchto SKK se posuzují a řídí na zamýšlené období LTO. Dopady stárnutí a degradační mechanismy lze řádně posoudit pouze na úrovni součástí a v některých případech na úrovni součástí dílů.

Správně nastavit rozsah SKK pro posouzení LTO a řádně provést přezkoumání řízení stárnutí (ageing management review) musí mít JE dobrý identifikační systém svých SKK. Identifikace SKK musí dosáhnout dostatečné úrovně podrobností a identifikační systém SKK zařízení musí poskytnout jedinečné ID pro každou komponentu a stavební část v JE. Každá komponenta a stavební část v JE by měla mít jasně identifikovaného vlastníka, který je jedinou osobou odpovědnou za správnost údajů jako např. výrobní typ, datum instalace, stav kvalifikace. Všechny SKK zařízení by měly být udržovány v jedinečném „hlavním seznamu“ (master list) SKK.

Současný stav na celém světě ukazuje, že mnoho JE nemá řádně udržovaný hlavní seznam svých SKK. Informace o SKK jsou uchovávány v několika samostatných databázích nebo tabulkách např. mechanické součásti, potrubí, kabely, komponenty SKŘ, průchodky. Někdy existují i samostatné databáze pro různé profese nebo programy, např. kvalifikaci zařízení, tokem urychlené koroze, zakopaných potrubí, programů spolehlivosti, předepsaných inspekci dozorným orgánem.

V některých JE nejsou jedinečné identifikátory přiděleny pro všechny SKK důležité pro posouzení LTO. Typickými příklady špatné identifikace jsou kabely, potrubí, průchodky nebo komponenty SKŘ. Důležité je také říci, že zejména kabely a potrubí jsou velmi důležitou součástí

hodnocení LTO. U kabelů není někdy vyvinuto trasování kabelů nebo není kompletně zaznamenáno.

Špatný systém identifikace SKK v mnoha JE vede k neúplnému nebo nejasnému rozsahu SKK pro posouzení LTO. Je obtížné prokázat úplnost rozsahu SKK, vytvářet komoditní skupiny, shromažďovat veškeré relevantní údaje a určit hranice mezi profesemi (např. mechanická a elektrická část čerpadel a ventilů, mechanická a stavební část podpěr, průchodek, SKŘ a mechanická část měření v terénu). Přezkum řízení stárnutí, které má být periodickou činností, je také obtížným úkolem bez úplné identifikace SKK.

Používání jediného hlavního seznamu SKK, komplexní systém identifikace SKK JE, trasování kabelů a jejich údržba je obtížným a dlouhodobým úkolem, který vyžaduje pevné rozhodnutí na vysoké úrovni řízení a významné lidské zdroje. Je to však zásadní krok k demonstrování bezpečného LTO a prokázání připravenosti na LTO.

Správa dat pro řízení stárnutí a hodnocení LTO

Rozsah SKK a následně revize řízení stárnutí typicky zahrnuje desítky tisíc SKK a jejich částí. Pro zvládnutí tohoto množství SKK jsou konstrukce a komponenty obvykle seskupeny do komoditních skupin podobných konstrukcí a komponent s podobnými vnitřními a vnějšími podmínkami s podobnými provozními požadavky (např. ventily stejného výrobce, typu, systému a pracovních podmínek).

Pro přezkoumání řízení stárnutí musí být v rámci rozsahu posouzení LTO shromažďovány příslušné údaje z historie návrhu, výroby, uvedení do provozu, provozu a údržby, zkoušek, inspekce a sledování pro každou SC nebo komoditní skupinu. Zhodnocení managementu stárnutí pro každou SC nebo komoditní skupinu má za následek demonstraci efektivního řízení vlivu stárnutí SC nebo komoditní skupiny nebo vývoj nápravných opatření ke zlepšení řízení stárnutí účinků dané SC nebo komoditní skupiny. PŘS a další rostlinné programy ke zvládnutí stárnutí jsou obvykle vyvíjeny nebo posíleny jako nápravná opatření.

PŘS obvykle vyžadují, aby jiné programy JE vykonávaly činnosti, tj. monitorování, testování, inspekce a vraceli výsledky do řízení stárnutí. Poté se vyhodnotí stav každé konstrukce a komponenty nebo komoditní skupiny pomocí nových výsledků. Přezkoumání řízení stárnutí a řízení stárnutí samo o sobě je periodickou činností, takže jsou tyto údaje shromažďovány, vyhodnocovány a archivovány s danou periodicitou (např. jeden rok). Tento uzavřený kruh datového toku vyžaduje dobrou komplexní správu dat, když mluvíme o desítkách tisíc SKK a mnoho vstupů pro každou konstrukci, komponentu nebo komoditní skupinu.

Kvalitní seznam SKK pro posouzení LTO, který je propojen s hlavním seznamem JE, je důležitým výchozím bodem. Je nezbytné, aby všechny programy v JE používaly stejné základní informace o SKK (např. ID, výrobce, typ, systém, zamýšlené funkce, bezpečnostní klasifikace, pracovní podmínky, rok instalace), které jsou sdíleny z hlavního seznamu zařízení SKK. Z pohledu dlouhodobé perspektivy a zajištění kvality JE se nedoporučuje vedení více než jednoho hlavního seznamu SKK.

Je také důležité stanovit jasný datový tok mezi databází řízení stárnutí (která je propojena s hlavním seznamem SKK v JE nebo její součástí) a dalšími programy JE, které provádějí terénní činnosti důležité pro řízení stárnutí.

Struktura dat v databázi řízení stárnutí má také klíčový význam. Měla by umožnit posouzení současného stavu každé komoditní skupiny, ale také každé konstrukce a komponenty zvlášť. Měla by dále umožňovat záznam historie předchozích hodnocení, vytváření trendu sledovaných parametrů, stanovovat a kontrolovat kritéria přijatelnosti atd.

Existence více databází v JE, které nejsou propojené s hlavním seznamem zařízení (tzn. ze základní atributy SKK nejsou sdíleny v celé JE, ale existují odděleně a redundantně ve více databázích), je problémem v mnoha JE. Vzhledem k neustálým změnám v JE je extrémně obtížné udržovat údaje v několika různých databázích konzistentní. V důsledku toho různé se po několika letech samostatné existence mohou v různých databázích lišit informace o identifikačních údajích SKK, typu výrobců, termínu instalace nebo informacemi o provozu a údržbě. Pak je téměř nemožné shromáždit veškeré vstupy pro každou konstrukci, komponentu nebo komoditní skupinu pro přezkoumání řízení stárnutí a později vytvořit pracovní tok potřebných dat pro pravidelné shromažďování a vyhodnocování výsledků inspekcí, testování a monitorování výsledků v programech řízení stárnutí.

Řízení stárnutí vyžaduje koordinaci s mnoha dalšími provozními programy, které provádějí činnosti jako preventivní údržba, inspekce, monitorování a testování pro účely řízení stárnutí a poté vrací výsledky do programů řízení stárnutí pro pravidelné hodnocení. Tento proces zahrnuje desítky tisíc SKK a mnoho aktivit pro každou z nich. Vyžaduje jasný datový tok mezi těmito programy. Datový tok musí být stanoven na úrovni konstrukcí a komponent a někdy i identifikaci jednotlivých částí konstrukcí a komponent. Tento proces je v současné době problémem v mnoha JE. Někdy se to dělá ručně stahováním a nahráváním požadovaných dat z jedné databáze do druhé. Kompatibilita dat a zajištění kvality jsou pak významným problémem.

Dalším častým problémem v této oblasti je existence provozní historie a historie údržby, výsledku inspekcí, monitorování a testování pouze v papírové podobě (nebo ne zcela kompletní). Generuje to značnou pracovní zátěž pro správné shromažďování a analyzování úplných informací o každé skupině konstrukcí, komponent a komoditních skupinách v rozsahu pro LTO.

Vylepšení programu kvalifikace zařízení

Komplexní program kvalifikace zařízení je základním předpokladem pro úspěšné prokázání připravenosti na bezpečný LTO. Obzvláště část kvalifikace na vnější prostředí, která obsahuje časově omezené předpoklady, má klíčový význam pro činnosti LTO. IAEA stanovila požadavky na komplexní program kvalifikace zařízení v SSR 2/1 [5] a SSR 2/2 [6].

Kvalifikace na okolní prostředí by měla stanovit kvalifikovanou životnost zařízení, v rámci, které by účinky stárnutí nebránily uspokojivému výkonu zařízení, pokud by došlo k předpokládané nehodě během stanovené provozní doby (případně včetně LTO). Environmentální kvalifikace by měla prokázat, že na konci své kvalifikované životnosti bude zařízení stále schopno plnit své zamýšlené funkce v plném rozsahu stanovených provozních podmínek. Stav kvalifikace zařízení musí být řádně zdokumentován a udržován po celou dobu životnosti zařízení. Dokumentace

týkající se kvalifikace zařízení, která je obvykle součástí programu kvalifikace zařízení, by měla zahrnovat:

1. Hlavní seznam (master list) kvalifikovaných zařízení;
2. Výsledky monitorování teploty a sledování radiace v zařízení;
3. Hodnotící zprávy o kvalifikaci zařízení;
4. Zkušební protokoly týkající se kvalifikace zařízení;
5. Zprávy o TLAA týkající se kvalifikace zařízení (pro hodnocení pro LTO) nebo zprávy o jiné vhodné ekvivalentní analýze.

Měla by být provedena kontrola skutečných podmínek prostředí za účelem získání dodatečných informací potřebných pro hodnocení vlivu stárnutí na zařízení v jeho skutečném provozním prostředí. Kvalifikovaná životnost zařízení by měla být během provozu zařízení přehodnocena s přihlédnutím k pokroku ve znalostech a porozumění mechanismům degradace a skutečnému provoznímu prostředí zařízení. Pokud se má zvýšit kvalifikovaná životnost, musí provozní organizace poskytnout důkladné bezpečnostní zdůvodnění.

Současná situace v mnoha JE je od tohoto stavu velmi odlišná. Většina zařízení byla navržena a vyrobena jako seismicky kvalifikovaná a kvalifikovaná na vnější prostředí nebo rekvalifikovaná během provozu, ale mnohé z JE nevlastní, ani nemají přístup ke kvalifikační dokumentaci (kvalifikační dokumentace pro kvalifikované zařízení obsahuje provozní a havarijní podmínky, parametry předstárnutí, zkušební postupy, parametry testů a výsledky).

V JE není vždy k dispozici seznam kvalifikovaných zařízení. Identifikační systém kvalifikovaného vybavení je někdy neúplný. Zařízení, jako jsou součásti SKŘ, kabely a průchodky, často nemají své vlastní jedinečné ID. Trasování kvalifikovaných kabelů někdy není dobře zdokumentované, což neumožňuje určení nejhorších provozních a havarijních podmínek pro každý kvalifikovaný kabel. Také kvalifikovaná životnost není vždy určena pro kvalifikovaná zařízení.

Během provozu je důležité zachovat kvalifikovaný stav kvalifikovaného zařízení. Kvalifikační podmínky jako výměna těsnění, pryžových částí a maziv nejsou vždy prováděny systematicky s požadovanou periodicitou podle programu údržby a potvrzení se nezaznamenává v rámci programu kvalifikace zařízení. Provozní teploty, dávky a další parametry nejsou pro kvalifikované zařízení vždy sledovány. Tzv. „horká místa“, kde skutečné provozní podmínky mohou překročit zkušební podmínky, nejsou vždy určeny pro kvalifikované zařízení.

Kvalifikovaný život by měl být před uplynutím platnosti znovu potvrzen. Jedná se o složitý a drahý úkol, který lze řádně provést pouze tehdy, je-li plně implementován komplexní program kvalifikace. Existence kompletního kvalifikačního programu, znalost rezervy mezi parametry kvalifikačního předstárnutí, zkušebních parametrů a skutečných provozních parametrů lze použít ke zdůvodnění prodloužení kvalifikovaného života kvalifikovaného zařízení. Pro stejný účel mohou být také použity rezervy mezi podmínkami havarijního testu způsobilosti a vypočtenými havarijními podmínkami.

Bez komplexního kvalifikačního programu, je jediným řešením k prokázání splnění zamýšlené funkce kvalifikovaného zařízení v období LTO jeho výměna či rekonstrukce. Toto řešení je extrémně drahé a vyžaduje prodloužené odstávky související se ztrátou výroby po značnou dobu.

Uspokojivé řešení těchto otázek vytváří vhodné prostředí pro další aktivity, které demonstrují připravenost na bezpečný LTO. Problematika hlavních nedostatků a opatření jaderných elektráren ve fázi přípravy na prodloužení doby provozu byla také diskutována a publikována v [22].

4.5.2 Hlavní nedostatky a opatření pro jaderné elektrárny v oblasti řízení stárnutí zařízení

Tato kapitola poskytuje přehled nejdůležitějších nedostatků týkajících se řízení stárnutí a témat spojených s vývojem, implementací, přezkoumáním a zlepšením systematického řízení stárnutí v JE. Tyto problémy lze rozdělit do tří kategorií:

1. Stanovení rozsahu SKK;
2. Přezkum řízení stárnutí (Ageing management review – AMR);
3. Programy řízení stárnutí (PŘS).

Hlavní témata v kategorii „Výběr SKK“ jsou:

- Nejasná metodika pro stanovení rozsahu SKK;
- Neúplný rozsah SKK pro hodnocení LTO;
- Metodika stanovení rozsahu nezahrnuje na nebezpečnostní SKK, jejichž selhání by mohlo ovlivnit funkci bezpečnostních SKK;
- Metodika stanovení rozsahu nezaručuje, že aktivní komponenty jsou řešeny odpovídajícím způsobem;
- Špatně zdokumentovaný rozsah SKK pro hodnocení LTO.

Hlavní témata v kategorii „Přezkoumání řízení stárnutí“ jsou:

- Jasný popis AMR v dokumentaci k zařízení;
- Včasné zahájení a dokončení hodnocení stavu a AMR;
- Provozní zkušenosti z celé provozní historie zařízení, které nejsou považovány za dostatečně vhodné pro LTO;
- Externí provozní zkušenosti nejsou vhodně zváženy;
- Neúplný AMR (pro všechny nezbytné struktury a komponenty) nebo není dostatečně doložen;
- Ne všechny potenciální dopady stárnutí nebo degradační mechanismy, kterými se zabývá AMR, jsou vyřešeny (např. únava s vlivem prostředí, ztenčování sten v důsledku kavitace,

únava vibrací, tepelná únava, koroze působením kyseliny borité, erozní koroze svarů, koroze TNR vlivem kyseliny borité, vypařování změkčujících složek polymeru).

Hlavní témata v kategorii "Programy řízení stárnutí" jsou:

- Relevantní údaje z existujících provozních činností nebyly k dispozici anebo nebyly použity v PŘS pro LTO;
- Neefektivní PŘS nebo jiné programy JE relevantní pro LTO (neobsahují všech devět atributů efektivního programu, jak doporučuje SSG-48 [7];
- Chybějící PŘS (které je třeba vyvinout) a PŘS, které byly identifikovány jako důležité, ale dosud nezavedené;
- Chybějící PŘS pro specifické problémy dané JE;
- PŘS nejsou plně implementovány nebo účinné, aby vhodně řídily dopady stárnutí (nesrovnalosti se často vyskytují u PŘS pro TNR, zakopaná potrubí, kabely, předpjaté kabely, betonové kontejnery, bazény s vyhořelým palivem);
- Kódy, normy a návody různých původů uplatňované selektivně nebo nekonzistentně bez obezřetného zvážení;
- Skutečné podmínky prostředí, které nejsou monitorovány, aby se zajistilo, že analýzy stárnutí jsou založeny na konzervativních datech;
- Nedostatečná spolupráce mezi řízením stárnutí a jinými programy /odděleními JE, např. údržbou, kvalifikací zařízení, chemii, provozními kontrolami;
- Pro období LTO nejsou plánovány žádné kontroly a testy zaměřené na zachování kvalifikace a funkčnosti.

Tento přehled demonstruje rozsah a povahu nejčastějších zjištění týkajících se řízení stárnutí ve fázi, kdy se JE připravuje na bezpečný LTO.

Nápravná opatření JE v řízení stárnutí pro bezpečný LTO

Tato kapitola poskytuje přehled nejdůležitějších technických nápravných opatření týkajících se řízení stárnutí a témat spojených s vývojem, implementací, přezkoumáním a zlepšením systematického řízení stárnutí v JE. Řešení těchto otázek je zásadní součástí demonstrace připravenosti na bezpečný LTO:

- Zavedení procesu systematického stanovení rozsahu ("scoping") pro identifikaci SKK podléhajících řízení stárnutí;
- Provádění AMR pro SKK v oblasti působnosti s cílem zajistit a prokázat, že stárnutí bude účinně řízeno;
- Vývoj, implementace, přezkoumání a zdokonalení PŘS pro efektivní řízení identifikovaných efektů stárnutí.

Bezpečnostní návod IAEA SSG-48 [7] obsahuje ve své části pět nejnovějších mezinárodních doporučení ohledně všech těchto tří témat.

Publikace IAEA s názvem „Ageing Management for Nuclear Power Plants: International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL)“ [1] poskytuje praktické pokyny pro pomoc členským státům při zavádění efektivních PŘS a při prodloužení platnosti TLAA.

Stanovení rozsahu SKK

IAEA požaduje v požadavku 16 v SSR 2/2 [6] "stanovení rozsahu SKK" pro odůvodnění bezpečného LTO. Potenciální dopady stárnutí a degradační mechanismy těchto SKK se posuzují a řídí po zamýšlené období LTO.

Bezpečnostní návod IAEA SSG-48 [7] doporučuje, které SKK by měly být zahrnuty do řízení stárnutí a LTO a které SKK mohou být vyloučeny. Poskytuje také pokyny pro dokumentaci procesu nastavení rozsahu SKK a výsledků.

JE by měly věnovat odpovídající pozornost metodice stanovování rozsahu SKK, včetně jejího vhodného a včasného použití, jakož i úplnosti výsledků. Metodika by měla určit, který seznam nebo databáze SKK bude použita v JE jako hlavní seznam. Hlavní seznam by měl obsahovat ID všech SKK na úroveň detailů dostatečných pro řízení stárnutí. Pokud tento hlavní seznam není k dispozici, měla by být v metodice popsána opatření, která zajistí konzistentnost výsledků stanovení rozsahu SKK.

Kritéria pro zařazení SKK do rozsahu by měla být jasně popsána. Mělo by být také jasně uvedeno, které SKK mohou být vyňaty z rozsahu. V seznamu SKK by mělo být uvedeno, které kritérium bylo použito pro zařazení do rozsahu nebo pro vyřazení z rozsahu pro každou konstrukci nebo komponentu. Umožní to v budoucnu prověřit nebo změnit seznam konstrukcí a komponent a také to umožní prokázat vhodnost rozsahu a souvislost s kritérii pro stanovení rozsahu.

Jasně definice hranic mezi SKK v rámci rozsahu a SKK mimo rozsah by měly být popsány pomocí verbálního popisu a také výkresů.

Rovněž je důležité určit jasné hranice mezi částmi konstrukcí a komponent, které patří do různých profesí, např. mechanická a elektrická část čerpadel a ventilů, mechanická a stavební část průchodů a potrubních systémů, elektrická a stavební část kabelových lavek nebo kabelových průchodů. Podrobný výkres konstrukce nebo komponenty je vhodným způsobem definování těchto hranic.

JE by měla zajistit, aby byl rozsah SKK pro řízení stárnutí a posouzení LTO úplný. Bez přesně vymezeného a odůvodněného rozsahu není možné prokázat, že řízení stárnutí všech SKK, které jsou relevantní pro bezpečnost, je přiměřené. Základními předpoklady jsou vhodná metodika stanovení rozsahu a kvalitní a úplný identifikační systém SKK. Typické problémy způsobené špatnou identifikací SKK jsou diskutovány v článku [22] a obvykle vedou k vynechání některých potrubí, aktivních komponent, kabelů, průchodů, nekvalifikovaných bezpečnostních komponent apod.

Další typickou otázkou úplnosti rozsahu SKK pro posouzení LTO je stanovení rozsahu nebezpečnostních konstrukcí nebo komponent. Bezpečnostní návod IAEA SSG-48 [7] doporučuje zahrnout do oblasti řízení stárnutí a posuzování LTO také SKK, jejichž selhání může zabránit SKK důležitým pro bezpečnost při plnění zamýšlených funkcí. Příklady takových potenciálních poruch jsou rázy způsobené uvolněnými částmi z rotačních strojů, poruchy zdvihacího zařízení, vnitřní záplavy, prasknutí vysokoenergetického potrubí, požár, seismická interakce, únik kapalin z potrubí nebo jiných tlakových zařízení.

Pro vypracování seznamu konstrukcí nebo komponent souvisejících s bezpečností v rámci řízení stárnutí a hodnocení LTO je obvykle postačující mít dobrou metodiku a kvalitní a úplný identifikační systém SKK. Celé provedení výběru konstrukcí nebo komponent lze pak provádět v zásadě „v kanceláři“.

Naopak, pro stanovení rozsahu oblastí, které nesouvisejí s bezpečností, jsou nezbytné pochůzky po elektrárně. Osvědčený přístup je v prvním kroku identifikovat všechny místnosti/oblasti v JE se směsí bezpečnostních SKK a SKK nesouvisejících s bezpečností, např. nesystémové potrubí a bezpečnostní SKŘ nebo elektrická zařízení; nádrže nesouvisející s bezpečností a další těžké komponenty v těsné blízkosti bezpečnostních komponent. U tohoto kroku je obvykle dostatečná analýza dokumentace JE.

Během dalšího kroku by měly být provedeny pochůzky do těchto místností/oblastí s cílem zkontrolovat potenciální interakce SKK nesouvisejícího s bezpečností a SKK souvisejícího s bezpečností v případě selhání SKK nesouvisejícího s bezpečností (např. vnitřní záplavy, seismické interakce, požár). Měla by být vytvořena jasná metodika pro tyto pochůzky a příslušné profese by se měly účastnit pochůzek.

Je-li nebezpečnostní konstrukce nebo komponenta zařazena do rozsahu řízení stárnutí, jsou v průběhu AMR identifikována vhodná opatření pro řízení stárnutí, aby se zabránilo dopadu selhání této konstrukce nebo komponenty na SKK nesouvisející s bezpečností. Další možností je nápravné opatření k minimalizaci nebo zmírnění dopadu selhání této konstrukce nebo komponenty, např. přístřešky proti záplavám, zábrany proti seismické interakci, požární bariéry.

Relativně častým problémem je nevhodné nastavení rozsahu aktivních komponent. Mnoho JE a dozorných orgánů se rozhodlo použít požadavky US NRC 10CFR54 na licencování JE [23], které ovšem často nejsou správně interpretovány. 10CFR54 se používá v USA jako dodatečný požadavek pro pasivní a dlouhodobé konstrukce a komponenty v rámci již existujících požadavků, které se vztahují na všechny SKK týkající se bezpečnosti, jako je Maintenance Rule [24], Codes and Standards [25], Environmental qualification [26] and Quality Assurance Program [27].

Některé JE a dozorné orgány mimo USA se rozhodli použít 10CFR54 jako osvědčenou praxi. Hlavní motivace k tomu je, že 10CFR54 umožňuje vyřadit z hodnocení LTO krátkodobé a aktivní konstrukce a komponenty. Tento přístup je možné použít pouze v případě, že je zaveden celý soubor předpisů USA (zejména Maintenance Rule a Environmental qualification). Použití 10CFR54 bez dalších předpisů USA vede k nedostatečnému posouzení aktivních a krátkodobých konstrukcí a komponent souvisejících s bezpečností s LTO a možných nedostatků při řízení stárnutí těchto konstrukcí a komponent s dopadem na bezpečnost.

Kombinace různých přístupů a metod pro stanovení rozsahu pasivních a aktivních konstrukcí a komponent může také vést k nedostatečnému zhodnocení nebo vynechání některých konstrukcí a komponent z řízení stárnutí a rozsahu LTO. Některé JE se rozhodly použít jako základ pro stanovení rozsahu pro řízení stárnutí a LTO kombinaci rozsahu SKK z dalších programů nebo činností, např. bezpečnostní klasifikované SKK, kvalifikace zařízení, systém hlášení stavu systému, program monitorování únavy. Toto rozhodnutí je typicky spojeno s používáním těchto programů jako relevantních a dostatečných pro řízení stárnutí konstrukcí a komponent, které zahrnují. Tímto přístupem zařízení nelze prokázat, že všechny relevantní SKK jsou řádně zahrnuty a že všechny potenciální účinky stárnutí byly náležitě zohledněny.

Špatně zdokumentovaný rozsah SKK pro řízení stárnutí a posouzení LTO vede také v některých JE k neúplnosti rozsahu nebo k obtížím pravidelně nebo průběžně aktualizovat rozsah. Předpoklady správné dokumentace nastavení rozsahu SKK jsou dobrý a úplný identifikační systém SKK, dobře zavedená databáze/seznam SKK v řízení stárnutí spojená s hlavním seznamem SKK, označení kritéria použitého pro zařazení každého SKK, jasné rozlišení mezi SKK v a mimo rozsah řízení stárnutí, identifikace hranic mezi SKK v a mimo rozsah řízení stárnutí, identifikace hranic mezi různými profesemi, výkresy podporující databázi, kdykoli je to nutné (např. hranice, interakce bezpečnostních a nebezpečnostních SKK).

V rámci přípravy bezpečného LTO provedla řada JE výběr SKK pro řízení stárnutí a posouzení LTO podle bezpečnostních standardů IAEA. Příklady těchto zařízení mohou být JE Doel a Tihange v Belgii, JE Dukovany a Temelín v České republice JE Paks v Maďarsku, JE Kori a Wolsong v Jižní Koreji, JE Borssele v Nizozemsku a JE Ringhals ve Švédsku. Mnoho dalších zařízení je v procesu stanovení rozsahu SKK a následného posouzení rozsahu v SKK.

Přezkum řízení stárnutí (AMR)

IAEA požaduje v požadavku 16 v [Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation' (Specific Safety Requirements SSR 2/2, Vienna, 2016] provést "kategorizaci konstrukcí, systémů a konstrukčních částí s ohledem na procesy degradace a stárnutí". Požadavek 14 v SSR 2/2 [6] vyžaduje, aby "byl přijat systematický přístup, který by zajistil vývoj, provádění a neustálé zlepšování programů řízení stárnutí".

Bezpečnostní návod IAEA SSG-48 [7] doporučuje, jak by mělo být provedeno AMR pro SKK v rozsahu řízení stárnutí, aby se zajistilo a prokázalo, že stárnutí SKK v rozsahu řízení stárnutí bude účinně řízeno.

Seznam SKK ve skupině typicky představuje desítky tisíc SKK. Pro efektivní provedení AMR jsou konstrukce a komponenty často seskupovány do "komoditních skupin". Konstrukce a komponenty v jedné komoditní skupině by měly mít stejnou konstrukci, výrobce, stejné nebo podobné funkce, typ zatížení, stresory, materiál, vnitřní a vnější prostředí. Tato kombinace zajišťuje, že potenciální dopady stárnutí a degrační mechanismy všech členů komoditní skupiny jsou stejné. Vytvoření komoditních skupin je iterativní proces. Cílem je obvykle mít větší komoditní skupiny, ale během procesu posuzování stavu je často nutné rozdělit skupinu komodit do více skupin kvůli rozdílům v historii provozu, údržbě nebo zátěži, aby se zajistilo, že výsledky AMR budou použitelné pro všechny členy komoditní skupiny.

Posouzení současného stavu konstrukce a komponent je prvním krokem AMR, který vytváří základ pro identifikaci potenciálních dopadů stárnutí a degradačních mechanismů. Měly by být přiměřeně zváženy zkušenosti s provozem a údržbou od uvedení do provozu a celá historie provozu zařízení, jakož i externí provozní zkušenosti. Starší provoz a historie údržby a zejména záznamy z fáze uvedení do provozu jsou obvykle uchovávány pouze v papírové podobě nebo nejsou vůbec k dispozici. V důsledku toho některé JE nezohledňují starší provoz a historii údržby při posuzování stavu navzdory skutečnosti, že fáze uvedení do provozu a počáteční fáze provozu mají velmi významný dopad na budoucí podmínky SKK. Mnohé přechodové stavy, zatížení a provozní režimy se vyskytují pouze nebo s mnohem vyšší frekvencí během této fáze života JE. Také vnitřní a vnější prostředí může být během uvádění do provozu odlišné a může mít nepříznivý dopad na stárnutí ve srovnání s provozní fází. Z tohoto pohledu je nezbytné zvážit celý provoz a historii údržby zařízení.

Externí provozní zkušenosti by měly být také řádně zváženy. V rámci programu IGALL IAEA sestavila tabulku AMR s více než 2000 řádky na základě údajů z 29 členských států provozujících JE, podpořených 96 PŘS [1]. Dalšími zdroji externích provozních zkušeností jsou IAEA IRS systém, WANO, OECD/NEA, různé skupiny uživatelů atd.

Cílem řízení stárnutí je zvládnout všechny potenciální dopady stárnutí všech SKK v rozsahu řízení stárnutí. Znalost degradačních mechanismů je ve většině případů klíčem k porozumění stárnutí konkrétní konstrukce nebo komponenty a pro rozhodnutí o vhodných opatřeních ke zvládnutí stárnutí. Identifikace potenciálních dopadů stárnutí a degradačních mechanismů pro konstrukce nebo komponenty v oblasti působnosti by měla vycházet z pochopení stárnutí konstrukcí nebo komponent, jejich dopadů stárnutí a degradačních mechanismů a z toho, jak mohou ovlivnit schopnost konstrukcí nebo komponent vykonávat svou funkci (funkce). Cílem této části AMR je rozhodnout pro každou konstrukci, komponentu nebo komoditní skupinu o možných dopadech stárnutí, které budou řízeny, a o dopadech stárnutí, které lze vyloučit. Mělo by být poskytnuto písemné odůvodnění pro vyloučené dopady stárnutí.

Dopady stárnutí již existující v JE a známé potenciální dopady stárnutí jsou obvykle správně spojeny s náchylnými konstrukcemi nebo komponentami. V některých JE jsou z AMR vyloučeny některé potenciální dopady stárnutí bez jakéhokoli písemného odůvodnění. Tento přístup neumožňuje prokázat, že byly řádně posouzeny a také neposkytují dobrý základ pro budoucí periodické aktualizace AMR.

JE by měla identifikovat stávající PŘS a jiné programy JE, které se používají k řízení potenciálních dopadů stárnutí každé konstrukce, komponenty nebo komoditní skupiny. Použité programy by měly být zhodnoceny z hlediska souladu s atributy efektivního programu řízení stárnutí [7]. Vzhledem k tomu, že rozsah SKK zahrnuje širokou škálu pasivních a aktivních konstrukcí a komponent, mechanických, elektrických, SKŘ a stavebních konstrukcí a komponent, k řízení potenciálních dopadů stárnutí se užívá rozsáhle širší programů, analýz, monitorování, zmírňování a prevence, preventivní údržby, testování, kontrol, diagnostice, sledování a jejich kombinací.

Řízení stárnutí pasivních konstrukcí a komponent se většinou opírá o inspekční, diagnostické a svědečné programy, zatímco řízení stárnutí aktivních konstrukcí a komponent se většinou opírá o preventivní údržbu, funkční testování a monitorování.

V mnoha případech je nutné použít více než jeden program ke zvládnutí všech možných dopadů stárnutí jedné konstrukce nebo komponenty nebo jedné komoditní skupiny. Situace se obvykle stává velmi složitou, takže je velmi důležitá dobrá dokumentace a zpracování dat.

Dokumentování AMR hraje důležitou roli při prokázání toho, že dopady stárnutí jsou efektivně zvládnuty. Metodika a výsledky AMR by měly být zdokumentovány a měly by rovněž poskytovat informace o:

- Současném výkonu a stavu konstrukcí a komponent, včetně hodnocení všech významných dopadů stárnutí;
- Identifikaci dopadů stárnutí a degradačních mechanismů, které vyžadují řízení;
- Chápání stárnutí, sledování stárnutí a prevence nebo zmírnění dopadů stárnutí;
- Identifikaci specifických programů nebo činností, které budou řídit dopady stárnutí a degradační mechanismy pro každou konstrukci, komponentu nebo komoditní skupinu, které podléhají AMR;
- Potřebě rozvoje nových programů;
- Popis způsobu, jakým budou programy a činnosti řídit dopady stárnutí a degradační mechanismy, s ohledem na současný stav konstrukce nebo komponenty;
- Odhad možných budoucích výsledků, účinků stárnutí a životnosti struktury nebo komponenty;
- Doporučení pro uplatňování výsledků AMR v provozu, údržbě a návrhu zařízení [7].

Systematická a úplná AMR je v mnoha JE prováděna poprvé pouze před vstupem do LTO. Jasný popis procesu AMR v dokumentaci JE není vždy poskytnut. Měl by sestávat ze samotného procesu, rolí a odpovědností, informačních zdrojů AMR, formátu a obsahu výstupů AMR, periodicity a pravidel pro aktualizaci AMR.

Mnoho JE provedlo AMR jako součást hodnocení LTO nebo jako součást neustálého zlepšování řízení stárnutí podle bezpečnostních standardů IAEA. Příklady těchto zařízení mohou být JE Doel a Tihange v Belgii, JE Dukovany a Temelín v České republice JE elektrárna Paks v Maďarsku, JE Kori a Wolsong v Jižní Koreji, JE elektrárna Borssele v Nizozemsku a JE Ringhals ve Švédsku. Mnoho dalších zařízení je v procesu AMR.

Programy řízení stárnutí (PŘS)

IAEA požaduje v požadavku 14 v SSR 2/2 [6], že „je třeba zavést systematický přístup k vývoji, zavádění a neustálému zlepšování programů řízení stárnutí“. Požadavek 16 v SSR 2/2 [6] vyžaduje „přezkoumat programy řízení stárnutí v souladu s vnitrostátními předpisy“ jako součást programu LTO.

Bezpečnostní návod IAEA SSG-48 [7] doporučuje, jak vyvíjet, zavádět, revidovat a vylepšovat PŘS. Atributy efektivního PŘS jsou také uvedeny v tomto návodu.

JE by měla vyvinout soubor PŘS specifických pro dopady stárnutí a degradační mechanismy nebo specifických pro konstrukce a komponenty na základě výsledků AMR. Každý PŘS obsahuje

konkrétní akce týkající se detekce, monitorování, prevence nebo zmírňování dopadů stárnutí. Konkrétní akce mohou realizovat programy pro údržbu, kvalifikaci zařízení, provozní inspekce, testování a svědečné programy, jakož i pro řízení provozních podmínek.

PŘS by měly být v souladu s devíti atributy účinného PŘS [7]. JE obvykle vytvářejí jeden dokument obsahující všech devět atributů pro každý PŘS zvlášť. Tento přístup zajišťuje dobrou kontrolu všech činností souvisejících s konkrétními PŘS, jasné vlastnictví, role a odpovědnosti.

Nicméně mnoho JE se rozhodlo odkazovat se na celo elektrárenský program "Řízení kvality" (atribut 9) a popsat jako část PŘS pouze ukazatele účinnosti PŘS, spíše než popisovat atribut 9 v každém PŘS odděleně.

Také pro atribut 8 „Zpětná vazba z provozních zkušeností a zpětná vazba výsledků výzkumu a vývoje“ se někdy také odkazuje na celo elektrárenské procesy. V tomto případě je důležité mít na paměti, že provozní zkušenosti relevantní pro konkrétní PŘS jsou velmi specifické. Procesy zpětné vazby z provozních událostí jsou obvykle poměrně obecné a neposkytují dostatečnou úroveň detailů pro zlepšení PŘS. Důležitá informace pro řízení stárnutí je důvod selhání nebo poruchy. Pouze malá část selhání nebo poruch je zajímavá z hlediska řízení stárnutí, ale v těchto případech jsou nezbytné relativně podrobné informace o způsobu selhání, stárnutí a degradačním mechanismu.

Zpětná vazba výsledků výzkumu a vývoje by měla být řešena zvlášť pro každý PŘS, neboť vyžaduje hlubokou znalost vlivu stárnutí a degradačních mechanismů a stavu realizovaných činností v JE.

Některé atributy jsou obvykle správně implementovány, některé jsou často neúplné nebo chybí. "Trendy stárnutí" (atribut 4) je velmi důležitou součástí každého PŘS, neboť poskytují základ pro odhad zbytkové životnosti konstrukcí a komponent nebo potvrzení, že dopady stárnutí jsou řádně řízeny. Vhodný trend stárnutí může rovněž znamenat relevanci použité diagnostické/kontrolní metody nebo vhodnost bodů měření/kontroly. Trendy také vyžadují dobré shromažďování údajů a vhodné nástroje pro zpracování dat.

Kritéria přijatelnosti (atribut 6) také často chybí nebo nejsou jasně definována. Při dodržení kritérií přijatelnosti by mělo být zajištěno řádné zvládnutí dopadů stárnutí. Je důležité předem definovat kritéria přijatelnosti jako součást každého PŘS způsobem, což umožní periodické hodnocení, jestli nejsou překročeny. Pokud je to možné, kritéria přijatelnosti by měla být kvantitativní. Nicméně v některých případech jsou kvalitativní kritéria přijatelnosti jedinou možností.

"Nápravné akce" (atribut 7) by měly být předem definovány pro případ možného překročení kritérií. Chybějící nápravná opatření je také typický nedostatek PŘS. Definování vhodných nápravných opatření často vyžaduje komplexní analýzu a rozhodovací proces. Chybějící předem definovaná nápravná opatření mohou vést k potřebě rychlých rozhodnutí nebo dočasných řešení, což může ohrozit bezpečnost provozu.

Některé JE se rozhodly nevyvíjet PŘS podle doporučení IAEA, ale řídit činnosti spojené s řízením stárnutí jako součást obecných programů JE, jako je údržba, provozní inspekce atd. Typické slabiny tohoto přístupu jsou nejasné odpovědnosti za řízení stárnutí konkrétních SKK,

obtížná kontrola plnění požadovaných akcí, obtížná demonstrace/ověření, že všechny požadované činnosti jsou řádně provedeny, nejasná provozní zpětná vazba a zpětná vazba z výsledků výzkumu a vývoje, neúplné trendy, nevhodná nebo chybějící kritéria přijetí a chybějící předdefinovaná nápravná opatření pro konkrétní SKK.

Pokud je tento přístup používán, je doporučeno použít jako check list devět atributů efektivního PŘS a pravidelně ověřovat, že je všech devět atributů správně prováděno a dokumentováno pro každou činnost vyžadovanou pro řízení stárnutí každé konstrukce a komponenty v rozsahu řízení stárnutí.

IAEA vyvinula v rámci programu IGALL soubor více než 90 doporučených PŘS pro všechny hlavní konstrukce a komponenty JE [1]. Tyto PŘS jsou veřejně dostupné na webových stránkách IAEA a jsou pravidelně aktualizovány. Mohou být použity jako základ pro řízení stárnutí SKK nebo mohou být použity jako zdroj pro benchmarking postupů JE s osvědčenými mezinárodními postupy.

PŘS by měly být zaváděny včas, aby bylo zajištěno, že zamýšlené funkce konstrukcí a komponent budou i nadále splněny. V rámci implementace PŘS by měly být shromažďovány a zaznamenávány příslušné údaje, které poskytují základ pro rozhodování o typu a načasování opatření pro řízení stárnutí.

Situace v mnoha JE je taková, že systémová AMR na úrovni komponent se provádí poprvé až ve spojení s plánovaným LTO. Před tímto AMR jsou PŘS realizovány na základě známých mezinárodních postupů a zahrnují pouze známé dopady stárnutí a degradační mechanismy. Na základě výsledků AMR mnoho JE vyvíjí nové PŘS nebo upravuje stávající. Klíčovým faktorem pro úspěšnou realizaci PŘS je dobře zavedená spolupráce mezi řízením stárnutí a dalšími programy/odděleními JE, např. údržba, kvalifikace zařízení, chemie, sledování a monitorování v provozu. Vzhledem k tomu, že PŘS vyžadují významnou a pravidelnou výměnu dat, je velice důležité vybudovat tok dat mezi zapojenými programy/odděleními.

PŘS se obvykle vylepšují na základě výsledků AMR. IAEA doporučuje provádět AMR pravidelně od počátku provozu, ale jak již bylo zmíněno, skutečností v mnoha zemích je to, že AMR se provádí poprvé před vstupem do LTO. V závislosti na předchozí kvalitě a formátu PŘS to může představovat vývoj zcela nového souboru PŘS nebo zlepšení stávajících PŘS.

PŘS, které často potřebují vylepšení pro bezpečný LTO, jsou:

- PŘS tlakové nádoby reaktoru;
- PŘS vnitro reaktorových částí reaktoru;
- Program pro monitorování únavy včetně únavy způsobené okolním prostředím;
- PŘS kabelů;
- PŘS zakopaného potrubí;
- PŘS předpjatých kabelů;
- PŘS kontejnmentu;

- PŘS bazénu vyhořelého paliva.

Účinnost PŘS by měla být pravidelně vyhodnocována na základě současných znalostí a zpětné vazby z programů a ukazatelů výkonnosti a měla by být podle potřeby aktualizována a upravována. Aby bylo možné vyhodnotit účinnost PŘS, měly by být vyvinuty a používány indikátory výkonnosti. Rozvoj rozsáhlého souboru ukazatelů výkonnosti je v mnoha JE stále problémem. Ukazatelé výkonnosti by měli být schopni prokázat, že jednotlivé PŘS splňují svou funkci, tj. řídit účinek stárnutí konstrukcí a komponent v rozsahu PŘS. Ukazatelé výkonnosti by měli být také schopni prokázat, že SKK v oblasti působnosti jsou v dobrém stavu a míra selhání je přijatelná.

Mělo by být zvaženo pořádání „peer review“ hodnocení PŘS, aby bylo získáno nezávislé posouzení, aby se zjistilo, zda jsou PŘS v souladu se všeobecně uznávanými postupy a aby byly identifikovány oblasti pro zlepšení. Periodická prověrka bezpečnosti poskytuje užitečné vstupy pro zlepšení PŘS.

Typická situace v mnoha JE po celém světě během původní životnosti je, že činnosti řízení stárnutí jsou rozptýleny v různých odděleních/procesech JE. Většina dopadů stárnutí je typicky řádně řízena, ale často chybí systematický přístup k řízení stárnutí. Systematickým přístupem k řízení stárnutí je především vytvoření jasného a dobře zdokumentovaného rozsahu SKK v rámci řízení stárnutí, pravidelné provádění AMR k identifikaci a řízení všech potenciálních dopadů stárnutí všech SKK v oblasti působnosti řízení stárnutí a konečně na základě výsledku AMR, implementace účinných PŘS nebo jiných programů JE pro řízení dopadů stárnutí.

Stávající PŘS nebo aktivity řízení stárnutí často nesplňují všechna kritéria efektivního PŘS a jejich kvalita se liší a závisí na zkušenostech a nadšení majitele programu.

Příprava na bezpečný LTO je v mnoha JE první a jedinečnou příležitostí shromáždit dostatečné lidské a finanční zdroje a podporu řízení stárnutí zařízení a možnosti zavést skutečně systematické řízení stárnutí. Samozřejmě není to ideální situace, když se zavedení systematického řízení stárnutí uskuteční až před vstupem do LTO, ale s rostoucím významem řízení stárnutí pro starší JE, je to velmi důležité nápravné opatření.

IAEA poskytuje nejnovější poznatky o tomto tématu v novém bezpečnostním návodu SSG-48 [7]. IGALL Safety Report [1] je doplňujícím dokumentem výše uvedeného bezpečnostního návodu a poskytuje generickou tabulku AMR a soubor osvědčených a doporučených PŘS k řízení většiny kombinací konstrukcí, komponent, materiálů, prostředí a jejich možných dopadů stárnutí a degradačních mechanismů. Problematika hlavních nedostatků a opatření jaderných elektráren v oblasti řízení stárnutí byla také diskutována a publikována v [28].

5 HLAVNÍ NORMY, DIAGNOSTICKÉ A MONITOROVACÍ METODY, VÝZKUM A VÝVOJ

5.1 STAV HLAVNÍCH NÁRODNÍCH NOREM A JEJICH BUDOUCÍ VÝVOJ

Pro hodnocení stavu zařízení JEa jejich životnosti existuje celá řada národních norem. Mezi nejvýznamnější patří normy ASME publikované Asociací strojních inženýrů v USA, normy ruské (dříve sovětské) PNAEG, německé normy KTA, francouzské normy RCC apod. Normy související s řízením stárnutí zařízení JE prochází neustálou evolucí zejména v souvislosti s vývojem JE moderních designů, ale i s cílem prodlužování doby provozu již provozovaných elektráren.

Státy provozující reaktory VVER ruského designu vyvinuly normu VERLIFE [29], která je publikovaná anglicky jako dokument IAEA i česky pod hlavičkou NDT ASI (Normativně-technická dokumentace Asociace strojních inženýrů). Tento jednotný postup pro hodnocení životnosti potrubí a komponent JE s reaktory typu VVER obsahuje metodologii pro hodnocení životnosti zařízení a potrubí v JE s reaktory typu VVER během jejich provozu z hlediska náhlého poškození způsobeného křehkým nebo tvárným lomem, únavovým poškozením nebo mechanickou korozí za provozních podmínek. Tento postup může být také použit pro:

- Hodnocení indikací nalezených v zařízeních a v potrubí během provozních prohlídek;
- Vypracování periodických bezpečnostních zpráv v průběhu provozu JE, včetně hodnocení zbytkové životnosti zařízení a potrubí;
- Přípravu nebo modifikaci řízení životnosti JE nebo zařízení JE.

Tento postup je založen především na bývalých sovětských/ruských normách a předpisech, které byly použity během návrhu a výroby zařízení a potrubí pro JE s reaktory typu VVER. Zahrnuje také některé přístupy používané v normách a předpisech platných pro tlakovodní reaktory typu PWR, aby bylo dosaženo co nejvyšší konsistence s těmito normami a předpisy.

Tento postup může být použit pro definici podmínek pro další provozování elektrárny v rámci nebo po skončení projektované životnosti/licenční platnosti daného zařízení nebo potrubí. Tento postup se použije pro hodnocení technologických částí JE s reaktory typu VVER, jako jsou:

1. Kovové části zařízení a potrubí bezpečnostně významných systémů;
2. Kovové části ochranné obálky.

5.1.1 Obecné požadavky na výpočty zbytkové životnosti

V této kapitole budou dále rozebrány hlavní zásady a principy přístupu VERLIFE [29] pro hodnocení zbytkové životnosti hlavních komponent elektráren typu VVER.

Provozní podmínky a limity

Pro hodnocení zbytkové životnosti zařízení, potrubí a jejich podpěr by měla být použita zatížení uvedená v návrhových specifikacích daných zařízení. Časový průběh zatížení by měl být korigován na základě údajů získaných měření pomocí čidel SKŘ, monitorovacího a diagnostického systému (MDS) a dočasného speciálního měření (SM). V případě, že pro hodnocené období jsou dostupná měřená data o zatížení, získaná ze SKŘ, MDS a SM, je třeba dát přednost použití těchto dat před daty z návrhových specifikací.

Pro výpočet zbytkové životnosti zařízení by měly být použity limity stanovené v návrhových specifikacích. Pokud požadované limity nejsou v návrhových specifikacích k dispozici, měly by být použity limity uvedené v příslušných kapitolách tohoto „Postupu“.

Mechanismy poškození materiálů

Zařízení, potrubí a jejich podpěry u JE typu VVER jsou během provozu vystaveny působení různých degradačních mechanismů, jako je:

1. únava materiálu vlivem cyklického zatížení;
2. koroze (důlková koroze, korozní praskání při neproměnném zatížení a korozní únava při náhodném opakovaném zatěžování);
3. eroze urychlená prouděním;
4. únavový růst trhlin potenciálně přítomných v materiálu, vyvolaný cyklickým zatížením;
5. radiační poškození;
6. stárnutí materiálu za zvýšených teplot.

Zařízení JE jsou obvykle vystavena působení několika degradačních mechanismů najednou. V případě, že tento „Postup“ nedává vhodný návod pro hodnocení interakce mechanismů poškození, je nutné hodnotit každý mechanismus zvlášť, a pak uvážit jejich možný synergický efekt (pomocí inženýrského posouzení). Ve výpočtu zbytkové životnosti zařízení a potrubí je brána v úvahu postupná degradace materiálových vlastností během životnosti JE.

Obecné zásady při výpočtu zbytkové životnosti

Tento „Postup“ dává návod pro:

1. Hodnocení zbytkové životnosti z hlediska odolnosti proti náhlému lomu;
2. Hodnocení zbytkové životnosti z hlediska odolnosti proti únavovému poškození;
3. Hodnocení zbytkové životnosti z hlediska odolnosti proti korozně mechanickému poškození;
4. Hodnocení přípustnosti necelistvostí nalezených během provozních prohlídek a hodnocení zbytkové životnosti zařízení s nalezenými necelistvostmi;
5. Finální hodnocení zbytkové životnosti zařízení.

Pro výpočet životnosti se zvýšení meze pevnosti a meze kluzu a změny nekonvenčních charakteristik vyvolané ozářením neberou v úvahu, s výjimkou elastoplastických výpočtů pro

hodnocení náhlého lomu. Do výpočtů životnosti se však zahrnuje snížení plastických charakteristik a charakteristik odporu materiálu proti náhlému lomu a únavovému poškození.

Pro výpočet zbytkové životnosti se používají, ve shodě s návrhovými specifikacemi, limity dovolených hodnot napětí, posunutí a zatížení, postulovaný počet opakování přechodových režimů a požadovaná provozní životnost. Počet skutečných opakování provozních přechodových režimů se vezme na základě měřených údajů dodaných systémy SKŘ a MDS. Počet opakování provozních přechodových režimů během zbytkové životnosti se určí podle návrhových specifikací pro dané zařízení. Je úměrný předpokládané době dalšího provozu zařízení a dosavadnímu způsobu provozování zařízení.

5.1.2 Postup hodnocení zbytkové životnosti

Hodnocení zbytkové životnosti zařízení z hlediska odolnosti proti náhlému lomu

Hodnocení zařízení z hlediska odolnosti proti náhlému lomu („pro výpočtový defekt“) se obvykle provádí v následujících krocích. Výpočet je založen na „výpočtovém defektu“ – povrchové nebo podnávarové trhlině. Ve výpočtu musí být použity skutečné provozní podmínky, včetně zahrnutí degradačních mechanismů materiálů zařízení.

Výpočet zbytkové životnosti se provede na základě trendů změn přechodové teploty materiálu, stanovených pro projektovou nebo předpokládanou životnost zařízení.

Kritériem pro stanovení zbytkové životnosti zařízení z hlediska odolnosti proti náhlému lomu je vyloučení náhlého lomu vycházejícího z výpočtového defektu v průběhu všech možných provozních podmínek. Odolnost proti náhlému lomu je zajištěna (pro havarijní podmínky nebo abnormální provozní podmínky), jestliže přechodová teplota materiálu zařízení je nižší než maximální dovolená hodnota $[T_t]$ nebo $[T_A]$.

Hodnocení zbytkové životnosti zařízení z hlediska únavy

Zbytková životnost zařízení z hlediska jeho odolnosti proti únavovému poškození je dána dobou do vzniku povrchové makro-trhliny o smluvní velikosti 1 mm v průběhu doby předpokládaného technického života zařízení. Ve speciálním případě, kdy je na zařízení již nalezena makro-trhlina větší než 1 mm, se zbytková životnost zařízení určuje podle specifického postupu [29]. V tomto výpočtu se berou v úvahu skutečné provozní podmínky, tj. skutečné provozní teplotně-napěťové cykly, jejich časové průběhy, frekvence a následnosti.

Kritériem zbytkové životnosti zařízení z hlediska posouzení jeho odolnosti proti únavovému poškození je vyloučení vzniku zjištěné makro-trhliny o velikosti 1 mm vlivem cyklického zatížení. Během doby předpokládané technické životnosti zařízení se dle projektu nepřipouští vznik žádné makro-trhliny. Možnost časově omezeného provozu s nalezenou makro-trhlinou, vzniklou v průběhu provozu, musí být posouzena ve shodě [29].

Hodnocení zbytkové životnosti zařízení z hlediska odolnosti proti korozně-mechanickému poškození

Zbytková životnost zařízení z hlediska jeho odolnosti proti korozně mechanickému poškození je definována jako doba do vzniku povrchové vady (důlek, trhlina) za vlivu korozně-mechanického zatížení. Cílem hodnocení je stanovení podmínek pro vznik makro-trhliny o velikosti 1 mm v materiálu původně bez vad za vlivu korozně-mechanického zatížení.

Ve výpočtu se berou v úvahu skutečné provozní podmínky, tj. skutečné provozní teplotně-napěťové cykly, jejich časové průběhy, četnosti výskytu a následnosti, a vliv skutečných chemických příměsí v médiích nebo v povrchových usazeninách.

Kritériem zbytkové životnosti zařízení z hlediska jeho odolnosti proti korozně-mechanickému poškození je doba, po kterou je vyloučen vznik zjistitelné makrotrhliny o smluvní velikosti 1 mm vlivem korozně-mechanického poškození.

Hodnocení zbytkové životnosti zařízení s necelistvostmi nalezenými během provozních prohlídek

Cílem hodnocení je stanovit podmínky pro zajištění stability necelistvosti, s uvážením únavového růstu nalezené necelistvosti. Ve výpočtu musí být vzaty v úvahu skutečné provozní podmínky. Musí být uváženy skutečné provozní teplotně-napěťové cykly, jejich časové průběhy, četnosti výskytu a následnosti, skutečná teplota kovu a také skutečné radiační zatížení, radiační poškození a teplotní stárnutí zařízení materiálu.

Kritériem zbytkové životnosti zařízení s necelistvostmi nalezenými pomocí nedestruktivních zkoušek provedených během odstávek je vyloučení nárůstu necelistvostí nad dovolenou hodnotu určenou podle tohoto postupu během předpokládané technické životnosti zařízení.

5.1.3 Celkové hodnocení zbytkové životnosti

Předpokládaná technická životnost zařízení je zajištěna, jestliže byla splněna kritéria uvedená v jednotlivých kapitolách VERLIFE [29].

Zbytková životnost zařízení je dána nejkratší zbytkovou životností stanovenou hodnoceními podle jednotlivých kapitol VERLIFE [29]. Jestliže je tato doba kratší než doba předpokládané technické životnosti, je nutné provést příslušná opatření týkající se řízení provozu a údržby.

Další detailní popis hodnocení odolnosti zařízení proti náhlému lomu, zbytkové životnosti z hlediska odolnosti proti únavovému poškození, proti korozně-mechanickému poškození a hodnocení přípustnosti necelistvostí zjištěných během provozních prohlídek a zbytkové životnosti zařízení s necelistvostmi je v příloze 1 této práce.

5.2 SOUČASNÝ STAV A BUDOUCÍ VÝVOJ DIAGNOSTICKÝCH A MONITOROVACÍCH METOD

Diagnostické a monitorovací metody a jejich schopnosti určit stav zařízení a následně trend vývoje stavu zařízení a jeho zbytkovou životnost se jeví jako klíčové pro budoucí schopnost přesnějšího určení limitujících technických faktorů životnosti jaderného zařízení.

Defektoskopie čili nedestruktivní testování je souhrnným označením metod, díky kterým jsme schopni odhalit skryté vady, praskliny a jiné defekty na výrobcích a materiálech, a to bez jakéhokoliv poškození. Metody nedestruktivního testování se využívají napříč celým průmyslem, ale pro každou aplikaci se hodí specifická metoda, specifická defektoskopická pomůcka.

Obecně se nedestruktivní defektoskopie zabývá testováním struktury kovových i nekovových materiálů a vnitřních nebo povrchových vad objektů bez zásahů do jejich celistvosti. Za vadu materiálu nebo výrobku považujeme nesprávné chemické složení, vady struktury, odchylky od požadovaných mechanických a fyzikálních vlastností, necelistvosti (trhliny, praskliny), dutiny (bubliny, póry, staženiny, řediny, lunkry), vměstky (struskovitost, nekovové a kovové vměsky), tvarové vady, koroze, opotřebení aj.

Nedestruktivní kontrola může být prováděna jak ručně (nutná zručnost a teoretická znalost), tak zcela automatizovaně. Tyto defektoskopické systémy umožňují testovat vybrané výrobní vzorky i 100% výrobní kontrolu. Manuální testování ale zatím nelze úplně nahradit. Existuje řada defektoskopických metod, ale není žádná jednotlivá metoda, která by byla jednoznačně použitelná k pokrytí všech požadavků za všech okolností.

Cílem této kapitoly je zmapovat současný stav a potřebný budoucí vývoj diagnostických a monitorovacích metod s cílem přesnějšího určení zbytkové životnosti nevyměnitelných a těžce vyměnitelných komponent JE, ev. zařízení, které může jinak omezit celkovou životnost JE (např. tlaková nádoba reaktoru, železobetonová konstrukce kontejnmentu nebo systémy kabeláže).

Pro zpracování této kapitoly byly použity práce [30] a [31] a volně dostupné materiály na internetu [32] až [39].

5.2.1 Přehled a princip NDT metod

Rentgenová kontrola

Je určena pro kontrolu vnitřních trhlin. Umožňuje dobrou vizualizaci vnitřních necelistvostí. Rentgenová kontrola se používá nejen v těžkém průmyslu pro kontrolu vad materiálů, např. v automobilovém průmyslu (pro kontrolu odlitků a svarů), ale také v umění, archeologii a muzeích (pro kontrolu obrazů, artefaktů a jiných uměleckých děl), v bezpečnostních složkách (pro kontrolu podezřelých zavazadel, detekci výbušnin), a třeba také v potravinářství (pro kontrolu, zda se v produktech nebo v baleních nenacházejí cizorodé předměty) apod.

Kontrola vad ultrazvukem

Slouží především ke zjišťování vnitřních vad v materiálu. Metoda využívá fyzikálního jevu – odrazu ultrazvukové vlny od jiného akustického prostředí. Ultrazvuková kontrola dokáže indikovat různé vady vzniklé při výrobě (zdvojeniny, lunkry, póry, neprůvary, vměstky) i vady vzniklé nadměrným zatížením (trhliny). Při zkoušce se používá přenosný digitální ultrazvukový přístroj a přímé nebo úhlové sondy různých frekvencí a velikostí piezoelektrického měniče.

Ultrazvukovou kontrolou se zjišťují převážně vnitřní vady v materiálu. Tato nedestruktivní metoda využívá fyzikálního jevu – odrazu ultrazvukové vlny od jiného akustického prostředí. Ultrazvuková defektoskopie dokáže indikovat různé vady vzniklé při výrobě (zdvojeniny, lunkry, póry, neprůvary, vměstky) i vady vzniklé nadměrným zatížením (trhliny). Při zkoušce se používá přenosný digitální ultrazvukový přístroj a přímé nebo úhlové sondy různých frekvencí a velikostí piezoelektrického měniče.

Kontrola ultrazvukem používá vysokofrekvenční zvukovou energii k provedení zkoušek a měření. Kontrola ultrazvukem může být použita pro detekci vad, měření tloušťky, charakteristiku materiálů atd.

Akustická rezonance (akustická emise)

Kontrola vnitřních i povrchových vad pomocí automatizované kontroly akustické rezonance. Princip metody spočívá v tom, že každý výrobek má řadu svých jedinečných rezonančních frekvencí. V případě změny rozměru, materiálu, ale i např. vlivem trhliny, lunkru, vměstku, se tyto rezonanční frekvence změní. Změní svoji polohu, mohou zcela zmizet a mohou vzniknout nové.

K akustické emisi dochází ve zdroji akustické emise při uvolnění energie působené vnitřními nebo vnějšími silami. Vznik akustické emise je generován nevratnými dislokačními a degradačními procesy v mikrostruktuře a makrostruktuře materiálu, kavitačními procesy v hydrodynamických systémech, turbulencí při úniku kapaliny z potrubí, degenerací dielektrika atd. Uvolněná energie se transformuje na mechanický napěťový impuls šířící se materiálem jako elastická napěťová podélná nebo příčná vlna.

Výhodou akustické emise oproti jiným defektoskopickým metodám je kontinuální monitorování objektu a úspora času v porovnání s postupným testováním jinými metodami.

Nevýhodou metody je, že příčinu vzniku akustické vlny přesně neznáme, neboť uvolněná energie je ovlivňována řadou faktorů jako je tvar a povrch tělesa, přenosová cesta vlny (funkce šíření akustické vlny) daná strukturou a homogenitou materiálu.

Kapilární metody

Kapilární zkoušky jsou velmi spolehlivé zkušební metody určené k přesné lokalizaci i těch nejmenších porušení povrchu nejrůznějších materiálů. Zkoušení povrchových vad materiálu pomocí kapilárních zkoušek má své uplatnění převážně při kontrole svarů, odlitků, při výrobě lodí, letadel, nádrží atd.

Magnetická metoda

Magnetická metoda je určena výhradně pro lokalizaci vad vystupujících na povrchu feromagnetických materiálů. Při zmagnetování stejnosměrným nebo střídavým polem a nanesení feromagnetického prášku se tento soustředí v místě největšího gradientu pole. Právě místa s největším gradientem jsou místa, kde je materiál přerušen trhlinou. Často je magnetický prášek součástí suspenze, která je fluorescenční. Po zmagnetování a nanesení fluorescenční feromagnetické suspenze jsou pod UV lampu trhliny okamžitě viditelné.

Měření tvrdosti

Měření tvrdosti zásadně nepatří mezi nedestruktivní metody kontroly materiálů, mezi základní požadavky při měření tvrdosti je minimální porušení základního materiálu. Tzn. měření s co nejmenší zatěžovací silou. V těchto případech se však výrazně zvyšuje vliv kvality povrchu. Současný vývoj mikroelektroniky umožňuje další rozvoj nyní používaných metod a vznik metod nových. Mezi jednu z nových metod patří tzv. metoda TIV (Through Indenter Viewing), což volně přeloženo znamená pohled "skrz" diamant.

Vířivo-proudá technika

Metoda vířivých proudů je vhodná k lokalizaci povrchových vad. V omezené míře lze lokalizovat i vady těsně pod povrchem. Střídavé pole indukuje v materiálu vířivé proudy, kde vzniká nové magnetické pole s opačnou fází. Výsledné pole je dáno vektorovým součtem obou signálů. Vybuze pole vířivých proudů v materiálu velice silně ovlivňují povrchové trhliny. Výsledné pole je nejčastěji zobrazeno v polárních souřadnicích vektorem. Velikost a fáze vektoru je úměrná tvaru a velikosti vady. Velkou výhodou je možnost automatizace této kontroly.

Prozařování izotopy

Prozařování izotopy se vedle klasické rentgenové kontroly používá především tam, kde z technických důvodů nelze použít rentgen (rozměry, napájení atd.). Zásadně vzhledem k vyššímu energetickému spektru izotopů je rozlišení proti rentgenu menší. Mezi výhody patří nižší pořizovací cena rentgenu, avšak vzhledem k poločas rozpadu zářičů je dražší provoz. Větší jsou také náklady z důvodu zajištění bezpečnosti včetně legislativy.

Měření tloušťky

Pro měření tloušťky materiálů, korozních úbytků, provozních kontrolách, vstupních a výstupních kontrolách apod. se používají přenosné ultrazvukové tloušťkoměry. Ultrazvukové tloušťkoměry používají ultrazvukovou odrazovou metodu a celou řadu různých typů sond jak jednoduchých, tak dvojítych různých frekvencí. Nabídka sond je široká, aby pokryla velkou většinu průmyslových aplikací. Pro aplikace s vysokými teplotami lze s úspěchem použít například přístroj NKD19, jehož sonda může měřit až do 720 stupňů Celsia.

Měření tloušťky vrstev

Jedná se zejména o měření tloušťky barvy, Zn, Cr nebo jiných vrstev na magnetických nebo barevných kovech. NDT přístroje určené pro měření tloušťky vrstev jsou velmi rozšířené zejména pro svoji relativně nízkou cenu, snadné použití, vysokou přesnost měření a vysokou spolehlivost. Princip využívá fyzikální rozdíl mezi vlastnostmi základního materiálu a vrstvy (magnetický podklad a nemagnetická vrstva nebo elektricky vodivý podklad a nevodivá vrstva).

Vizuální kontrola

Přímá vizuální kontrola je jednou z velmi starých metod diagnostiky. Její relativně časová nenáročnost, a hlavně nízká cena ji řadí na první místa dostupnosti defektoskopických metod. Provádí se pouhým okem nebo pomocí lupy.

Nepřímá kontrola se provádí pomocí endoskopů, včetně systémů využívajících miniaturních televizních kamer s příslušnými manipulátory a osvětlením.

Průmyslové endoskopy jsou zařízení pro vizuální kontrolu obtížně přístupných nebo prakticky nepřístupných míst a svou konstrukcí umožňují realizovat nedestruktivní diagnostiku prostřednictvím obrazu na monitoru. Endoskopy mohou obraz opticky zvětšit a v digitálním zpracování zvýraznit potřebné detaily, které okem nelze pozorovat. Jako zdroje osvětlení se používají halogenové, xenonové, halogenidové zdroje. Spektrální složení xenonových výbojek se blíží spektru přirozeného denního světla a obraz věrně reprodukuje barvy objektu.

Využití průmyslových endoskopů je v mnoha oblastech jako jsou: vnitřní prostory všech typů motorů včetně leteckých, převodovek, svarů, vnitřních povrchů trubek, kotlů, nádrží, lopatek turbín aj.

5.2.2 Ultrazvukové metody použité v jaderné energetice

Kontrola ultrazvukem je velmi užitečná a všestranná NDT metoda. Mezi některé z výhod, které jsou často zmiňovány, patří následující:

- Je citlivá na nesouvislost jak povrchu, tak podpovrchu;
- Hloubka vniku při zjišťování vad a měření je mnohem větší než u jiných NDT metod;
- Při použití pulsní-echo metody postačí pouze jednostranný přístup;
- Je velice přesná při určování místa odrazu a při odhadování velikosti a tvaru;
- Je požadována minimální příprava;
- Elektronické zařízení poskytuje okamžité výsledky;
- Prostřednictvím automatizovaného systému lze vytvářet detailní snímky;
- Má i další využití, jako např. měření tloušťky v souvislosti s detekcí vad.

Ovšem stejně jako ostatní NDT metody má i tato svá omezení. Mezi ty patří:

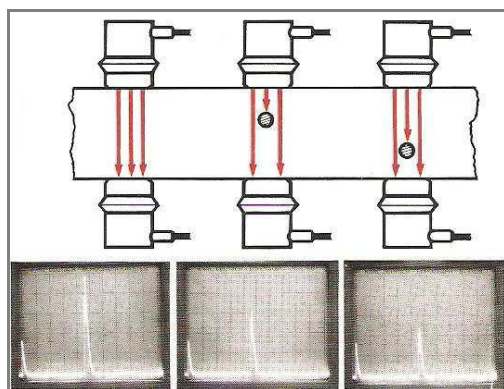
- Povrch musí být schopen přenášet ultrazvuk;
- Dovednosti a jejich trénink jsou mnohem rozsáhlejší než u ostatních metod;
- Obvykle je požadováno vazební medium, které umožní přenos zvukové energie do testovaného vzorku (objektu);
- Materiály, které jsou hrubé, mají nepravidelný tvar, které jsou velmi malé, neobyčejně tenké či nehomogenní je obtížné testovat;
- Litinu a podobné hrubozrnné materiály je obtížné testovat kvůli špatnému přenosu signálu a velkému šumu signálu;
- Lineární vady orientované paralelně se zvukovým svazkem mohou zůstat nedetekovány;
- Jsou požadovány referenční etalony, a to jak pro kalibraci zařízení, tak pro charakterizaci vad.

Klasická ultrazvuková metoda

Konvenční ultrazvuková metoda se nejčastěji používá pro zjišťování vad ležících pod povrchem součástí, dále pak také pro měření tloušťky materiálů. Podle interakcí ultrazvuku s defekty v materiálu lze určit, o jaký typ vady se přibližně jedná (objemová či plošná vada, pórovitost atd.). Pomocí znalosti rychlosti šíření ultrazvuku v daném materiálu lze také určit některé jeho fyzikální vlastnosti (např. modul pružnosti).

Ultrazvukové defektoskopické zařízení se skládá z různých prvků, které zajišťují generování ultrazvukových vln, zachycování jejich odrazů a jejich zobrazování. Na sondu se z generátoru přivádějí vysílací impulzy, které jsou pomocí piezoelektrického měniče transformovány na ultrazvukové impulzy a ty jsou vysílány do zkoušeného materiálu. Odražené vlny mají velmi malou amplitudu, a proto se musí následně zesílit zesilovačem. Aby se signál ze zesilovače mohl zobrazit na obrazovce, musí se zpracovat v analogově-číslicovém převodníku. Ten rozděluje signál na velmi krátké úseky a převádí jej do číslicové podoby. Musí pracovat na vysoké vzorkovací frekvenci (100 MHz a více). Před zobrazením jsou ještě zařazeny obvody pro usměrnění signálu, aby bylo lépe využito místo na obrazovce. Signál je skoro symetrický, a proto není obvykle nutno zobrazovat jeho kladnou a zápornou půlvlnu současně. Obvod synchronizátoru zajišťuje, aby bylo vysílání impulzů do materiálu, spouštění časové základny a start A-D převodu navzájem sladěné. To nám zaručí, že nulový bod na ose časové základny odpovídající vstupu ultrazvukové vlny do materiálu bude stále na stejném místě obrazovky.

V konvenční ultrazvukové defektoskopii existují dvě základní metody zjišťování vnitřních vad materiálu. První technika (průchodová) využívá zeslabení ultrazvuku při průchodu materiálem v místě s chybou. Při této metodě se používají dvě sondy umístěné proti sobě. Jedna sonda pouze vysílá a druhá přijímá ultrazvukový signál, který projde materiálem. Na obrázku 2 lze vidět uspořádání zkoušky a také to, jak budou vypadat echa na obrazovce přístroje. Tuto techniku však lze použít pouze tam, kde je přístup k oběma protilehlým povrchům. Tato metoda má velkou nevýhodu také v tom, že musí být zajištěna dokonalá osová souměrnost použitých sond.



Obr. 2 Průchodová metoda [31]

Druhá metoda (odrazová) využívá odrazu ultrazvukové vlny od defektů a nehomogenit uvnitř materiálu. Pro příjem odražené vlny se používá stejný měnič, který vlnu vyslal. Na zkoušení materiálu a součástí tedy stačí pouze jeden přístupný povrch. Z doby, která uplyne mezi vysláním impulsu a příjmem signálu zpět do sondy se určuje vzdálenost chyby od měniče a velikost amplitudy echa napovídá o náhradní velikosti (tvaru) zjištěné vady. Nevýhodou této metody je, že ultrazvuk překonává dvojnásobnou dráhu, než je vzdálenost chyby (projevuje se zde negativně útlum materiálu) a také je omezena minimální vzdáleností od měniče, kterou musí vada mít, aby byla odlišitelná od vysílacího impulsu.

Konvenční ultrazvuková metodu lze poměrně jednoduše realizovat a není třeba velkých přístrojů. Pro některé aplikace je výbornou metodou zjišťování vad. Omezení této metody spočívá v tom, že aby bylo možné vady detekovat, musí mít defekt správnou orientaci a tvar. Další úskalí konvenční metody tkví ve vyhodnocení výsledků zkoušky. Existují sice metody, které stanovují náhradní velikost vady, kdy se k echu od reálné vady přiřadí echo odpovídající plochému vývrtnu zhotoveném v etalonu, ale to na dostatečně přesné stanovení velikosti mnohdy nestačí. Také zkoušení součástí se složitou geometrií není jednoduché. Některé tyto nedostatky řeší modernější metody zkoušení ultrazvukem.

Metoda fázového pole (Phased array UT – PAUT)

Phased array technologie je časové řízení buzení jednotlivých měničů. Tato technika využívá sondy s fázovanou soustavou měničů – více měničové sondy, což umožňuje elektronicky vychylovat ultrazvukový svazek a případně ho fokusovat.

Sondy s fázově řízeným polem jsou sestavené z 8 až 128 individuálních piezoelektrických měničů (elementů). Vlastnosti těchto sond jsou dány číslicově řízeným programem měřícího ultrazvukového systému. Každý z elementů je samostatně propojen na budicí a snímací obvody. Vhodným časováním nebo fázováním a řízením amplitudy impulsů z jednotlivých pulzerů lze interferencí ultrazvukových vln dosáhnout zvoleného módu vlny a požadovaného profilu ultrazvukového svazku, tj. fokusace svazku s danou ohniskovou vzdáleností nebo volby divergenčního úhlu s možností natáčení osy svazku. Řízené stáčení svazku detekuje trhlinu s velkou pravděpodobností pro většinu orientací směru trhliny.

Dle uspořádání elementů se pole měničů sondy dělí na lineární 1-D a maticové 2-D a dále na lineární nebo zakřivené dle měřeného povrchu tělesa. Pro výrobu polí se v současné době používají piezoelektrické kompozity.

Nejčastěji používané je 1-D fázové řízené pole z piezoelektrických elementů, u nichž je šířka (přibližně 1 mm) mnohem menší než délka a každý z element se chová jako zdroj vlnové vlny.

Podle počítačového řízení časování skupinového uspořádání měničů lze realizovat:

- Sektorové skenování, při němž se ultrazvukový svazek se specifickým divergenčním úhlem a ohniskovou vzdáleností rozkmitá kolem osy skupiny měničů (obr.3);
- Dynamické řízení hloubky fokusace podél osy celého pole měničů (obr.4);
- Elektronické (lineární) skenování, při němž se multiplexuje vždy podskupina měničů např. 8 nebo 16 z celkového počtu 128 podél celého pole měničů při stejném nastavení úhlu natočení ultrazvukového svazku skupiny mimo osu měničů (obr.5).

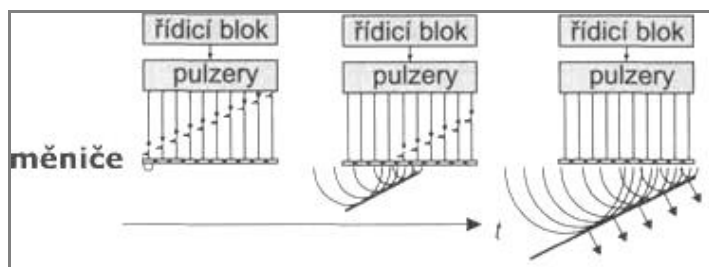
Pokud je počet měničů sondy dost velký, je možno na vytvoření svazku použít jen určitý počet měničů (např. 16 až 128) a postupným buzením svazku elektronicky posouvat podélně apertury sondy. Tak se dá bez nutnosti pohybu sondy realizovat B-scan, tzn. zobrazení průřezu prozvučovaného materiálu v určitém délkovém úseku.

Výhody této metody jsou:

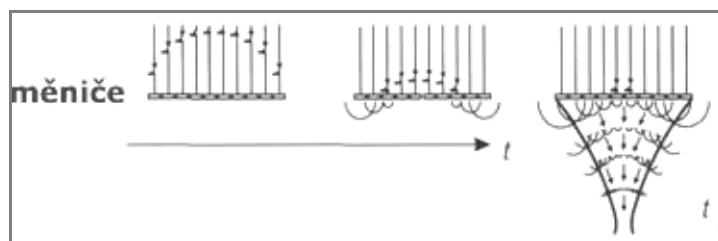
- Je možné provádět kontrolu všemi úhly současně (úhlový sektor S-Scan). Kontrola tedy probíhá i úhly, které nejsou předepsané a je schopná detekovat vady s nevhodnou orientací.
- Při zkoušení svarů je možnost z jediného místa pokrýt celý objem svaru. Tzn. kontrola v konstantní vzdálenosti od osy svaru.
- Díky elektronickému naklání měničů je možnost kontroly ze špatně přístupných míst. Tohoto lze využít např. při kontrole turbínových lopatek, nátrubků tlakových nádob atd.
- Vizualizace prozvučení svaru – přímo vidíme polohu vady ve svaru. To umožňuje funkce Overlay (šablona svaru), která profil svaru zobrazí v měřítku na obrazovce přístroje.

Jeden z předních výrobců zařízení pro ultrazvukovou kontrolu, využívající metody fázového pole, je firma GE Inspection Technologies.

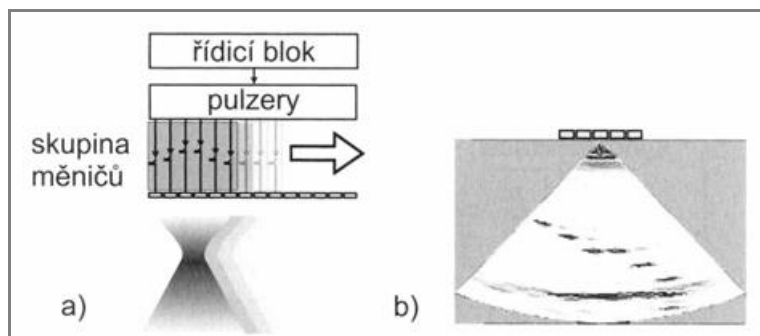
Zařízení s názvem „Phased Array“ jsou používány v aplikacích jako např.: kontrola svarové oblasti odporově svařovaných trubek, měření tloušťky stěny bezešvých trubek, kontrola bezešvých trubek na podélné vady, inspekce železničního soukolí a mnoho jiných aplikací i v automobilovém průmyslu.



Obr. 3 Fázově řízené pole. Naklápění – úhel [34]



Obr. 4 Fázově řízené pole. Řízená ohnisková vzdálenost fokusačního svazku [34]



Obr. 5 Elektronické skenování: a) lineární b) sektorové [34]

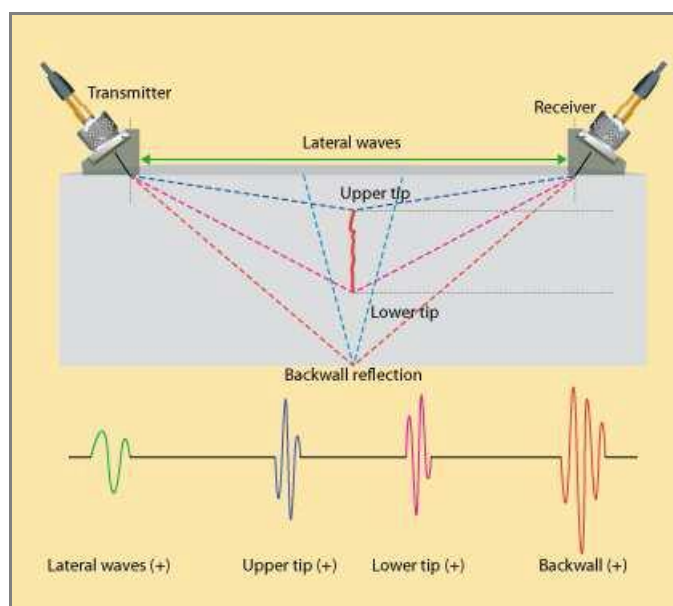
Metoda TOFD (Time of Flight-Diffraction)

Metoda TOFD se překládá do češtiny jako difrakční technika měření doby průchodu a používá se téměř výhradně pro zkoušení svarů. Byla vyvinuta v r. 1985 v Harwelově centru (Velká Británie) pro zjišťování velikosti trhlin ve svarech jaderného reaktoru. Metoda TOFD je založena na interakci ultrazvukových vln s okrajem vady a odražená vlna zde nehraje žádnou roli. Okraj vady při interakci s ultrazvukovou vlnou emituje difrakční vlny. Z doby průchodu difrakčního signálu se pak určuje velikost vady. Na rozdíl od konvenční ultrazvukové metody se při hodnocení velikosti vady technikou TOFD nepoužívá velikost (amplituda) detekovaného signálu. Proto není tak závislá na změně kvality akustické vazby. Difrakce ultrazvukových vln je málo závislá na orientaci vady tudíž se mohou používat sondy se širokým úhlem rozevření svazku.

TOFD je metoda používající dvě úhlové sondy. Metoda TOFD lokalizuje trhliny (vady) v materiálu na základě difrakce, tj. rozptylu a ohybu vlny na obou koncích trhliny (vady). Při kontrole metodou TOFD se používá speciální držák sond (scanner), ve kterém je upevněna vždy jedna sonda jako vysílač a druhá jako přijímač. Sondy jsou pevně spojeny, aby mezi nimi byla konstantní vzdálenost a byla zachována také jejich sousost.

Sonda do materiálu vysílá podélné ultrazvukové vlny. TOFD sondy obsahují poměrně malý měnič, aby se dosáhlo široce rozevřeného svazku a byl tak prozkoušen co největší objem materiálu. Frekvence zkoušení se obvykle volí v rozmezí 5–10 MHz a impuls krátký a silně ztlumený. Směr vysílaných a difrakčních vln je zobrazen na obr. 6. Pokud je ve zkoušeném materiálu vada, vzniká difrakční vlna a ta je detekována přijímačem. Jako první dorazí do sondy povrchová vlna, o něco později pak difrakční vlna od horního okraje vady, poté vlna od dolního

okraje vady, a nakonec vlna odražená od protilehlého povrchu. Z doby příchodu jednotlivých vln do snímače se posléze spočítá hloubka a příčný rozměr vady.



Obr. 6 Dráhy vln (lateral waves – laterální vlny, transmitter – vysílač, receiver – přijímač, upper tip – horní špička, lower tip – dolní špička, backwall reflection – odraz od protilehlé stěny) [31]

Výhodami metody je detekce vady nezávisle na její orientaci ke zkušebnímu povrchu. Pro trhliny s kolmou orientací ke zkušebnímu povrchu lze stanovit rozměr vady s nejistotou ± 1 mm s rozlišitelností změny rozměru trhliny $\pm 0,3$ mm.

Nevýhodou metody je nepoužitelnost pro příliš zrnitý materiál nebo pro materiál obsahující vměstky a s vysokou četností vad. Při zpracování signálu je nutné použít velké zesílení, to má za následek horší poměr signál/šum. Z důvodu existence povrchové vlny nelze zjistit vady těsně pod zkušebním povrchem.

Hlavní význam metody TOFD je určování hloubkových rozměrů vad. Jednoduchost koncepce umožňuje aplikovat tuto metodu na různých komponentách a není omezena jejich tvarovou složitostí. Metoda má však i několik omezení, například jako všechny ultrazvukové metody je i tato omezena velikostí zrna zkoušeného materiálu.

Rozdíly od konvenčního ultrazvuku:

- Metoda je téměř nezávislá na orientaci vady;
- Určení hloubkového rozměru vady nezávisí na amplitudě přijímaného signálu.

Výhody:

- Přesnost určení rozměrů vad;
- Kolísání akustické vazby nemá velký vliv na hodnocení velikosti vady;
- Efektivní detekce různě orientovaných vad;
- Digitální záznam dat zkoušky (záznam průřezu s vadami).

Nevýhody:

- Není snadné určit hranici, za kterou je vada považována za významnou (nároky na obsluhu);
- Všechna data ze zkoušky musí být vizuálně kontrolována;
- Nehodí se na určování defektů blízko povrchu, protože echo od vady může být skryto echem od laterální vlny a přesnost při určování velikosti vady rapidně klesá s blízkostí zkoušeného povrchu.

EMAT

Metoda EMAT (z angl. originálu ElectroMagnetic Acoustic Transducer) se používá ve feromagnetických materiálech a pracuje na principu vzniku Lorencovy síly v magnetickém poli, které vytvoří EMAT sonda. Vhodnou orientací tohoto pole vzniká ultrazvuková vlna, která vniká do materiálu. Výhodou tohoto zkoušení je, že EMAT nepotřebuje oproti klasickému ultrazvuku pro transport ultrazvukové vlny do materiálu vazební prostředek (olej, vazelína nebo voda). Tato metoda je nejčastěji používána pro kontinuální snímání tloušťky stěny, ale v současné době je i schopna zkoušení úhlovou sondou.

5.2.3 NDT kontroly tlakové nádoby reaktoru VVER 440 za použití manipulátoru SKIN

Tlaková nádoba jaderného reaktoru (dále TNR) je jedním ze zařízení, jehož dokonalý technický stav je nutný nejen pro efektivní výrobu elektrické energie, ale hlavně pro bezpečnost celého reaktoru. Mezi provozní či předprovozní kontroly vnitřního povrchu TNR typu VVER patří kontroly ultrazvukem (UT), vířivými proudy (ET) nebo nepřímá metoda vizuální (VT) pomocí TV kamer. To vše umožňuje manipulátor SKIN, který vyvinula a vyrobila ŠKODA JS a. s. (ŠJS). Stručně řečeno, SKIN slouží pro nedestruktivní zkoušení tlakových nádob jaderných reaktorů z vnitřního povrchu. Jeho robustní konstrukce umožňuje i přenášení modulů např. pro odběr vzorků, měření tvrdosti a opravy TNR.



Obr. 7 Detail zkušební hlavice manipulátoru SKIN pro zkoušení válcové části TNR [35]

V roce 1982 byla TNR typu VVER 440 2. bloku JE V-1 (Jaslovské Bohunice, Slovensko) nedestruktivně zkoušena při provozní kontrole poprvé automatizovaným způsobem z vnitřního povrchu systémem Škoda REACTORTEST TRC. Tím začala etapa automatizovaného zkoušení reaktorů typu VVER. Manipulátor SKIN se používá od roku 1992. Konstrukce SKIN umožňuje zkoušky VVER 440 i VVER 1000.

Hlavní manipulátor se montuje a zapojuje na montážním a přípravném pracovišti na podlaze reaktorového sálu. Tam se také kompletně nastavují pohybové jednotky s výjimkou polohy manipulátoru v obvodovém směru TNR.

Na přírubě TNR je umístěna kruhová dráha (kolejnice) a kontrolní měrka se závěsem. Na kruhovou dráhu se spouští úplně smontovaný a zapojený hlavní manipulátor. Po kruhové dráze pojíždí rotační rám obdélníkového tvaru. V jeho rozích jsou nohy s pojezdovými koly, snímačem polohy a hnacím ústrojím. Nohy jsou radiálně nastavitelné, tak aby bylo možné použít manipulátor SKIN při zkoušení reaktorů VVER 440 i VVER 1000. Konstrukce rotačního rámu umožňuje použití manipulátoru i v případě, že se před provozní kontrolou TNR nepodaří vyjmout z příruby reaktoru všechny svorníky.

V ose rotačního rámu je obdélníkový otvor, jímž prochází teleskopický sloup. Tento sloup je složen ze tří částí:

- Vodicího pevného sloupu, upevněného na rotační rám;
- Vnějšího teleskopického sloupu;
- Vnitřního teleskopického sloupu.

Na spodním konci vnitřního sloupu je uchycena příčná dráha, skládající se ze dvou profilů tvaru U, po jejichž spodních pásnicích pojíždějí kola radiálního vozu. Na obou čelech radiálního vozu jsou příruby pro upevnění zkušebních hlavice. Na jedné straně se montuje hlavice pro zkoušení obvodových svarů TNR nebo hlavice pro zkoušení válcových a radiusových částí hrdel DN

500 (DN 850), nebo hlavice pro zkoušení válcové části TNR ultrazvukem difrakční technikou ToFD (Time of Flight Diffraction). Na druhou stranu radiálního vozu se montuje hlavice pro zkoušení základního materiálu a rozhraní návaru a základního materiálu TNR.

Vedle příčné dráhy je hlavice pro detailní vizuální zkoušení (VT) barevnými i černobílými televizními kamerami. Sestává ze dvou naklápěcích jednotek a výsuvné jednotky. TV kamery jsou schopny snímat v libovolném místě vnitřní povrch TNR pod proměnným úhlem z volitelné vzdálenosti.

Používané zkušební hlavice umožňují:

- Zkoušení válcové části TNR ultrazvukem odrazovou technikou a vířivými proudy;
- Zkoušení válcové části TNR ultrazvukem difrakční technikou ToFD (2 sondy);
- Zkoušení válcových a rádiusových částí hrdel ultrazvukem odrazovou i difrakční technikou a vířivými proudy (maximálně 20 sond, z toho 16 sond pro válcovou část a 4 sondy pro rádiusovou část;
- Zkoušení dna TNR ultrazvukem odrazovou technikou a vířivými proudy (maximálně 6 sond).

Všechny čtyři zkušební hlavice doplňují televizní kamery a příslušné osvětlovací prvky povrchu pro kontrolu správné činnosti a také pro tzv. všeobecné zkoušky nepřímou vizuální metodou (VT). Další TV kamery jsou namontovány v hlavici pro zkoušení hrdel a také u hlavic pro zkoušení válcové části TNR ultrazvukem (UT) a vířivými proudy (ET).

Manipulátor je vyroben z korozně odolných materiálů, převážně nerezavějící oceli. Motory, snímače polohy a všechny další části elektrické a elektronické vybavy jsou ve vodotěsných pouzdrech, ve kterých se trvale udržuje vnitřní přetlak vzduchem proti vnikání vody.

Od roku 2004 je k dispozici i modul pro zkoušení dna TNR. Rotační pohyb zde zajišťuje rotační rám, pro pohyb ve směru průměru TNR je použita lineární kroková jednotka.

K automatizovanému pohybu ultrazvukových sond po zkoušeném povrchu se při zkoušení obvodových svarů TNR využívá rotační rám a teleskopický sloup. Poloha rotačního rámu se odměřuje s rozlišením $0,01^\circ$, což u hladké válcové části TNR odpovídá 0,3 mm. Poloha sloupu má rozlišení 0,2 mm.

Posun zkušební hlavice se sondami po zkušebním povrchu je meandrovitý, tj. umožňuje dva pohyby:

- Plynulý měřicí pohyb (tzv. trip) se současným záznamem ultrazvukových dat a snímáním polohy; tento pohyb je orientován po obvodu TNR, tj. ve směru souřadnice „x“;
- Pohyb se snímáním pouze polohy (tzv. step) s orientací ve směru osy TNR, tj. ve směru souřadnice „y“.

Vzdálenost jednotlivých linií plynulého měřicího pohybu („šířka kroku“) se liší podle prozvučovaných oblastí TNR:

- 5(1) mm, tj. (5 ± 1) mm pro zkoušení rozhraní ochranného austenitického návaru a základního materiálu TNR a pro zkoušení válcových částí hrdel DN 500/DN 850;

- 7(1) mm pro zkoušení obvodových svarových spojů o jmenovité tloušťce do 200 mm a také pro zkoušení rádiusových částí hrdel DN 500/DN 850;
- 10(1) mm pro zkoušení obvodových svarových spojů o jmenovité tloušťce přes 200 mm.

Všechny pohyby manipulátoru SKIN snímají snímače polohy. Výchozí postavení každé pohybové jednotky a koeficient přepočtu dílků ukazatelů na milimetry se nastavují a kontrolují v průběhu montáže hlavního manipulátoru a při výměně modulů. Výsledky cejchování poloh pohybových jednotek manipulátoru jsou zaznamenávány do předepsaných protokolů [35].

5.2.4 Předpokládáný vývoj využití UT metod

Ideální univerzální defektoskopická metoda pro kontrolu konkrétních součástí nebo materiálů neexistuje. Volba optimální metody nebo jejich kombinace závisí na konkrétní aplikaci, materiálu atd. V praxi se proto používá kombinace několika různých metod a postupů, které umožňují zjistit co nejpřesnější informace pro požadovaný daný případ. Nejstarší a současně i jedny z nejpoužívanějších NDT technik představují prozařovací metody (RT). Používají se prakticky od vynálezu rentgenu. Není to už jen rentgenové záření, dnes se u prozařovacích metod používá gama záření i neutronové záření, využívají se různé zářiče, např. na konstrukce, které už rentgen prozářit nedokáže.

Druhý nejstarší způsob nedestruktivního zkoušení je ultrazvukový, kde existuje také celá řada modifikací. Přestože se pokročilé techniky ultrazvukového zkoušení běžně používají již od devadesátých let minulého století, do systému evropské normalizace jsou zapracovávány s významným zpožděním. Jedná se především o zkušební techniky Time-of-Flight Diffraction a Phased Array. Aplikace pokročilých technik ultrazvukového zkoušení vede jednoznačně k dokonalejší detekci necelistvostí a ve spojení s počítačovým zpracováním přináší poměrně přesné údaje nejen o poloze a délce nebezpečných plošných defektů, ale zejména umožňuje stanovit výšku vady ve směru tloušťky, případně vzdálenost okraje defektu k bližšímu povrchu zkoušeného předmětu. Toho je třeba využívat především pro provozní prohlídky tlakových zařízení, protože pokud je možné prokázat vyšší citlivost detekce a přesnost stanovení rozměrů vad, pak je možné použít méně konzervativní přístup k hodnocení zbytkové životnosti zkoušeného zařízení, což celkově vede k efektivnějšímu provozu.

Využívání pokročilých technik je však spojeno s vyššími nároky na zkoušející personál. Ne vždy je možné používat normalizované zkušební postupy a validaci navrženého zkušební postupu je pak nutné provádět na odpovídajících zkušebních vzorcích s očekávanými typy a rozměry necelistvostí. Pokročilými technikami ultrazvukového zkoušení je možné nahradit zkoušku prozářením i mimo normalizovaný interval tloušťky materiálu.

Phased array

Metoda Phased Array je velmi vhodná pro monitorování rozvíjejících se indikací svarových spojů z důvodu její přesnosti a možnosti opakování měření. PAUT je náročnější (vzhledem k zařízení), ale co se týká výstupu indikací po délce měřené součásti, toto umožňuje znázornění

indikací obdobně jako při zkoušce prozářením. PAUT prochází vývojem a modifikacemi, například aplikací lineárního scanu nebo 3D zobrazení výsledků měření.

Metoda se významně osvědčuje pro zkoušení výrobků, kde je složitá konfigurace a nelze běžným ultrazvukem zkoušet – např. složitě tvarované svařence a obvyklým způsobem nepřístupná místa. Měřicí/vyhodnocovací software umožňuje vložení nákresu kontrolované části, který je možné vytvořit například v programu AutoCad. Výstupem měření je záznam uložený v paměti přístroje či na pevném disku počítače, se kterým je možné dále pracovat – přehrávat a analyzovat získaný obraz, provádět řezy měřenou částí a zobrazovat různé pohledy.

Nové možnosti měřících systémů umožňují lokalizovat polohy jednotlivých vad nejen vůči povrchu, ale i vůči sobě navzájem, lépe od sebe rozlišit, co je vada a co ne, sledovat průběh a rozšíření vad v materiálu, poskytnout komplexní podporu pro výpočet životnosti. Je možné poskytnout prostorové zobrazení. Toto vše představuje významný přínos pro programy řízeného stárnutí a prodlužování životnosti zařízení, zlepšení rozlišitelnosti při zkoušení heterogenních svarů, možnost detekovat malé trhliny v geometricky složitých součástech, zvýšit přesnost při určování velikosti vady, možnost detekovat náhodně orientované vady jednou sondou z jedné pozice, aj.

Metoda phased array je určitě nejkomplexnější z ultrazvukových metod. Vzhledem k ceně zařízení se ke kontrole využívá tam, kde by poškození vedlo k výrazným ekonomickým ztrátám. Ale ani cena zařízení nemůže omezit rozšíření metody Phased Array, protože jde o techniku, která má v NDT kontrole co nabídnout. Ať už jde o zkoušení tvarově složitých součástí, fokusaci ultrazvukového paprsku nebo přesnější vyhodnocování velikosti vady. Technika Phased Array bude zcela beze všech pochyb určovat směr dalšího vývoje v ultrazvukové defektoskopii.

TOFD

Na rozdíl od konvenční ultrazvukové metody se při hodnocení velikosti vady technikou TOFD nepoužívá velikost (amplituda) detekovaného signálu, proto výsledná náhradní velikost vady není tak závislá na změně kvality akustické vazby. Hlavní význam této metody je v určování hloubkových rozměrů vad. Jednoduchost koncepce umožňuje aplikovat metodu na různých komponentách. Metoda TOFD má však i několik omezení, například jako všechny ultrazvukové metody je i tato omezena velikostí zrna zkoušeného materiálu. Dále se nehodí pro určování defektů ležících blízko zkoušeného povrchu, protože echo od přítomné vady může být skryto echem od laterální vlny a přesnost při určování velikosti vady poté rapidně klesá s blízkostí zkoušeného povrchu.

Kombinace TOFD metody s počítačovou CIVA simulací se jeví jako perspektivní využití do budoucnosti. Počítačové modelování pomocí softwaru CIVA prokazuje velice dobré výsledky pro použití TOFD metody pro detekci a určování hloubky defektu. CIVA simulace TOFD metody se používá i pro technickou podporu kvalifikace této metody, vývoj kontrolních procedur a výběr vhodných sond.

5.3 SOUČASNÉ TRENDY A CÍLE V MEZINÁRODNÍM VÝZKUMU A VÝVOJI

Posouzení integrity – Hodnocení integrity je důležitou součástí programů řízení JE (např. řízení stárnutí, údržba a změny projektu). Tato hodnocení jsou nezbytná také pro periodické hodnocení bezpečnosti. Mezi aspekty, které je třeba vzít v úvahu, patří definice posuzování integrity v průběhu celého životního cyklu, různé degradační mechanismy, otázky stárnutí, bezpečnostní rezervy a otázky harmonizace [40]. SKK, které je třeba vzít v úvahu, jsou ty, které jsou důležité pro bezpečnost a provozuschopnost, ty, které vyžadují vysoké náklady na výměnu, a ty, které nelze vyměnit bez významného dlouhodobého programu renovace. Rovněž je třeba řešit součásti, jako je SKŘ, které mají velký význam pro bezpečnost.

Posouzení integrity SKK zohledňuje vlastnosti materiálu, geometrii součástí, mechanismy zatížení a degradace a dopady stárnutí, používající metody lomové mechaniky. Pro hodnocení integrity se běžně používají kódy, normy a postupy. Ty jsou obecně platné a potvrzené, ale v mnoha případech mohou mít příliš velkou úroveň konzervatismu, zejména pro prodloužení životnosti SKK. Je třeba řádně porozumět úrovni konzervatismu v současných metodách posuzování integrity s cílem revidovat postupy. V souvislosti s tímto cílem je třeba zvážit takové aspekty jako je účinek historie zatížení, možnost zastavení trhlin, ošetření tepelných a svarových reziduálních napětí a předpětí za tepla. Modelování posuzování integrity je důležité, aby bylo možné přenést mechanické porozumění na simulační nástroje a postupy hodnocení, aby bylo možné předpovědět teoretické limity pro bezpečný provoz JE.

Témata pro výzkum a vývoj jsou:

- Vypracování postupů pro hodnocení strukturálních vlastností komponentů z více kovů, včetně komponent s nerezovou výstelkou;
- Ošetření defektů bez trhlin (koroze, ztenčení, důlková koroze, eroze, koroze vyvolané prouděním, šterbinová koroze);
- Integrity vnitřních částí reaktoru (VČR) pro LTO s ohledem na efekty zatížení jako je dynamická odezva LOCA havárie reaktoru;
- Vypracovat validované modely pro hodnocení strukturální integrity složek v TNR za vysokým ozářením;
- Porozumět modelování hodnocení životnosti stavebních konstrukcí včetně chování při tečení a vlivu prasklin.

Popis zatížení – Pro spolehlivé SKK je zapotřebí přesné znalosti zatížení a následných napětí. Zvýšená výpočetní výkonnost v posledních letech spolu s pokročilými modelovacími schopnostmi vedla k přesnějšímu vyhodnocení. Mezi příklady patří zatížení a napětí v potrubním systému, namáhání vyplývající z tepelného nárazu pod tlakem a zbytkového namáhání vyplývajícího z výrobních procesů jako je svařování.

Témata pro výzkum a vývoj jsou:

- Přesně předpovídat analýzu tepelné únavy a interakci kapalinové struktury v podmínkách turbulentního toku tekutinou na přenos tepla ze stěn komponenty;
- Ošetření sekundárních a zbytkových napětí;
- Kombinovaná odolnost proti únavě a trhlinám při vysoce asymetrických cyklech a náhodně vysokým cyklickým zatížením.

Vlastnosti materiálů a jejich stárnutí – Hlavním úkolem je řádně odůvodnit to, že všechny součásti dotčené degradačním mechanismem zůstávají v rámci projektových a bezpečnostních kritérií. Správné porozumění vlastnostem materiálů SKK a vlivu degradačních mechanismů na jejich výkon jsou skutečně klíčové otázky od počátku do konce života každé JE. V zásadě by řízení stárnutí mělo vycházet z dobře definovaného postupu, který se skládá z:

1. Identifikace SKK, které jsou předmětem stárnutí;
2. Analýza, porozumění a modelování hlavních relevantních (potenciální nebo reálně se projevujících) degradačních mechanismů v souvislosti s každým SKK;
3. Stanovení opatření k demonstrování integrity jednotlivých SKK na základě kódů a norem, předpisů, specifikací a pokynů a vědeckých poznatků o degradačních mechanismech.

Témata pro výzkum a vývoj jsou:

- Důkladné pochopení degradačních mechanismů a dopadů;
- Definice míry poškození a analýza připravenosti k provozu;
- Monitorování, sledování a inspekce za provozu;
- Opatření na zmírnění dopadu stárnutí a opravy na zastarávání SKK.

Degradační mechanismy a dopady stárnutí – Řízení stárnutí řeší fyzické stárnutí, které by mohlo vést k degradaci SKK tak, že by byla narušena bezpečnostní funkce. Tudíž je třeba plně chápat degradační mechanismy. Proto je velmi důležité, aby bylo možné řádně vyhodnotit jejich pozitivní nebo negativní účinek na vlastnosti SKK, neboť se mohou stát omezujícími faktory pro bezpečný a spolehlivý provoz JE. Důležité je také to, že je třeba zvážit účinky stárnutí a degradačních mechanismů pro konkrétní typ materiálu SKK, který je předmětem hodnocení. Data jsou obecně k dispozici po předpokládanou dobu původní životnosti, ale velmi vzácně pro LTO. Navíc, řízení stárnutí pro LTO musí brát v úvahu nejen fyzické stárnutí materiálů, ale také technologické aspekty (zastarávání).

Témata pro výzkum a vývoj jsou:

- Vliv okolního prostředí na únavovou životnost zařízení (environmentally-assisted fatigue). Je třeba provést testy a ověřovací výpočty pro více materiálů a ve větším měřítku (více vzorků, více zkoušek), aby byly výsledky průkaznější;
- Zkoumání mikrostrukturních a mechanických účinků v ocelích TNR způsobených dlouhodobým ozářením vedoucím ke zlepšení posouzení bezpečnosti TNR;

- Zkoumání iniciace trhliny korozního praskání pod napětím s vlivem ozařování (IASCC);
- Zkoumání růstu (bobtnání) a tečení při ozařování ve VČR pomocí numerických metod;
- Teplotní stárnutí při dlouhodobém provozu materiálů reaktoru a primárního okruhu – pro 30-40 let provozu by neměl být problém, pro dlouhodobější provoz potenciálně ano a je třeba to zkoumat;
- Není znám vliv synergického působení tečení, relaxace napětí a bobtnání na životnost vnitroreaktorových částí;
- Radiační stárnutí opěrných elementů reaktoru – dosud neřešeno, případně řešeno zjednodušeně, ale nejsou materiálová data;
- Zkoumání galvanické koroze na betonové výztuži v blízkosti hlavních čerpadel chladicí vody;
- Stárnutí kabelů s polymerickými izolačními materiály pro provoz nad 60 roků;
- Stárnutí optických kabelů a optických senzorů;
- Hodnocení koroze betonových výztuží iniciovaných chloridem;
- Hodnocení polymerního materiálu v betonových konstrukcích a těsnění;
- Zkoumání mechanismu stárnutí polymerů, zvláště stárnutí vlivem záření (vliv dávkového příkonu, synergie s vibracemi, synergické účinky ozáření, tepla a vlhkosti) a stárnutí ovlivněné výrobou;
- Stárnutí betonů v blízkosti reaktoru – zejména není známý dlouhodobý vliv radiace.

Modelování stárnutí – Vysoká variabilita degračních mechanismů a dopadů stárnutí vyžaduje prediktivní nástroje, které umožňují přenosnost znalostí získaných z omezených experimentálních a empirických dat. V tomto ohledu je jedním z dlouhodobých cílů vyvinout plně validované modely.

Témata pro výzkum a vývoj jsou:

- Vývoj/zdokonalení modelů pro předvídaní vzniku a růstu trhliny za různých podmínek stárnutí (prostředí, teplota, ozařování, zatížení ...);
- Simulace svařování, výrobních procesů a tepelného stárnutí kritických komponent jako potrubí;
- Radiací indukovaná ztráta tažnosti a křehnutí komponent reaktorů pomocí modelování na více stupních s přihlédnutím k metalurgické variabilitě materiálů a jejich podmínkám použití;
- Vývoj metodiky založené na výpočetní dynamice kapalin pro přesnější předpovědi provozních podmínek každé komponenty;
- Zkoumání mechanismů ovlivňujících rozměrovou stabilitu komponent (jako je bobtnání, tečení, fretting ...);

- Vývoj simulačních metod pro predikci stárnutí v bezpečnostně důležitých součástech a budovách.

Monitorování, prevence a zmírňování stárnutí – stárnutí SKK musí být monitorováno v průběhu původní a prodloužené životnosti SKK, aby bylo možné správně stanovit a předvídat příslušné dopady stárnutí. Celkovým cílem je sledovat a pochopit podmínky prostředí JE, jakož i jejich vliv na funkčnost komponentů a stavebních konstrukcí relevantních pro bezpečnost, aby bylo možné určit, předvídat a zmírňovat účinky omezující životnost komponentů relevantních pro bezpečnost.

Témata pro výzkum a vývoj jsou:

- Vývoj online monitorovacích nástrojů pro pokročilé chemie vody;
- Ultrazvukové on-line monitorování v JE s cílem zlepšit metody pro inspekci potrubí a vnitřních prostorů s informacemi o riziku;
- Nedestruktivní kontroly VČR;
- Metody pro posouzení stávající propustnosti betonových konstrukcí snímáním a sledováním kvality betonu;
- Vývoj metod nedestruktivních kontrol pro betony (např. ultrazvukové techniky);
- Detekce lokálního a globálního poškození kabelů a stanovení korelace pro odhad zbytkové životnosti pomocí nedestruktivních elektrických technik pro průběžná měření v provozu (pro kabely střední a nízké napětí);
- Stanovení kritéria životnosti pro kabely jiné než LOCA, které jsou důležité pro bezpečnost a také pro kritické kabely nesouvisející s bezpečností;
- Stanovení metod sledování stárnutí kabelů pod vrstvou protipožární ochrany;
- Snížení vlivů radiace na TNR včetně managementu paliva a žhání TNR;
- Vypracování zlepšených technik zmírnění výskytu koroze pod napětím;
- Vývoj protikoroze ochrany betonových výztuží.

Zastarávání technologie – JE jsou podle definice navrženy tak, aby fungovaly po dlouhou dobu, během které dochází k zásadním technologickým a společenským změnám. Zastarávání se v podstatě týká SKK, které se po celou dobu životnosti JE již nevyrábějí nebo neudržují. Je třeba vyvinout společný přístup buď k vytvoření všestranných technologií, případně s jinými průmyslovými odvětvími, nebo k přizpůsobení jaderných postupů ještě rychleji se vyvíjejícím oblastem.

Témata pro výzkum a vývoj jsou:

- Vývoj metod a postupů pro řízení zastarávání SKK jako je zařízení SKŘ, elektronika a elektro zařízení.

Využití skutečných materiálů odebraných z vyřazených reaktorů – Mnoho výzkumných aktivit je zaměřeno na materiálové vlastnosti materiálů, které byly zestárnuty ve zrychlených laboratorních podmínkách. Výsledky jsou zatíženy na jedné straně značnou úrovní konzervatismu, ale na druhé straně výsledky ne vždy pokrývají synergii různých mechanismů degradace. Některé mechanismy degradace se mohou projevovat rozdílně nebo dokonce nemusí být vůbec přítomny během skutečného provozního zatížení nebo havarijních podmínek. Vlastnosti materiálů zestárých v reálném čase a reálných provozních a havarijních podmínkách mohou být významně odlišné od vlastností získaných tím, že studujeme vzorky stárnuté v laboratoři. Výsledky by mohly být zpřesněny využitím skutečných materiálů odebraných z vyřazených reaktorů, které byly vyřazeny z provozu po mnoha letech provozu nebo po nehodě. Je třeba najít vzorky s přesně zaznamenaným zatížením od doby uvedení do provozu až do trvalého vyřazení z provozu.

EPRI v současné době vede projekt, jehož cílem je charakterizovat materiály odebrané z tlakové nádoby trvale odstaveného reaktoru JE Zorita. Jedna z hlavních potřeb pro LTO je kvantifikovat dopady fluence neutronů na hlavní materiály aktivní zóny reaktoru při LTO. K řešení tohoto problému EPRI vede mezinárodní projekt zkoumající materiály odebrané z JE Zorita po 26 letech efektivního provozu. V rámci projektu byla použita podrobná analýza provozní historie JE Zorita pro zjištění fluencí neutronů a teplotní expozice materiálů. V první fázi projektu se charakterizují mechanické a mikrostrukturální vlastnosti materiálů deflektoru. Projekt, v současné době financovaný US NRC a EPRI, zkoumá vliv ozáření na mechanické vlastnosti materiálů svarů na aktivní zóně reaktoru Zorita a materiálů v tepelně ovlivněné zóně svarů. Další dodatečný projekt je v současné době v přípravě. V rámci tohoto projektu, budou materiály deflektoru, svarů a materiály tepelně ovlivněné zóny svarů dále ozářené ve výzkumném reaktoru ke zvýšení úrovně expozice na úroveň odpovídající konci předpokládané životnosti reaktoru. Tento projekt bude poskytovat cenná data pro pochopení vlivu expozice na dlouhodobou integritu materiálů reaktorové nádoby.

ÚJV Řež v České republice pracuje na výzkumu materiálu z vyřazené JE Greifswald. Projekt je zaměřen na materiálové vlastnosti odvozené z experimentálních studií materiálů reaktoru a chování materiálů vestavby tlakové nádoby reaktoru po dlouhodobém ozáření v provozu JE typu VVER. Cílem projektu je studie vlivu neutronového záření na mechanické a korozní vlastnosti austenitické nerezové oceli materiálů vnitro reaktorových částí (Ti stabilizované austenitické oceli 08Ch18N10T). Neaktivní materiál pochází z bloku 7, který nikdy nebyl v provozu, a aktivní materiál pochází z bloku 1 JE Greifswald provozovaného po dobu 15 kampaní. Experimentální práce je zaměřená na určení složité materiálové charakteristiky po dlouhodobém ozařování v provozu.

5.4 BUDOUCÍ POTŘEBY V MEZINÁRODNÍM VÝZKUMU A VÝVOJI ELEKTRAREN S REAKTORY TYPU PWR/VVER

EPRI zavedlo systematický proces s cílem určit a prioritizovat potřeby výzkumu a vývoje pro LTO. V rámci tohoto procesu vytváří EPRI Material Degradation Matrix [41] pro různé typy

elektráren (PWR, VVER, BWR, PHWR/CANDU), ve které jsou identifikovány nedostatky ve znalostech stárnutí pro zařízení primárního okruhu a z těch vyplývající budoucí potřeby výzkumu pro LTO. V roce 2017 by měla práce EPRI pokračovat vytvořením Issue management tables, ve kterých by měly být podrobněji definovány způsoby, jak daný nedostatek řešit/zkoumat. Ze souboru nedostatků v oblasti výzkumu a vývoje pro JE typu PWR/VVER lze vybrat omezený počet strategických otázek.

Integrita TNR

Zvažování 60 nebo 80 let provozu vede k rostoucí potřebě charakterizovat vliv vysokých neutronových fluencí na lomovou houževnatost TNR. Existují důkazy o mechanismu poškození, který se projevuje při fluencích $> 5 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ a který může vést k vyššímu vlivu na křehkost, než se dříve předpokládalo. Avšak tyto pozdně se vyskytující jevy nejsou v současnosti dobře prozkoumány, a to především kvůli nedostatečnému množství údajů o dostatečně ozářených materiálech. Přestože ozařování na výzkumných reaktorech může v relativně krátkých časových intervalech zajistit údaje o vysokých fluencích, tyto údaje nelze přímo aplikovat. Kromě omezených údajů, které charakterizují trendy křehnutí při vysokých fluencích, existuje také řada obav o demonstraci integrity. Osmdesátiletý provoz vyvolává praktickou otázku zajištění toho, aby byly svědečné programy přizpůsobeny tak, aby poskytovaly přiměřená data pro charakterizaci trendů křehkosti. Vzhledem k tomu, že tyto programy nebyly navrženy tak, aby řešily tak dlouhou dobu expozice, budou nutné další vzorky na základě rekonstituce kapslí a opětovného vložení kapslí do reaktoru. Získání těchto údajů je považováno za strategickou potřebu tohoto odvětví. Křehnutí materiálu mimo oblast jádra reaktoru je také problém, protože pro ně většinou neexistují vzorky ani přesné materiálové údaje.

Litiny z nerezavějící oceli (CASS)

Materiály CASS dosud spolehlivě fungovaly v primárním okruhu PWR, aniž by byly zjištěny nějaké praskliny. Existuje však řada problémů a obav souvisejících s dlouhodobým řízením stárnutí CASS. Dlouhodobá expozice teplotám primárního systému PWR způsobuje tepelné stárnutí materiálu a existují určité obavy, že odhady křehkosti vyplývající z urychlených zkoušek při teplotách vyšších než normální provozní teploty ($350\text{ }^{\circ}\text{C}$ – $400\text{ }^{\circ}\text{C}$) nemusí být vždy konzervativní a že skutečné hodnoty lomové houževnatosti by mohly být nižší, než byly předpovězeny výsledky ze zrychlených zkoušek stárnutí. U odlitků VČR je dodatečným faktorem křehnutí způsobené kombinovanými účinky tepelného stárnutí a křehnutí ozářením. Přestože dostupné údaje nenaznačují žádný synergický účinek, který by způsobil nekonzervativní predikce lomové houževnatosti, je příliš málo údajů, aby tento výsledek jednoznačně dokázal. Důvěra v integritu součástí je rovněž zpochybněna potížemi spojenými s detekcí nedostatků uvnitř litých součástí z austenitické nerezavějící oceli. Inspekce materiálů CASS pomocí ultrazvukových inspekčních technik se vyznačuje vysokým útlumem a rozptylem akustické energie v důsledku struktury hrubozrnného zrna a rozmanitosti struktur zrn. V důsledku toho je třeba i nadále zlepšovat možnosti nedestruktivních inspekčních technik.

Ozařované materiály z nerezavějící oceli

Je potřeba lépe charakterizovat vliv dlouhodobé expozice neutronové fluenci na odolnost SCC pro nerezové oceli. K IASCC šroubových spojů došlo v několika JE. Existuje mnoho ovlivňujících parametrů, které komplikují úsilí modelování predikce defektů IASCC, včetně složitého vývoje napětí v šroubu, faktorů designu šroubů a kolísání podmínek prostředí. Dále existují obavy, že při vyšších úrovních ozáření a delším vystavení povrchu prostředí PWR chladiva by prahové napětí pro iniciaci IASCC mohlo být sníženo na relativně nízké úrovně napětí. Existuje jen málo údajů o vysokých fluencích spojených s LTO. Druhou otázkou je potenciál významného bobtnání (void swelling), který by vedl ke snížení lomové houževnatosti. Většina dostupných údajů byla získána při vysokých fluencích po dobu měsíců nebo v jednom nebo dvou letech, na rozdíl od mnoha let v PWR. Zvažování velmi dlouhodobých expozic při poměrně nízkém toku představuje značnou nejistotu.

Účinky okolního prostředí na mechanické vlastnosti

Návrh komponent primárního okruhu zahrnoval základní předpoklad, že expozice okolního prostředí významně neovlivňuje základní mechanické vlastnosti materiálu. Přestože byl řešen účinek ozařování neutrony na lomovou houževnatost, nebyl příliš řešen vliv expozice primární chladicí kapaliny na odolnost proti únavě a odolnost proti křehkému lomu.

Pokud jde o odolnost proti únavě, konstrukční křivky, které v současné době poskytují základ pro hodnocení únavy primárních komponent systému, výslovně nezohledňují vliv prostředí. Laboratorní testy malých vzorků v simulovaném prostředí PWR naznačují, že účinky na prostředí jsou reálné a že odolnost proti únavě v prostředí reaktorové vody je nižší, než se dříve předpokládalo na základě testování "suchého vzduchu". Výsledkem je, že průmysl nyní čelí souboru otázek týkajících se použitelnosti údajů shromážděných testováním malých vzorků na komponenty JE a skutečné velikosti konzervatismu zahrnutému v původních analýzách únavy. Ačkoliv konzervatismus v původních analýzách únosnosti vypadá jako adekvátní pro účinky prostředí pro většinu komponent pro 60 let provozu, je docela pravděpodobné, že pro 80 roků provozu některé lokality komponentů překročí kumulativní únavové faktory mezní hranici 1,0 při zahrnutí environmentálních faktorů. Vzhledem k tomu je třeba vyřešit nedostatky ve znalostech spojené s únavou s vlivem okolního prostředí.

Podobně pro lomové vlastnosti materiálu byly základní hranice strukturální integrity definovány pomocí mechanických vlastností konstrukčních materiálů měřených ve vzduchu. Analýza úniku před porušením (leak-before-break) také využívá mechanické vlastnosti „suchého vzduchu“. Existují však důvody pro to, aby byly zohledněny účinky okolní kapaliny na tyto vlastnosti, a zejména účinky absorbovaného vodíku. Přestože účinky expozice primární chladicí kapaliny na vlastnosti lomu dosud nezpůsobily žádné dopady a samy o sobě nemusí být významné, interakce s jinými způsoby degradace by mohla mít za následek neočekávané poruchy komponent.

Slitina 600TT (tepelně ošetřená) použitá pro teplosměnné trubky

V důsledku nedávných trendů SCC existují obavy, že některé parogenerátory, které jsou vybaveny trubkami z tepelně upravené slitiny 600, nemusí zůstat provozuschopné po dobu 80 let. V současné době se zdá, že pozorované degradační rychlosti jsou pokryty limity pro zaslepování trubek. Existuje však potřeba lépe porozumět základním faktorům ovlivňujícím SCC, aby bylo možné zlepšit přesnost odhadu životnosti a vyvinout metody k zmírnění progresu SCC.

Vibrace a opotřebení způsobené tokem v parogenerátorech

Vibrace potrubí a vnitřních částí na sekundární straně parogenerátoru způsobené tokem vedlo k neočekávanému poškození řady parogenerátorů. Přestože ve většině případů jsou výsledné škody nepatrné, došlo k vybraným případům velmi závažných škod. Postupně se řešení tohoto problému stalo pro průmysl velmi nákladným. Bylo zjištěno, že řešení vibrací způsobených tokem je obtížné kvůli složitosti toku v sekundární části parogenerátoru. Proaktivní řešení tohoto problému vyžaduje nové kódy pro modelování a s tím souvisí potřeba ověřit přesnost těchto kódů sledováním kritických oblastí parogenerátorů.

Nedestruktivní zkoušky

Většina nově zjištěných nedostatků a značný počet změn ve stávajících metodách vyplývá ze zohlednění 80leté životnosti. LTO reaktorů PWR vytváří řadu problémů se stavem materiálů pro primární systémy. V mnoha případech delší provoz jednoduše zhoršuje známé mechanismy degradace. Degradační procesy jsou rozumně dobře pochopeny a jsou zavedeny metody monitorování a řízení stárnutí. Přemýšlení o 80letém provozu však přináší určitou nejistotu ohledně toho, jak vážné budou některé druhy degradace, a zda míra degradace může být přesně extrapolována pomocí dostupných dat. V některých oblastech by mohla prodloužená doba provozu vést k projevům nových jevů, které nebyly aktivní v kratších provozních intervalech (např. pozdní výskyt křehkých jevů v místech s vysokou fluencí reaktoru – late-blooming-effect).

Mezi nejvýznamnější výzkumné úlohy do budoucna patří:

- Účinky prostředí na odolnost proti únavě pro komponenty na tlakové hranici primárního okruhu;
- SKK u nerezavějících ocelí vystavených primární vodě;
- Rychlost růstu prasklin PWSCC pro slitiny 600, 82 a 182;
- Synergické účinky tepelného a radiačního křehnutí pro lité nerezové oceli a svary na nerezové oceli;
- Vibrace a opotřebení VČR;
- Řízení PWSCC pro VČR;
- Vnitřní opotřebení a vysoko-cyklová únava trubek parogenerátoru;

- Dopad vysoké fluence na mechanické vlastnosti z nerezové oceli (odolnost proti lomu, pevnost v tahu);
- Technologie NDE pro zkoušení litých nerezových ocelí;
- Zdokonalení technologie vířivých proudů pro trubky parogenerátoru;
- Kvalifikace NDE pro inspekci VČR (hodnocení VT).

JE s reaktory sovětského designu VVER mají svá specifika díky odlišnostem v projektovém řešení (např. horizontální parogenerátory, hlavní uzavírací armatury a systém potlačení tlaku v průběhu havárie s únikem primárního chladiva u VVER440). Hlavní rozdíl je ale díky rozdílným materiálům použitým na výrobu základních komponent primárního okruhu. K základním budoucím potřebám ve výzkumu a vývoji pro JE typu VVER patří:

- Výzkum rizik heterogenních svarových spojů a vývoj kvalifikovaných postupů jejich oprav;
- Hodnocení a predikce únavové životnosti svarových spojů vystavených koroznímu prostředí primárního média;
- Vývoj nové technologie opravného svařování provozovaných tlakových nádob;
- Diagnostika bezpečnostní kabeláže v mírném prostředí a nebezpečnostní kabeláže;
- Nedestruktivní diagnostika a stanovení zbytkové životnosti obtížně přístupných potrubních úseků a kabelů;
- Aplikace moderních UT metod – zejména aplikace metody phased, moderních magnetických metod (magnetická paměť materiálu apod.), pokročilých metod akustické emise.

6 IDENTIFIKACE TECHNICKÝCH FAKTORŮ LIMITUJÍCÍCH PROVOZ JADERNÝCH ELEKTRÁREN S TLAKOVODNIMI REAKTORY

6.1 ZÁKLADNÍ TYPY JADERNÝCH ELEKTÁREN A JEJICH OMEZENÍ

Většina jaderné elektřiny je generována pomocí pouhých dvou typů reaktorů, které byly vyvinuty v padesátých letech minulého století a od té doby se kontinuálně vylepšují. Objevilo se i několik dalších designů, některé z nich jsou v provozu v rámci první generace reaktorů a blíží se konci své provozní životnosti. Více než 11% světové elektřiny se vyrábí z jaderné energie, což je více než ze všech zdrojů po celém světě v roce 1960.

Jaderný reaktor produkuje energii vzniklou štěpením atomů některých prvků. V jaderné elektrárně se energie uvolněná v reaktoru používá ve formě tepla k výrobě páry a ta k výrobě elektrické energie. Ve výzkumných reaktorech je hlavním účelem využít neutrony vyprodukované v aktivní zóně reaktoru. Ve většině námořních reaktorů pak pára pohání turbínu napojenou přímo k pohonu lodi).

Principy využití jaderné energie k výrobě elektřiny jsou stejné pro většinu typů reaktorů. Energie uvolněná z kontinuálního štěpení atomů paliva je využita ve formě tepla, přenosem tepla pomocí plynu nebo vody se vyrábí pára. Pára se používá k pohonu turbín, které vyrábějí elektřinu (stejně jako ve většině elektráren na fosilní paliva).

Dnes používané reaktory jsou odvozené z návrhů původně vyvinutých pro pohon ponorek a velkých námořních lodí a tyto reaktory generují asi 85% světové jaderné energie. Hlavní konstrukce je tlakovodní reaktor (PWR), ve kterém má voda odvádějící teplo z reaktoru v jeho primárním okruhu teplotu vyšší než 300 °C a tlak vyšší než 12 MPa a vyrábí páru v sekundárním okruhu. V méně početných varných reaktorech (BWR) se pára vyrábí v primárním okruhu nad aktivní zónou reaktoru za podobných teplot a tlaků jako má pára v elektrárně PWR. Oba typy reaktorů používají vodu jako chladicí kapalinu i jako moderátor (zajišťující zpomalování neutronů). Protože voda normálně vaří při 100 °C, mají reaktory robustní ocelové tlakové nádoby nebo trubky, které umožňují vyšší provozní teploty a tlaky. (Další typ reaktorů používá jako moderátor těžkou vodu s atomy deuteria. Proto se používá termín "lehká voda" k odlišení výše zmíněných reaktorů.) [42]

Další kapitoly se budou zabývat zejména reaktory typu PWR a VVER, i když je převážná většina závěrů aplikovatelná i na reaktory jiných typů. Systémy kontroly a řízení, elektro zařízení včetně kabeláže, železobetonové konstrukce, potrubí, armatury, ventily a další zařízení jsou do značné míry podobné (nebo dokonce stejné) u reaktorů různých designů. Také použité materiály a pracovní prostředí (vnitřní i vnější) je často obdobné. Proto tato kapitola poskytuje přehled všech hlavních typů komerčně využívaných reaktorů.

Existuje několik hlavních součástí jaderného reaktoru společných pro většinu typů reaktorů:

- Palivo – Uran je základním palivem. Zpravidla pelety uranu uhlíčitého (UO₂) jsou uspořádány ve formě palivových tyčí. Tyto tyče jsou uspořádány do palivových souborů v aktivní zóně reaktoru.

- Moderátor – Materiál v jádře, který zpomaluje rychlé neutrony vzniklé při štěpení tak, aby mohli způsobit další štěpení jader uranu (tzv. řetězovou reakci). Tím je obvykle voda, ale může být i těžká voda nebo grafit.
- Řídící tyče – Ty jsou vyrobeny z materiálu neutrony absorbující, jako je kadmium, hafnium nebo bór, a jsou zasouvány nebo vysouvány z aktivní zóny pro řízení rychlosti reakce, nebo odstavování reaktoru. Sekundární řídící systémy zahrnují další neutronové absorbéry, obvykle bór v chladivu. Jeho koncentraci lze upravovat v průběhu času, jak palivo vyhořívá.
- Chladicí kapaliny – Tekutina cirkulující skrz aktivní zónu tak, aby z ní odváděla teplo. V lehkovodních reaktorech voda, která má funkci moderátoru, funguje také jako primární chladicí kapalina. S výjimkou reaktorů BWR, se pára vytváří odpařováním vody v sekundárním chladicím okruhu.
- Tlaková nádoba nebo tlakové trubice – Obvykle robustní ocelová nádoba obsahující aktivní zónu reaktoru a moderátor/chladivo, ale může to být i řada trubek držících palivo a dopravujících chladivo přes okolní moderátor.
- Parogenerátor – Součást chladicího systému tlakovodních reaktorů (PWR a PHWR), kde je pod vysokým tlakem primárního chladiva předáváno teplo z primárního okruhu do sekundárního k výrobě páry v sekundárním okruhu pro turbínu. V podstatě je to výměník tepla jako u motorového chladiče automobilu. Reaktory mají až šest "smyček", každý s parogenerátorem. Od roku 1980, muselo být více než 110 parogenerátorů PWR reaktorů vyměněno po 20-30 letech provozu, 57 z nich v USA.
- Kontejnment – Struktura kolem reaktoru a souvisejících parogenerátorů, která je navržena tak, aby byl reaktor chráněn před vniknutím zevnějšku a chránila okolí před účinky radiace v případě jakéhokoliv vážného selhání uvnitř kontejnmentu. Jedná se typicky o železobetonovou konstrukci zhruba metr tlustou.

Většinu reaktorů je třeba odstavit pro výměnu paliva tak, aby mohla být tlaková nádoba otevřena. Výměna paliva se provádí v intervalu 1-2 let, kdy je čtvrtina až třetina palivových souborů nahrazena za nové. Typy reaktorů CANDU a RBMK mají tlakové trubice (místo tlakové nádoby) a je u nich možno vyměňovat palivo za provozu odpojením individuálních tlakových trubic.

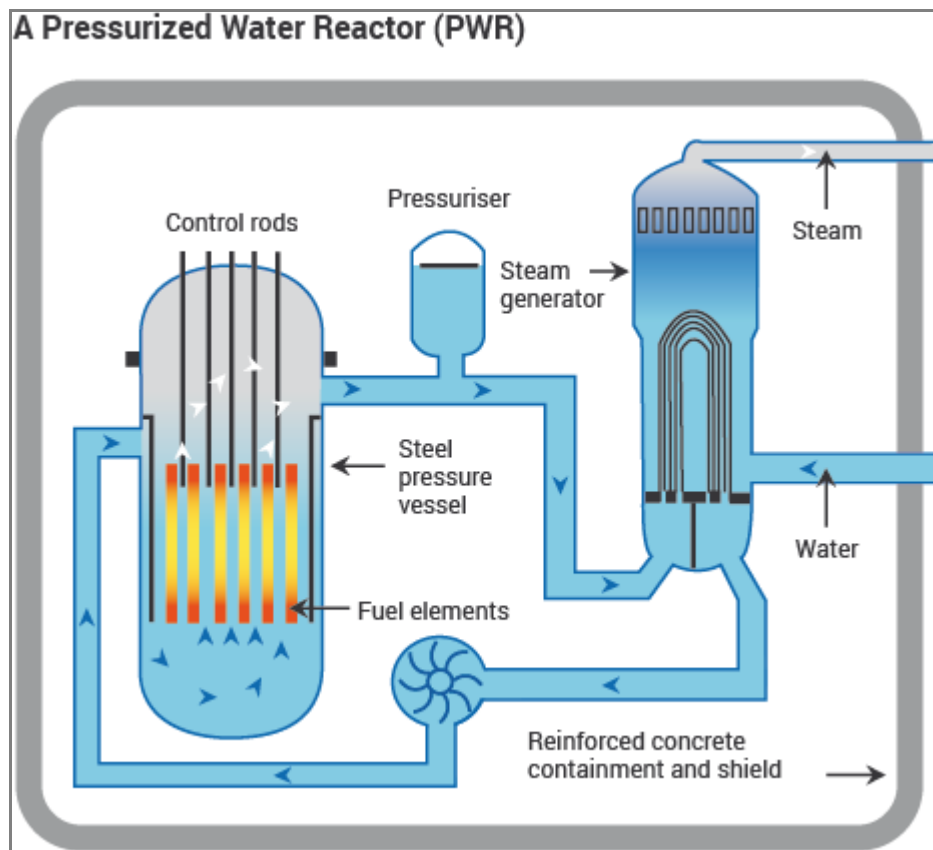
Pokud je grafit nebo těžká voda použita jako moderátor, je možné provozovat reaktor s přirozeným uranem místo obohaceného uranu. Přírodní uran má stejné složení, jako když byl vytěžen (0,7% U-235, více než 99,2% U-238), obohacený uran má podíl štěpného izotopu (U-235) zvýšený procesem zvaným obohacení, běžně na 3,5-5,0%. V tomto případě může být moderátorem i obyčejná voda a tyto reaktory jsou souhrnně označovány jako lehkovodní reaktory. Vzhledem k tomu, že lehká voda neutrony nejen zpomaluje, ale část i absorbuje, je méně účinná jako moderátor než těžká voda nebo grafit. Během provozu, se některé z jader U-238 změní na plutonium Pu-239 a to následně poskytuje asi jednu třetinu energie z paliva.

Ve většině reaktorů je palivo keramický oxid uranu (UO_2 s teplotou tání $2800\text{ }^\circ\text{C}$) a většina paliva je obohacena. Palivové pelety (mají průměr obvykle asi 1 cm a jsou 1,5 cm dlouhé), jsou obvykle uspořádány v dlouhé trubici ze slitiny zirkonia Zircaloy). Palivové tyče ze zirkonia jsou

pevné, odolné proti korozi a nepohlcují neutrony. Více tyčí tvoří palivový článek/soubor, který je tvořen otevřenou mřížkou a lze ho zavést do a ven z aktivní zóny reaktoru. U nejčastějších reaktorů je asi 3,5 až 4 metry dlouhý.

Tlakovodní reaktor – Pressurised water reactor (PWR)

Jedná se o nejběžnější typ, s více než 230 reaktory pro výrobu elektrické energie v provozu a několika stovkami dalšími pro lodní pohony. Konstrukce PWR pochází z jaderných ponorek. Tlakovodní reaktory používají obyčejnou vodu jako chladivo i moderátor. Konstrukce se vyznačuje tím, že má primární chladicí okruh, jehož chladivo proudí přes jádro reaktoru za velmi vysokého tlaku, a sekundární okruh, ve kterém se vyrábí pára pro pohon turbíny.



Obr. 8 Schéma primárního okruhu reaktoru PWR [43]

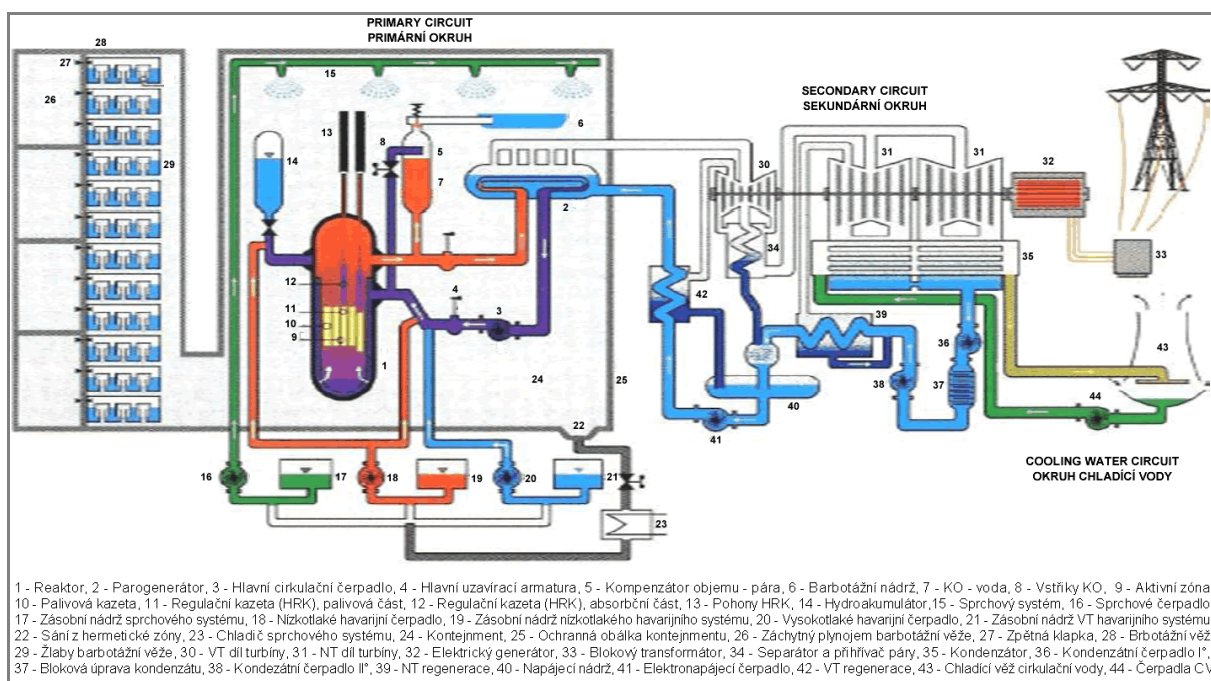
PWR má palivové soubory/kazety o 200-300 palivových tyčích, uspořádané vertikálně v aktivní zóně reaktoru, a velký reaktor může mít asi 150 až 250 palivových kazet s 80-100 tunami uranu.

Voda v aktivní zóně reaktoru dosahuje až 325 °C, a tedy musí být udržovaná za tlaku až 15 MPa, aby se zabránilo varu. Tlak se udržuje parou o vyšší teplotě v kompenzátoru objemu (pressurizer). V primárním chladicím okruhu je voda také moderátor. Pokud by se část vody odpařila na páru, způsobilo by to automaticky zpomalení štěpné reakce. Tento negativní efekt zpětné vazby je jeden z bezpečnostních prvků tohoto typu reaktoru. Sekundární odstavení reaktoru je zajištěno přidáním boru do primárního okruhu. Sekundární okruh je pod menším tlakem a voda se zde odpařuje ve výměnících tepla, které jsou nazývány parogenerátory. Pára pohání turbínu na

výrobu elektrické energie, a poté se po zkondenzování vrací zpět do parogenerátoru do styku s primárním okruhem.

Tlakovodní reaktor ruského/sovětského designu (VVER)

V Rusku (dříve v Sovětském Svazu) byly vyprojektovány tlakovodní reaktory známé jako reaktory typu VVER – vodou moderovaný a chlazený reaktor. Tyto reaktory jsou z hlediska fyzikálního principu výroby tepla a elektrické energie totožné z dříve zmíněnými reaktory PWR. Z hlediska konstrukčního a tím i z hlediska potencionálních degradačních mechanismů a dopadu stárnutí se však částečně liší. Jde zejména o horizontální parogenerátory oproti vertikálním parogenerátorům u reaktoru PWR, rozdílné materiály použité pro hlavní komponenty primárního okruhu (austenitické oceli stabilizované titanem, nízkolegované i uhlíkaté oceli), obvykle větší množství chladiva primárního okruhu a tím lepší odstínění tlakové nádoby reaktoru, rozdílná konstrukce železobetonového kontejnmentu, jiné materiály izolace bezpečnostních kabelů atd.

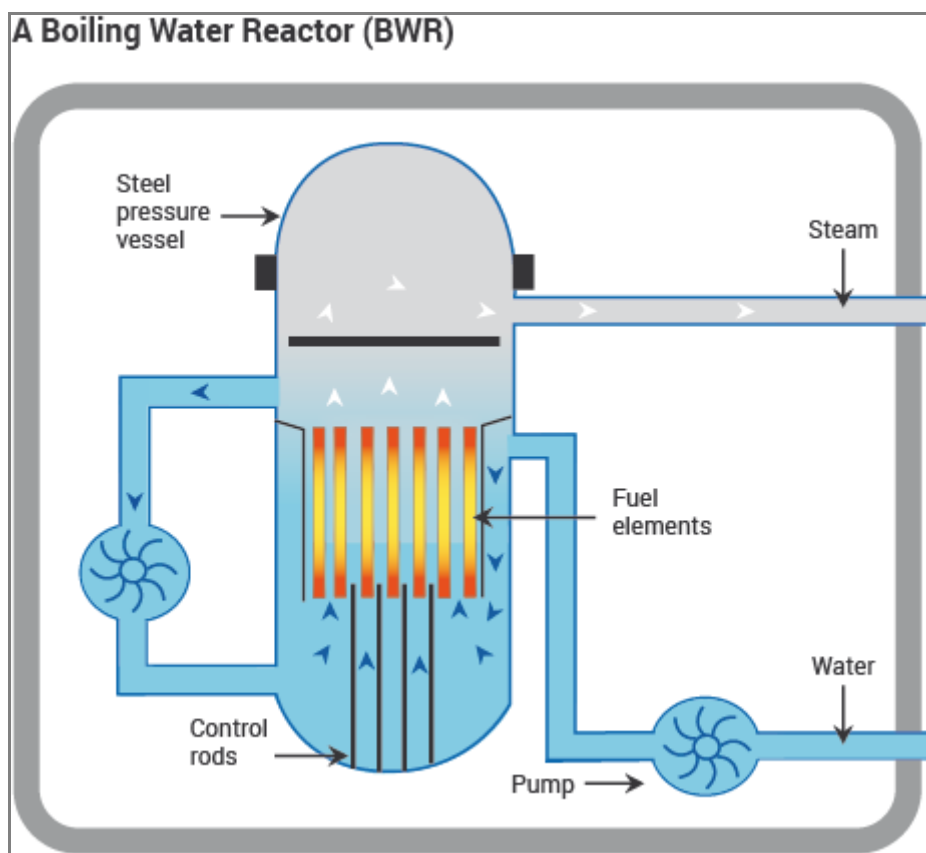


Obř. 9 Schéma primárního okruhu reaktoru VVER 440/213 [44]

Varný reaktor – Boiling water reactor (BWR)

Tato konstrukce má mnoho podobností s PWR, kromě toho, že je zde pouze jeden okruh, ve kterém je voda při tlaku cca 7,5 MPa odpařuje se v jádru při teplotě asi 285 °C. Reaktor je navržen k provozu s 12-15 % vody v horní části jádra ve formě páry, a tedy s menším moderujícím účinkem a tím i účinností v této části. BWR bloky mohou pracovat v režimu s proměnným výkonem dle požadavků spotřeby snadněji než PWR. Pára prochází sušicími deskami (separátory páry) nad jádrem a pak přímo do turbíny, která je tak část primárního (aktivního) okruhu elektrárny. Protože voda kolem jádra reaktoru je vždy kontaminována stopami radionuklidů, znamená to, že turbína musí být chráněna a během údržby musí být k dispozici radiologická

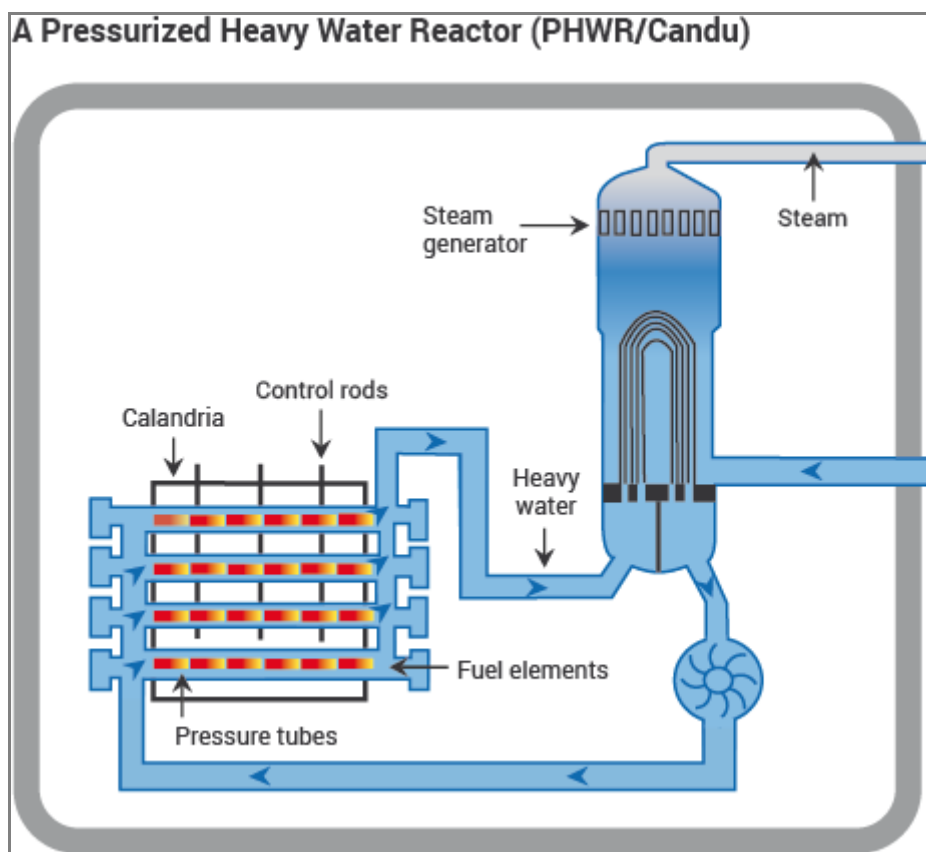
ochrana. Náklady na tuto radiologickou ochranu jsou vyrovnány úsporami jednodušší konstrukcí. Většina radioaktivity ve vodě je velmi krátkodobá, takže se turbína může demontovat brzy poté, co je reaktor odstaven.



Obr. 10 Schéma primárního okruhu reaktoru BWR [43]

Tlakovodní reaktor moderovaný těžkou vodou – Pressurised heavy water reactor (PHWR)

Konstrukce PHWR reaktoru byla vyvíjena od roku 1950 v Kanadě jako CANDU, a od 1980 také v Indii. PHWR obecně používají oxid přírodního uranu (0,7 % U-235) jako paliva, a tudíž potřebují účinnější moderátor, v tomto případě těžkou vodu (D_2O). Moderátor je ve velkém tanku nazývaném kalandria, protéká několika stovkami horizontálních tlakových trubek, které tvoří kanály pro palivo, které je ochlazováno proudem těžké vody pod vysokým tlakem v primárním chladicím okruhu, dosahujícím 290 °C. Stejně jako v PWR, primární chladicí kapalina vytváří páru v sekundárním obvodu pro pohon turbíny. Desing s použitím tlakových trubek znamená, že se palivo v reaktoru může vyměňovat postupně bez odstavení, izolací jednotlivých tlakových trubek z chladicího okruhu. Tento design je také méně nákladný než provedení s velkou tlakovou nádobou, ale trubky se neukázaly být dostatečně trvanlivé.



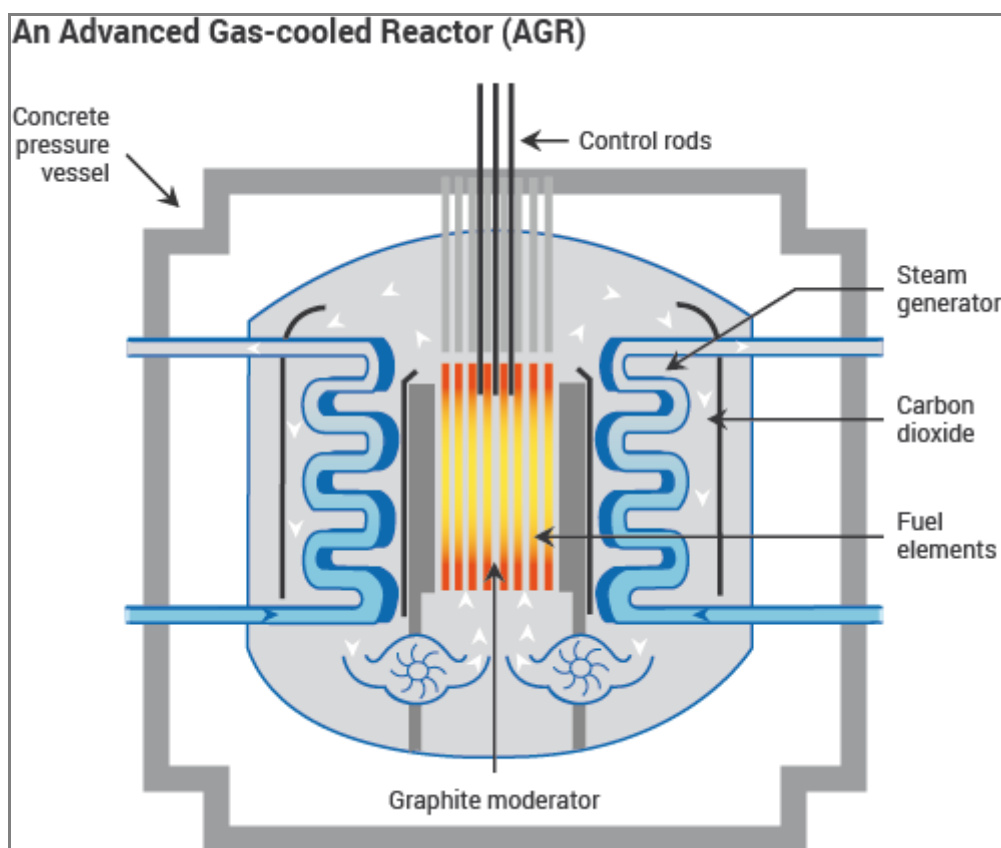
Obr. 11 Schéma primárního okruhu reaktoru PHWR/CANDU [43]

Soubor CANDU paliva sestává ze svazku 37 půl metru dlouhých palivových tyčí (keramické palivové pelety v Zircaloy trubiciích) plus nosné konstrukce, s 12 svazky, ležícími od začátku až do konce v kanálu paliva. Regulační tyče pronikají do kalandrie ve svislém směru, a sekundární odstavení systému se provádí přidáním gadolinia do moderátoru. Moderátor těžká voda, která prochází tělem nádoby kalandria, také odvádí určité množství tepla (tento obvod není zobrazen na obrázku výše). Novější PHWR designy, jako Advanced reaktor CANDU (ACR) používají lehkou vodu pro chlazení a mírně obohacené palivo.

CANDU reaktory mohou používat celou řadu paliv. Mohou být provozovány s recyklovaným uranem z přepracování paliva použitého v PWR nebo BWR reaktorech nebo se směsí těchto materiálů a ochuzeného uranu, který zbyl z obohacovacích závodů. Zhruba 4000 MWe z PWR reaktoru pak může zásobovat palivem 1000 MW kapacity CANDU reaktoru s přidavkem ochuzeného uranu. Thorium může být také použito v palivu.

Pokročilé plynem chlazené reaktory – Advanced gas-cooled reactor (AGR)

Jedná se o druhou generaci britských plynem chlazených reaktorů, s použitím grafitového moderátoru a oxidu uhličitého jako primárního chladicího média. Palivo jsou pelety oxidu uranu, obohaceného na 2.5-3.5 % v nerezových trubkách. Oxid uhličitý cirkuluje skrz aktivní zónu, ohřívá se na 650 °C a pak předává teplo přes trubky parogenerátoru mimo primární okruh, ale stále uvnitř železobetonové tlakové nádoby (tedy "integrální" design). Regulační tyče pronikají moderátorem a sekundární odstavení systému probíhá vstřikováním dusíku do chladicí kapaliny.



Obr. 12 Schéma primárního okruhu reaktoru AGR [43]

AGR byl vyvinut z reaktoru Magnox, také grafitem moderovaného a CO₂ chlazeného reaktoru (jeden z nich byl v provozu ve Velké Británii až do konce roku 2014). Používají jako paliva přírodní uran ve formě kovu. Sekundární chladivo je voda.

Lehkovodní grafitem moderované reaktory – Light water graphite-moderated reactor (RBMK)

Jedná se o sovětské konstrukce, vyvinuté z reaktorů produkujících plutonium. Využívají dlouhé (7 m) vertikální tlakové trubky procházející moderátorem z grafitu. Je chlazen vodou, která vře v aktivní zóně při 290 °C, stejně jako v BWR. Palivo je oxid nízko obohaceného uranu uspořádaný do palivových souborů 3,5 metru dlouhých. Moderované jsou z velké části díky pevnému grafitu. Zvyšující se odpar snižuje chlazení a neutronovou absorpci, aniž by došlo ke ztlumení štěpné reakce a pozitivní zpětná vazba může způsobit nekontrolovanou štěpnou reakci (viz havárie v Černobylu). Toto je i důvod, proč tyto reaktory nikdy nebyly postaveny mimo území Sovětského svazu a jsou v útlumu.

Reaktory s rychlými neutrony – Fast neutron reactors (FNR)

Některé reaktory (pouze tři jsou v současnosti v komerčním provozu) nemají moderátor a využívají rychlé neutrony, generují energii z plutonia a lépe využívají energii z izotopu U-238. Mohou získat více než 60krát tolik energie z uranu ve srovnání s běžnými reaktory, ale jsou dražší investičně. Další vývoj je u nich pravděpodobný v příštím desetiletí a očekává se jejich budování v

dalších dvou desetiletích. Pokud jsou nakonfigurovány k produkci většího množství štěpného materiálu (plutonia), než samy spotřebují, nazývají se rychlé množivé reaktory – fast breeder reactors (FBR).

Plovoucí jaderné reaktory

Mimo více než 200 jaderných reaktorů pohánějících různé druhy lodí, Rosatom v Rusku zřídil dceřinou společnost na dodávku plovoucích jaderných elektráren o velikosti od 70 do 600 MWe. Ty budou namontovány v párech na velkých nákladních lodích, které budou trvale kotvit tam, kde je potřeba zdroj energie, případně odsolování vody pro potřeby na pobřeží nebo na vytápění objektů. První taková loď má dva 40 MWe reaktory navržené na základě atomových ledoborců a bude pracovat na vzdáleném místě na Sibiři. Náklady na elektřinu se očekávají mnohem nižší, než ze současných alternativ.

Ruský KLT-40S reaktor je osvědčený reaktor z ledoborců a nyní se navrhuje pro širší použití v odsolování a na lodích pro napájení izolovaných oblastí. Jednotka 150 MWt produkuje 35 MWe a až 35 MW tepla pro odsolování mořské vody nebo dálkové vytápění. Tyto reaktory jsou navrženy pro 3-4 roky provozu mezi výměnou paliva a předpokládá se, že budou pracovat ve dvojicích, aby umožnily potřebné odstávky, se schopností výměny paliva přímo na palubě a skladováním použitého paliva na palubě. Na konci pracovního cyklu 12 let se celý blok přepraví do centrálního zařízení na dvouletou generální opravu a odstranění použitého paliva, a vrátí se zpět do provozu. Dvě jednotky budou namontovány na 21.000 tunové plavidlo. Ruský sériově vyrobený plovoucí reaktor je VBER-150, 350 MW tepelných, 110 MWe. Větší VBER-300 PWR je 325 MWe na jednotku a původně byl plánován ve dvojicích jako plovoucí JE, přemísťovaný 49.000 tunovým plavidlem. Jako kogenerační zařízení jsou dimenzovány reaktory na 200 MWe a 1900 GJ/hod.

Pokročilé reaktory

Rozlišujeme běžně několik generací reaktorů. Reaktory generace I byly vyvinuty v padesátých a šedesátých letech a jsou již všechny odstaveny. Většinou používaly přírodního uranu jako paliva a grafit jako moderátor. Reaktory generace II jsou typické reaktory, které jsou v současnosti v provozu. Obvykle používají jako paliva obohaceného uranu a jsou většinou chlazené a moderované vodou. Generace III jsou pokročilé reaktory, které se vyvinuly z nich, několik málo prvních z nich je v provozu v Japonsku a další jsou ve výstavbě a připravené k možné objednávce. Vznikly vývojem z druhé generace se zvýšenou bezpečností. Neexistuje žádný jasný rozdíl mezi generací II a generací III. Vzory čtvrté generace jsou ještě na rýsovacím prkně a nebudou fungovat dříve než v roce 2025. Budou mít uzavřený palivový cyklus a budou spalovat izotopy s dlouhým poločasem rozpadu nyní tvořící součást vyhořelého paliva, takže štěpné produkty budou jediným vysoce radioaktivním odpadem. Ze sedmi návrhů v rámci vývoje, 4 nebo 5 jsou reaktory s rychlými neutrony. Čtyři budou používat fluorid nebo tekutý kov jako chladivo, a proto budou pracovat při nízkém tlaku. Dva budou chlazeny plynem. Většina poběží na mnohem vyšší teplotě než dnešní vodou chlazené reaktory.

Více než tucet (generace III) pokročilých konstrukcí reaktorů je v různých fázích vývoje. Někteří jsou evoluční typy od PWR, BWR a CANDU popsané dříve, některé jsou více radikální návrhy. Patří mezi ně i pokročilý varný reaktor s několika bloky v provozu a dalšími ve výstavbě. Nejznámější radikální design má palivo jako velké kuličky a používá helium jako chladivo při velmi vysoké teplotě.

Doba provozu jaderných reaktorů

Většina dnešních jaderných elektráren byla původně určena pro 30ti nebo 40tiletou dobu provozu. Nicméně, s velkými investicemi do SKK se může jejich doba provozu prodloužit. V některých zemích existují programy pro prodloužení doby provozu – LTO. V USA se u většiny z více než sto reaktorů očekává, že získají prodloužení licence z 40 do 60 let. To ospravedlňuje významné kapitálové výdaje do modernizace systémů a komponent, včetně budov, což také následně často vede ke zvýšení výkonu a tím i zisku. Některá zařízení se opotřebovávají, korodují nebo degradují na nízkou úroveň účinnosti. Ty je třeba vyměnit. Parogenerátory jsou nejvýznamnější a nejnákladnější z nich a mnohé z nich již byly nahrazeny po cca 30 letech provozu, přičemž ostatní významné komponenty primárního okruhu elektráren celkem bezproblému spolehlivě vydrží 60 let provozu. Záměna zařízení je v podstatě ekonomické rozhodnutí. Menší komponenty je jednodušší vyměnit, jakmile zestárnou. V CANDU reaktorech, jsou tlakové trubky vyměňovány asi po 30 až 38 letech provozu.

Druhým problémem je, že problém zastarávání zařízení (anglicky obsolescence). Například starší reaktory mají analogové přístroje a kontrolní systémy, které je už velice těžké udržovat provozuschopné z hlediska zajištění náhradních dílů a údržby.

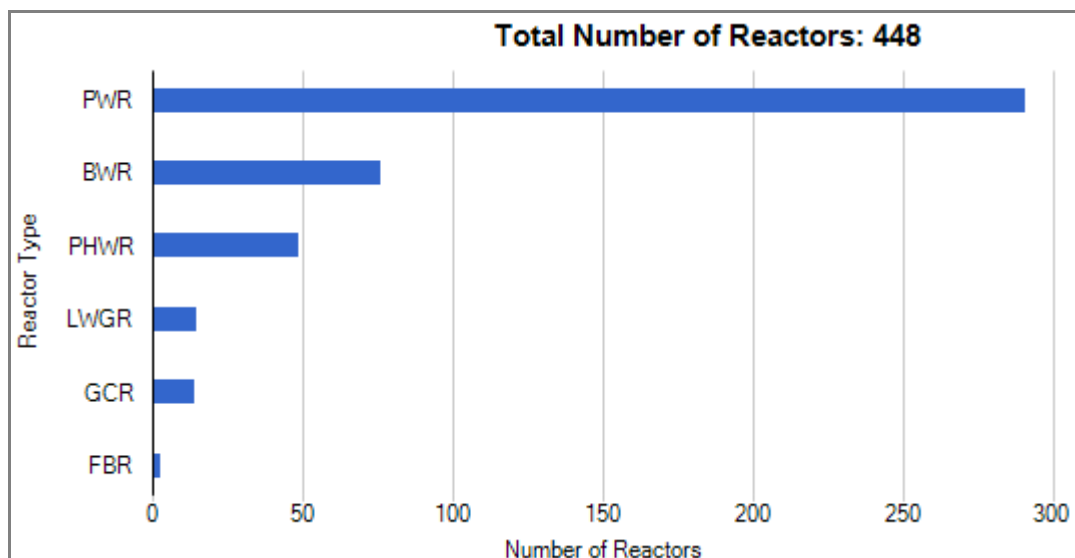
Za třetí, vlastnosti materiálů mohou degradovat s věkem, a to zejména vlivem tepla a neutronového záření. Pokud se zváží všechny tyto aspekty, jsou nutné provést investice pro zachování spolehlivosti a bezpečnosti. Pravidelné kontroly bezpečnosti (anglicky periodic safety review) jsou prováděny běžně každých deset let provozu s cílem prověřit, že je elektrárna v souladu s mezinárodními bezpečnostními úmluvami a zásadami a že bezpečnostní rezervy zůstávají zachovány.

Další důležitou otázkou je řízení znalostí (anglicky knowledge management) v celém životním cyklu od návrhu přes výstavbu a provoz, po vyřazení z provozu reaktorů a dalších zařízení. To může pokrývat zhruba jedno století a může se týkat i několika zemí a posloupnosti různých společností. Během životního cyklu elektrárny se vystřídá několik generací inženýrů. Údaje musí být přenositelné přes několik generací softwaru a hardwaru a musí se sdílet s ostatními provozovateli podobných elektráren. Významné změny designu mohou být provedeny během života elektrárny a tak původní dokumentace nemusí být dostatečná. Ztráta znalosti původního designu může mít dalekosáhlé důsledky. Řízení znalostí je často sdílená odpovědnost a je nezbytná pro efektivní rozhodování a dosažení bezpečnosti a ekonomičnosti elektráren.

Schopnost regulace výkonu

JE jsou většinou využívány pro generování základního výkonu, běží a dodávají elektřinu nepřetržitě. To je proto, že jejich výkon nemůže být snadno regulován na denní a týdenní bázi a v tomto ohledu jsou podobné jako většina uhelných elektráren. Je také neekonomické je provozovat na méně než plný výkon, protože jsou drahé investičně, ale relativně levné provozně. Nicméně, v některých situacích je nutné měnit výkon v souladu s denním a týdenním zatěžovacím cyklem v pravidelných intervalech, například ve Francii, kde je velmi vysoký podíl jaderné energie na celkovém výkonu.

BWR mohou regulovat výkon reaktoru poměrně snadno bez nerovnoměrného vypalování paliva změnou průtoku chladicí kapaliny. Regulace výkonu není tak snadná pro PWR, což se řeší různými způsoby, např. ve Francii se od roku 1981 používají tzv. "šedé" regulační tyče. Schopnost PWR běžet na méně než plný výkon po většinu času závisí na tom, zda je v rané fázi svého 18-24 měsíčního palivového cyklu nebo v jeho pozdní fázi a zda je aktivní zóna navržena se speciálními regulačními tyčemi, které snižují úroveň výkonu rovnoměrně po celé výšce aktivní zóny. Tak, ačkoliv schopnost u jednotlivých PWR reaktoru běžet delší dobu s nízkým výkonem ke konci kampaně výrazně klesá, existuje značný prostor pro provoz flotily reaktorů v režimu sledujícím aktuální spotřebu. Požadavky EU, European Utility Requirements (EUR), od roku 2001 specifikují, že nové konstrukce reaktoru musí být schopny regulovat výkon mezi 50 a 100 % kapacity dle požadavků sítě. Také reaktory s rychlými reaktory v budoucích letech přinesou významný benefit pro regulaci výkonu. [45]



Obr. 13 Jaderné energetické reaktory v komerčním provozu dle typu reaktoru (zdroj: www.iaea.org/pris) - stav září 2017

Z hlediska této práce budou dále diskutovány hlavně tlakovodní reaktory (PWR), včetně tlakovodních reaktorů sovětského/ruského designu (VVER) a dále pouze některé hlavní typy reaktorů varné reaktory (BWR) a tlakovodní reaktory moderované těžkou vodou (PHWR) včetně kanadského designu (CANDU). Tyto reaktory představují 416 ze současně provozovaných 448 reaktorů (stav v září 2017, zdroj: www.iaea.org/pris). Jejich design také představuje základ pro většinu moderních reaktorů projektovaných v současnosti v generaci III.

Pokročilé plynem chlazené reaktory (AGR) jsou v současnosti v provozu pouze ve Velké Británii (14 reaktorů) a neuvažuje se o významném prodlužování jejich provozu z důvodu ekonomických i bezpečnostních. Lehkovodní grafitem moderované reaktory (RBMK) jsou po havárii v Černobyli v útlumu a v současnosti jsou v provozu pouze v Rusku (15 reaktorů). Reaktory s rychlými neutrony jsou v provozu pouze 3 a jsou relativně v počátku svého životního cyklu. Plovoucí reaktory nebudou v této práci dále diskutovány z hlediska významné rozdílnosti konstrukce, údržby, velikosti a tím i technických omezení životnosti.

6.2 HISTORIE ZÁVAŽNÝCH PORUCH A PROVOZNÍCH ZKUŠENOSTÍ ELEKTRÁREN S REAKTORY TYPU PWR/VVERTORY Z HLEDISKA STÁRNUTÍ ZAŘÍZENÍ

6.2.1 Zdroje informací o poruchách a provozních zkušenostech z hlediska stárnutí zařízení

Mezi významné zdroje událostí a poruch spojených se stárnutím zařízení JE patří zejména společná databáze IAEA/OECD-NEA International Reporting system for Operating Experience (IRS). Dále jsou významné i některé národní databáze událostí. Francouzská databáze IRSN s názvem SAPIDE obsahuje události z francouzských JE od roku 1973, německá databáze GRS a databáze US Licensee Event Reports (LER). US Licensee Event Reports (LER) jsou součástí databáze IRS. Každá databáze má vlastní kritéria vykazování, strukturu a vyhledávací nástroje. Primárním účelem databází IRS a US NRC je hlásit významné události z hlediska bezpečnosti na základě daných kritérií hlášení. Výběr událostí souvisejících se stárnutím může být proveden pomocí konkrétního vyhledávacího slova.

Celá řada studií a analýz byla zpracovaná s využitím těchto i jiných dat. Mezi významné pro téma této práce patří 'Highlights from Incident Reporting System (IRS) [46]. Tyto zprávy vydává IAEA již od roku 1996 vždy zhruba jednou za dva roky. Zprávy shrnují nejvýznamnější události z jaderných elektráren celého světa a třídí je dle typu. Lze zde najít události významné z hlediska stárnutí, pro významné komponenty a stavební části jako kontejnment, diesel generator, mechanické komponenty apod. Mezinárodní systém hlášení incidentů (IRS), který společně provozuje IAEA a Agentura pro jadernou energii (NEA), sestavuje a analyzuje informace o událostech v JE a podporuje systematický přístup ke zpětné vazbě získaných zkušeností z provozní zkušenosti.

IAEA vydala „IRS Topical Study“, z nichž významná je „Analysis of Cracking and Corrosion Issues in the Reactor Coolant System“ [47]. Řízení bezpečnostních aspektů stárnutí zařízení JE vyžaduje zavedení účinných programů pro včasné odhalování a zmírňování stárnutí SKK souvisejících s bezpečností, aby byla zajištěna jejich integrita a funkční způsobilost po dobu jejich celého provozu. Tato zpráva je studií, která hodnotí vliv degradace materiálů na poruchy pasivních zařízení spojených s primárními systémy JE. Práce na této tematické studii se široce zaměřovaly na údaje o IRS, kde praskání a koroze vedly k trhlinám, únikům, lomům, prasknutím a selhání svaru. Předběžná analýza ukázala, že ze záznamu v databázi IRS téměř třetina zahrnovala problémy s praskáním a korozí. Tato studie také ukázala, že provozní události ovlivnily primární

systemy JE více než 4x častěji oproti jiným systémům JE. Na základě výsledků těchto prvotních studií se tato tematická studie zaměřuje na problémy s prasklinami a korozi, které vedou k selhání a degradaci funkce chlazení reaktoru. Zdroj informací pochází především ze záznamů v databázi IRS, ale byly také přidány některé veřejné záznamy ze zkušeností z USA. Zpráva se zaměřuje na degrační mechanismy nebo poruchy, kořenové příčiny a ponaučení z provozních zkušeností.

Mezi další významné analytické studie patří práce European Commission Joint Research Centre (EU JRC) jako Topical Study „Ageing Related Events“ [48], „Events related to Leaks and Cracks of the Reactor Coolant Pressure Boundary“ [49] a „Events Related to Maintenance at Nuclear Power Plants“ [50].

Tematická studie „Ageing Related Events“ [48] byla zaměřena na analýzu provozní zkušenosti JE za období 1990 až 2009 a identifikaci událostí, které zahrnovaly poruchy SKK v důsledku zhoršení fyzického stárnutí. Vybrané události byly dále analyzovány s cílem identifikovat postižené SKK a související degrační mechanismy, diskutovat o významnosti rizika a shrnout důležité poznatky. Mechanismy fyzického stárnutí SKK, jako je opotřebení, trhliny, únava, koroze, oxidace, ztráta pevnosti materiálu, ztráta izolačního odporu, ztráta elasticity (nebo jiný potenciálně významný mechanismus stárnutí) jsou hlavním cílem této studie.

Tematická „Events related to Leaks and Cracks of the Reactor Coolant Pressure Boundary“ [49] shrnuje analýzu událostí souvisejících s úniky a prasklinami uvedených v databázích IRS a LER. K určení získaných poznatků a doporučení byly události klasifikovány a analyzovány podle skupiny komponent ovlivněných únikem a prasklinami, jako jsou: tlakové nádoby reaktoru a tlakové nádoby, parní generátory, hlavní čerpadla primárního okruhu, potrubí, pojišťovací ventily, ventily a příruby. Studie celkově ukázala, že koroze je hlavní příčinou analyzovaných událostí. Ve většině případů bylo zjištěno, že koroze byla vyvolána chemickými reakcemi mezi materiály v kontaktu v přítomnosti katalyzátoru. Dalšími hlavními příčinami událostí byly výrobní vady a únava (mechanická i tepelná). Chyby při údržbě a vadné činnosti se společně podílejí na příčinách událostí přibližně 20 % (závady údržby jsou vyššími přispěvateli). Analýza také potvrdila, že ve většině případů byla postižená část komponentu základní kov, následovaná svary a těsněními. Jako základní materiál bylo zjištěno, že slitina 600 (obsahující chrom a nikl) společně s austenitickou nerezovou ocelí (která může být stabilizována titanem nebo niobem) jsou materiály náchylné ke koroznímu praskání pod napětím (SCC) (např. Slitina 600 v přítomnosti média s obsahem chloru a kyslíku) nebo trans krystalickému koroznímu praskání pod napětím (TGSCC) (např. nerezová ocel v přítomnosti chloridů).

OECD/NEA zavedla program „Component Operational Experience, Degradation & Ageing Programme“ (CODAP), který podporuje mnohostrannou spolupráci při sběru a analýze dat týkajících se degradace a poruchy kovových potrubí a nepotrubních kovových pasivních komponent v komerčních JE. Rozsah shromažďovaných údajů zahrnuje zeslabování stěn vyvolané provozem, praskliny přes část stěny, praskliny přes stěnu s únikem aktivního média nebo bez něj a příklady významné degradace kovových pasivních součástí, včetně integrity potrubí na tlakové hranici primárního okruhu. Zprávy z databáze událostí CODAP a znalostní báze CODAP jako taková slouží jako zdroj informací pro budoucí hloubkové studie vybraných degračních mechanismů. První tematická zpráva se věnuje tokem zrychlené korozi (FAC) potrubí z uhlíkové oceli a nízkolegované oceli. FAC způsobuje náhlé roztržení v systémech s vysoko a středně

energetickým potrubím, což má za následek přechodové poruchové stavy JE i vliv na bezpečnostní a nebezpečnostní zařízení unikající párou a vodou (prostorové účinky). FAC také představuje nebezpečí pro bezpečnost při práci. Všechny typy reaktorů zaznamenaly v potrubních systémech nějaký typ událostí souvisejících s FAC. V důsledku toho byly implementovány programy řízeného stárnutí FAC pro monitorování a zmírnění ztenčování stěn potrubí.

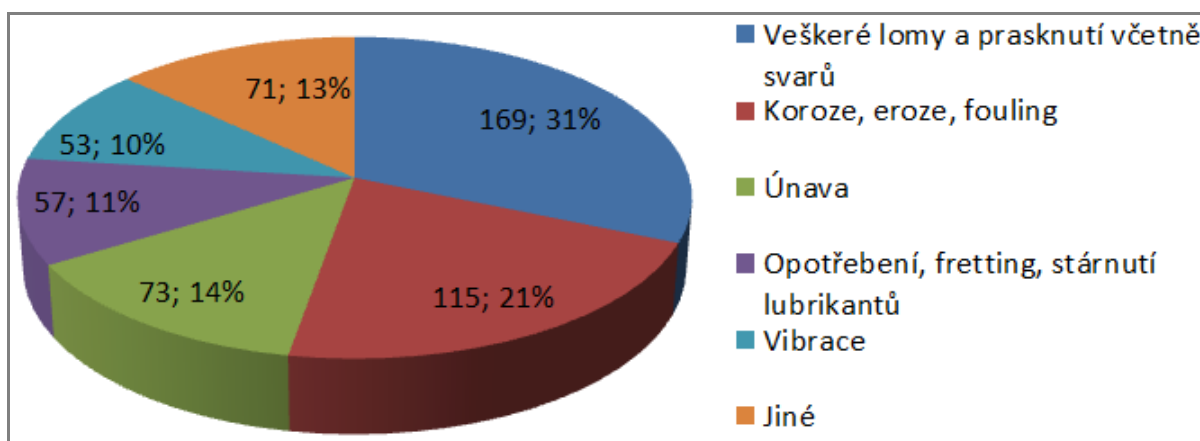
Tematická zpráva CODAP o „FAC of Carbon Steel and Low Alloy Steel Piping“ [51] obsahuje základ pro environmentální a provozní faktory ovlivňující citlivost na FAC a vyhodnocuje údaje z provozních zkušeností. Součástí zprávy jsou také popisy národních přístupů k programy řízeného stárnutí FAC a přehled dalších informací shromážděných ve znalostní bázi CODAP.

6.2.2 Nejvýznamnější příčiny způsobující poruchy zařízení

Pro účely této kapitoly byly použity z databáze IAEA IRS, která obsahuje také U.S. Licensee Event Reports (LERs). Pro větší statistickou věrohodnost byly vybrány **všechny události pro všechny komponenty na elektrárnách typu PWR (včetně elektráren typu VVER) v letech 1990 až 2015). Jedná se celkem o 709 událostí.** Dále byla provedena analýza příčin těchto událostí. U 538 z těchto událostí byly identifikovány mechanické příčiny a u 208 elektrické příčiny (u některých je příčina kombinace mechanických a elektrických příčin). U 18 událostí nebyli jednoznačně určeny příčiny. Dále se budeme zabývat zvláště mechanickými a elektrickými příčinami poruch se zaměřením na nejvýznamnější degradační mechanismy způsobující poruchy zařízení.

Mechanické příčiny

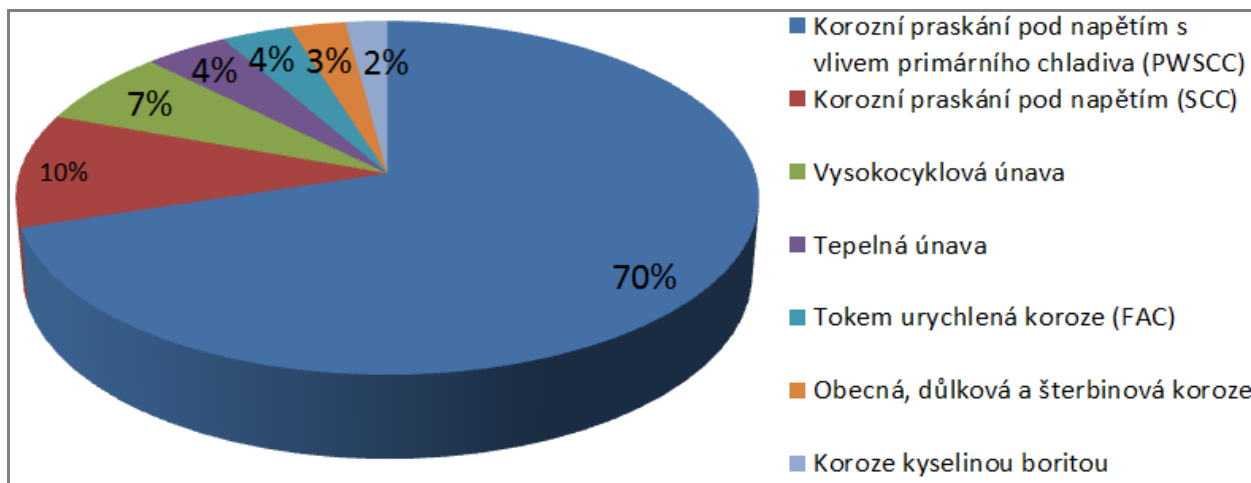
Obr. 14 poskytuje přehled a poměr příčin událostí způsobených mechanickou příčinou. Jedná se o poruchy pasivních i aktivních komponent. Mezi „jiné“ mechanické příčiny patří např. úniky, vnik cizího materiálu, ucpání, mechanické přetížení, deformace, posunutí, falešný pohyb nebo uvolněné části.



Obr. 14 Poměr příčin událostí způsobených mechanickou příčinou hlášených v IRS a LER

Pokud z dané množiny událostí s mechanickými příčinami vybereme ty, kde byl příčinou známý degradační mechanismus strojního zařízení JE, dojdeme analýzou těchto poruch

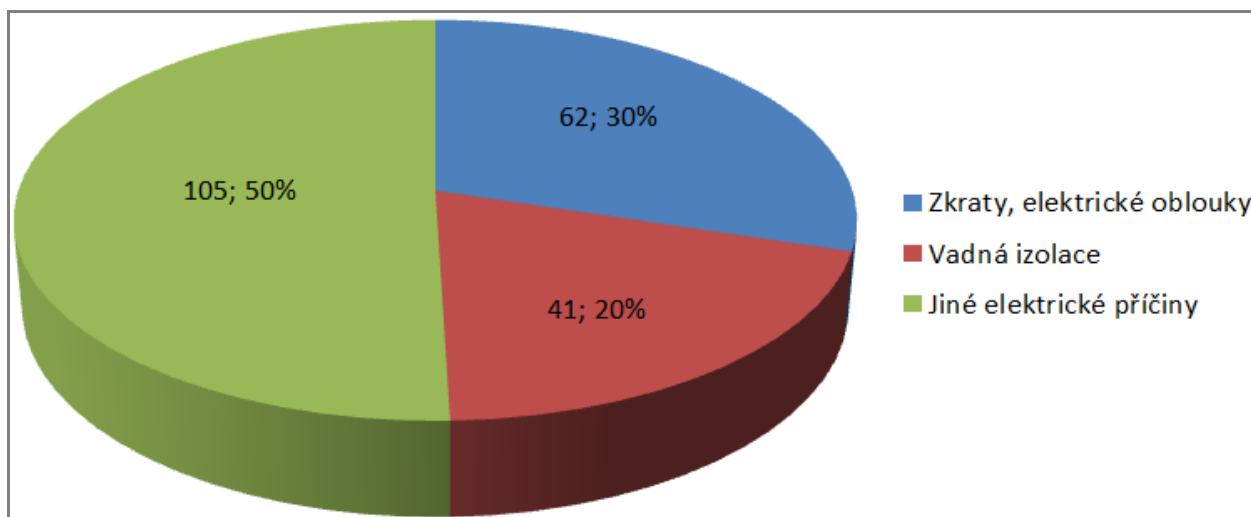
k následným výsledkům podílům jednotlivých degradačních mechanismů na celkovém počtu poruch způsobených degradačními mechanismy strojního zařízení JE – obr. 15. Následující graf ukazuje, že nejčastějším degradačním mechanismem způsobujícím poruchy z mechanických příčin je korozní praskání pod napětím s vlivem primární vody (PWSCC - primary water stress corrosion cracking), následovaný korozním praskáním pod napětím (SCC) a různými druhy únavy. PWSCC je dominantním mechanismem selhání a jeho výskyt pokračuje.



Obr. 15 Poměr degradačních mechanismů na událostech způsobených degradačními mechanismy strojního zařízení hlášených v IRS a LER

Elektrické příčiny

Obr. 16 poskytuje přehled příčin poruch způsobených elektrickou příčinou. Jedná se také o poruchy pasivních i aktivních komponent. Jako zajímavé pro tuto práci byly vybrány příčiny související s materiálovou degradací elektrických a SKŘ komponent. Mezi „jiné“ elektrické příčiny patří např. přehřátí, přepětí, špatný kontakt, zemní spojení, podpětí.



Obr. 16 Poměr příčin událostí způsobených elektrickou příčinou hlášených v IRS a LER

6.2.3 Analýza událostí spojených se stárnutím SKK pro jednotlivé profesní skupiny zařízení

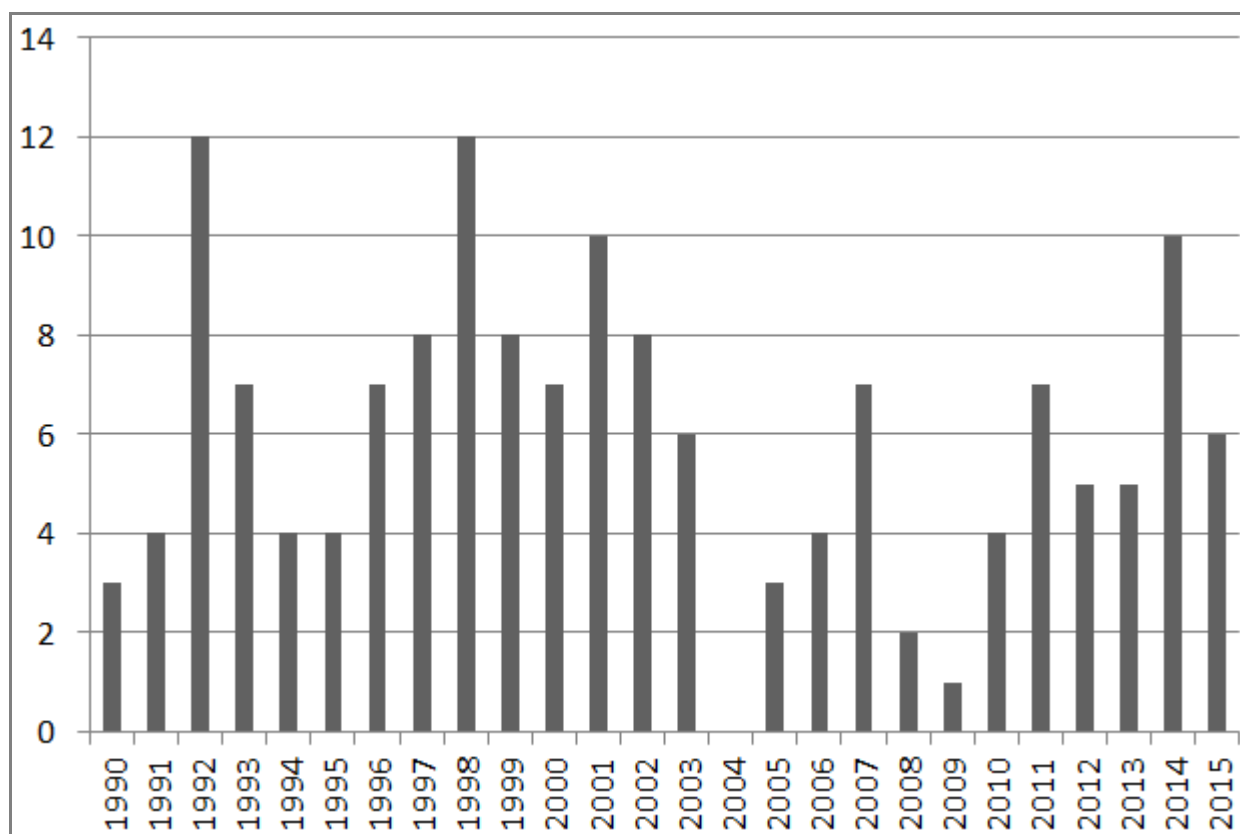
Události související se stárnutím SKK a jejich souvisejícími dopady stárnutí a degradačními mechanismy byly identifikovány prostřednictvím vyhledávání z databází provozních zkušeností IRS a US LER a dalších zdrojů zmíněných v kapitole 6.2.1 za posledních 26 let (tj. 1990-2015). Zpočátku bylo v prvním screeningu zjištěno několik set hlášení událostí, a nakonec bylo vybráno **154 zpráv o událostech pro podrobnou analýzu**. Toto číslo se zdá být velmi malé a nemusí být plně reprezentativní. Musíme předpokládat, že nebyly identifikovány všechny události související se stárnutím SKK (vyhledávání podle klíčových slov nemusí vždy vést k plnému výsledku). Důvody související se stárnutím SKK být implicitně skryty v popisu události. Nicméně nebylo možné přechíst všechny hlášené události pro provedení podrobnější analýzy.

Byly vytvořeny seznamy událostí souvisejících se stárnutím SKK. Každá událost související se stárnutím SKK obsažená v seznamu byla analyzována. Výsledky analýzy byly shrnuty pro každou skupinu komponent, u které se zdá, že dopady stárnutí jsou přímou příčinou poruchy. Jsou popsány nejčastější degradační mechanismy/ dopady stárnutí pro každou specifickou komponentu/komoditní skupinu, jejich význam pro riziko a důsledky pro spolehlivost/funkčnost zařízení. Tato analýza ukazuje, že události související se stárnutím SKK se v mnoha případech týkaly zařízení důležitých pro bezpečnost, ohrožily plnění bezpečnostních funkcí SKK, což vedlo k následným poruchovým stavům jako je výpadek reaktoru nebo aktivace bezpečnostních systémů. Hodnocení provozních zkušeností souvisejících se stárnutím SKK se zjistilo několik důležitých nálezů a důležitých poznatků. Kdykoliv to bylo možné, byly učiněny doporučení ohledně řešení problémů souvisejících s degradačními mechanismy pro konkrétní SKK nebo komoditní skupinu.

Aby byl zajištěn konzistentní přístup k identifikaci událostí souvisejících se stárnutím SKK, byla použita terminologie IAEA pro „stárnutí“ následujícím způsobem:

- Fyzické stárnutí, které má za následek degradaci SKK, tj. postupné zhoršování jejich fyzikálních vlastností;
- Řízení stárnutí je definováno jako inženýrské, provozní a údržbové akce pro kontrolu v rámci přijatelných limitů stárnutí degradace a opotřebení SKK.

Na obr. 17 je uveden celkový počet vybraných událostí z IRS a US LER podle kalendářního roku vybraného pro detailní analýzu.



Obr. 17 Celkový počet událostí spojených se stárnutím SKK hlášených v IRS a US LER podle kalendářního roku

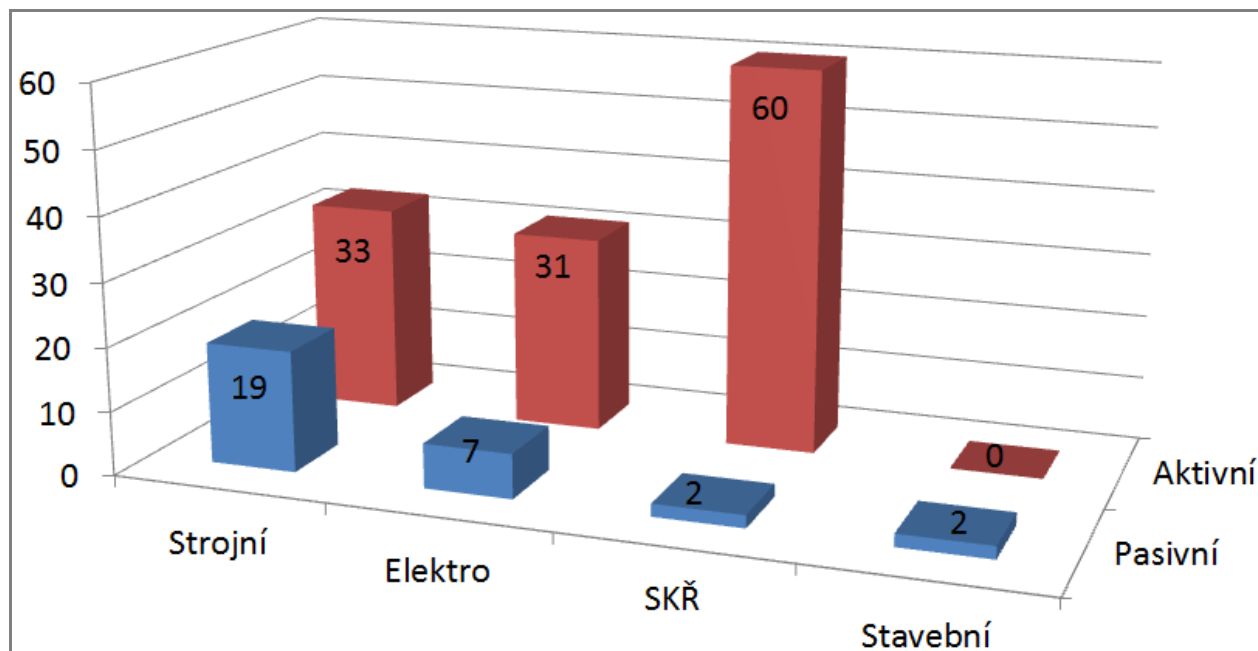
Tato kapitola uvádí výsledky analýzy událostí souvisejících se stárnutím SKK spojených s následujícími komponentami:

1. Pasivní mechanické komponenty;
2. Aktivní mechanické komponenty;
3. Elektrické komponenty;
4. Komponenty SKŘ;
5. Stavební komponenty a konstrukce.

V IRS a US LER bylo identifikováno celkem 152 událostí z tisíců hlášených událostí pro podrobné vyhodnocení. Přestože je počet událostí poměrně malý, vyhodnocení událostí souvisejících se stárnutím hlášených IRS a US LER může poskytnout zajímavé poznatky o specifických poruchách stárnutí, distribuci jednotlivých komponent nebo komoditních skupin a s tím souvisejícím degračních mechanismů a dopadu stárnutí, stejně jako jejich dopad na funkce SKK. Navzdory výše uvedenému omezení, byla provedena statistická analýza událostí souvisejících se stárnutím z databází IRS a US LER s cílem poskytnout některé pohledy na různé aspekty událostí souvisejících se stárnutím, ačkoli tyto trendy nemusí být v plném rozsahu reprezentativní.

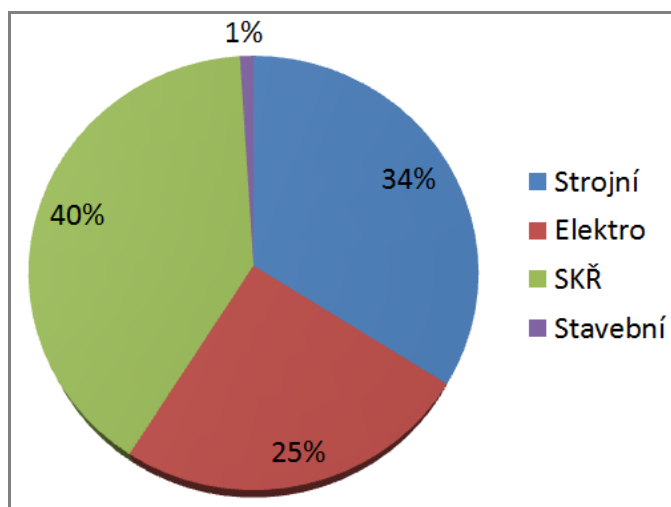
Obr. 18 znázorňuje distribuci událostí souvisejících se stárnutím SKK mezi aktivní a pasivní komponenty. Typickými představiteli pasivních mechanických komponent jsou tlakové trubky,

spoje a nádoby. Mechanické aktivní komponenty jsou čerpadla a ventily, mechanická část diesel generátoru apod. Typickými zástupci pasivních elektrických komponent jsou silové kabely, konektory atd. Aktivní elektrické komponenty jsou ventily poháněné motorem, diesel generátory, elektrické vypínače, transformátory, baterie atd. Typické pasivní komponenty skupiny SKŘ jsou přístrojové kabely a konektory a aktivní prvky jsou relé, elektronické karty, elektrolytické kondenzátory, malé napájecí jednotky atd.



Obr. 18 Celkový počet událostí spojených se stárnutím SKK hlášených v IRS a US LER podle profese

Distribuce událostí spojených se stárnutím mezi elektrickými, SKŘ, mechanickými komponentami a stavebními komponentami je znázorněna na obr. 19. Jak můžeme vidět, SKŘ společně s elektrickými komponentami představují většinu událostí souvisejících s degradačními mechanismy.

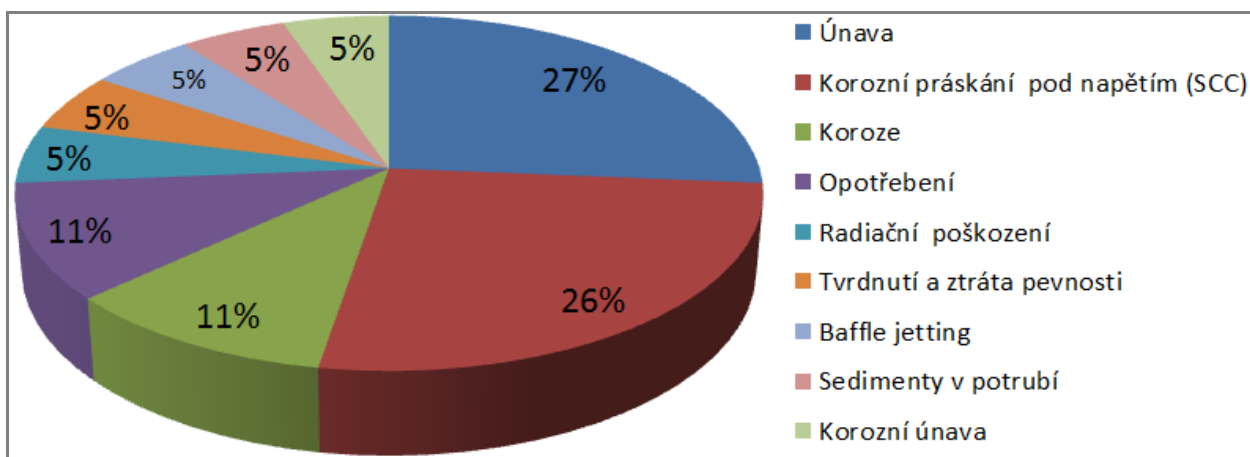


Obr. 19 Podíl profesí na událostech spojených s degradačními mechanismy SKK hlášených v IRS a US LER

Je třeba poznamenat, že některé poruchy spojené s elektrickým zařízením mají také mechanickou povahu, např. elektrický jistič nezafunguje, jestliže jeho mechanicky pohybující se část selže. Tato skupina představuje pasivní subkomponenty aktivních komponent jako jsou těsnění, o-kroužky, převodové skříně, snímací mechanismy atd. Tyto subkomponenty byly řešeny v rámci skupin aktivních součástí, protože jsou pokryty programy údržby zařízení pro aktivní součásti. Výsledkem je, že relé, elektronické karty, malé pohonné jednotky apod. jsou součástí skupiny SKŘ, zatímco mechanická skupina obsahuje typické mechanické součásti, jako jsou pohony ovládacích tyčí, mechanické části diesel generátoru, mechanické pohyblivé části vzduchem a motorem ovládaných ventilů, odpružené pružiny a pojistné ventily atd.

Pasivní strojní komponenty

Pro pasivní mechanické komponenty bylo zjištěno celkem 19 případů stárnutí. Na obr. 18 jsou znázorněny podíly degradačních mechanismů na pasivních mechanických součástech hlášených v IRS a LER. Jak lze vidět, hlavní mechanismy degradace identifikované na (malém počtu) událostí souvisejících se stárnutím jsou korozní praskání pod napětím (SCC), kumulativní únavové poškození, koroze a opotřebení. Toto byly dominantní degradační mechanismy pro „skutečně“ pasivní komponenty, jako jsou tlakové potrubí, těleso kolektoru parního generátoru a svary. Tvrdnutí a ztráta pevnosti byla pozorována u těsnících materiálů, např. gumová expanzní jednotka kondenzátoru turbíny.



Obr. 20 Podíl degradačních mechanismů na událostech spojených se stárnutím u pasivních mechanických komponentách hlášených v IRS a LER

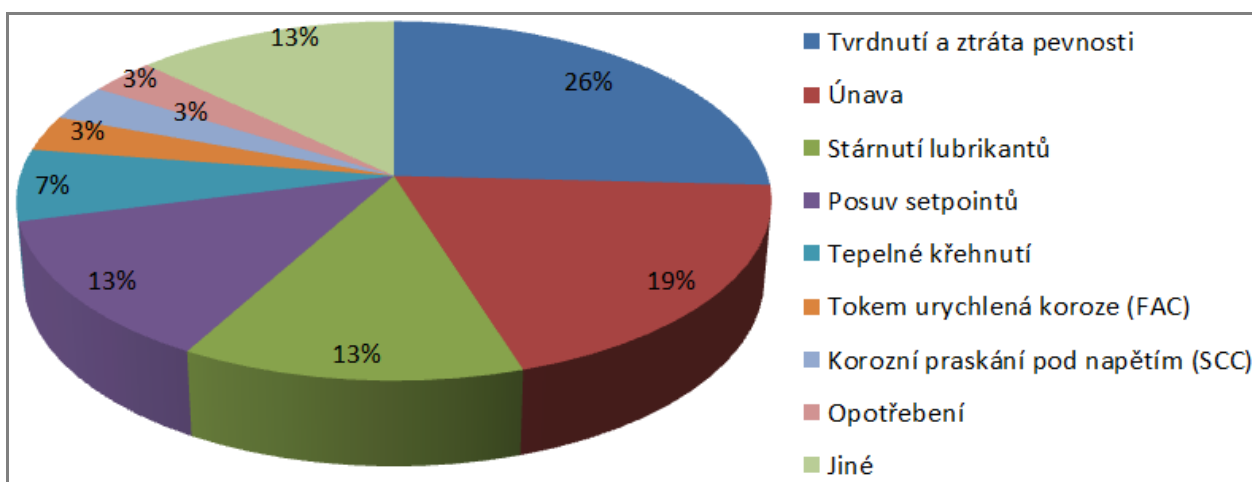
Aktivní strojní komponenty

Celkem bylo identifikováno asi 33 událostí pro aktivní mechanické součásti. Komponenty představované v této skupině byly zlomené pružiny v solenoidních nebo pojistných ventilech, mechanismy nastavení žádané hodnoty hlavních parních pojistných ventilů, mechanické části motorů a ventily ovládané vzduchem. V této skupině existují také pasivní mechanické součásti, které jsou vlastně subkomponenty aktivních složek. Typickými degradačními mechanismy spojenými s mechanickými pasivními subkomponenty byla únava zubů ozubených kol a solenoidových ventilových pružin, tepelné stárnutí maziva, které způsobilo nadměrné opotřebení

mechanické pohyblivé části, tvrdnutí různých těsnících částí jako jsou o-kroužky těsnění, těsnění, gumové dilatační spáry vyztužené tkaninou a ztráta pružnosti elastomerových těsnění. Důvod, proč byly tyto složky charakterizovány jako aktivní, spočívá v tom, že jsou dílčími složkami aktivních komponent a spadají pod programy údržby pro aktivní komponenty. Kromě toho tyto dílčí komponenty nepodléhají řízení stárnutí a měly by být vyměňovány ve stanoveném časovém intervalu.

Řada případů (5) uváděla degradaci maziva, která způsobila přilepení, posunutí žádané hodnoty, nadměrné opotřebení a nefunkčnost aktivních mechanických součástí. Tři základní faktory určují degradaci maziva: provozní doba, provozní teplota a znečištění. Čas a teplota jsou přímo spojeny. Doba použitelnosti maziva se prodlužuje, když je zařízení provozováno při mírných provozních teplotách a snižuje se, když je zařízení provozováno při těžkých provozních teplotách, jako je trvalá činnost motoru při vysokém zatížení nebo provoz s palivem s vysokým obsahem síry.

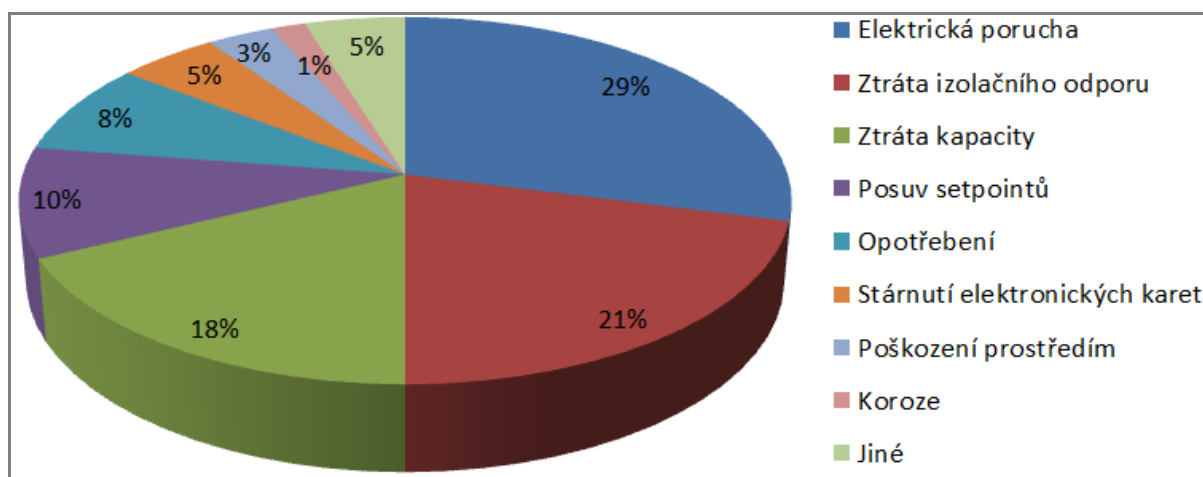
Jiné degradační mechanismy zahrnují také nánosy v nádržích a vliv okolních podmínek.



Obr. 21 Podíl degradačních mechanismů na událostech spojených se stárnutím u aktivních mechanických komponentách hlášených v IRS a LER

Komponenty SKŘ

V této skupině komponent bylo zjištěno celkem 62 událostí. Nejčastěji se týkaly aktivních součástí SKŘ, které selhaly v důsledku stárnutí, jako jsou elektronické karty, relé, elektrolytické kondenzátory, baterie, malé napájecí jednotky a přepínače. Obrázek 22 ukazuje podíly degradačních mechanismů na událostech spojených se stárnutím SKŘ hlášenými v IRS a US LER. Byly zaznamenány pouze dva případy pasivní komponenty – konektor SKŘ, který selhal z důvodu opotřebení a poškození snímačů.



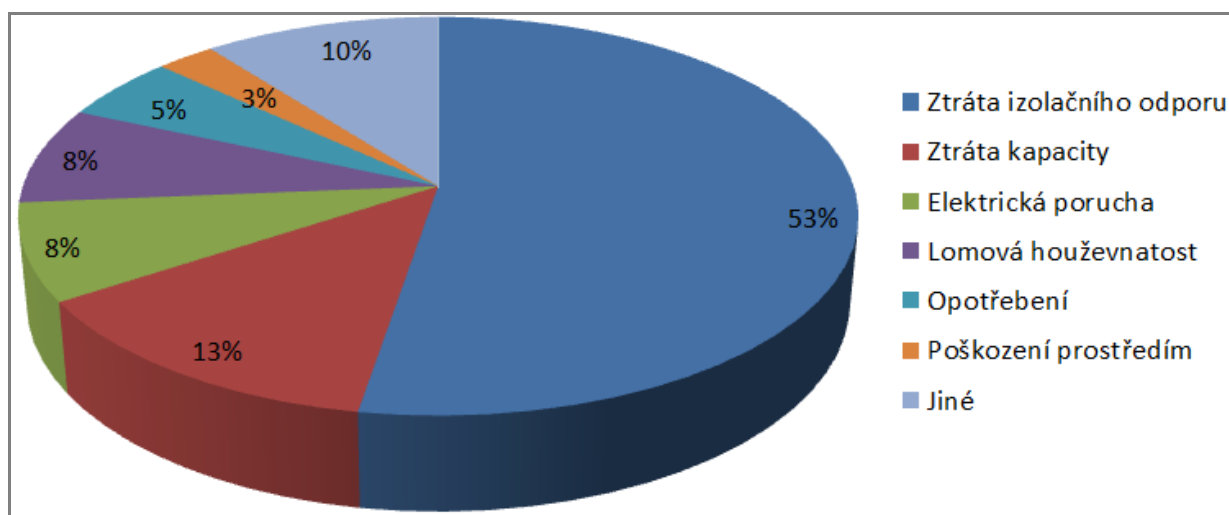
Obr. 22 Podíl degračních mechanismů na událostech spojených se stárnutím SKŘ komponent hlášených v IRS a LER

Typickými degračními mechanismy spojenými s komponentami SKŘ byly ztráta kapacity, ztráta izolačního odporu, posunutí žádané hodnoty, opotřebení atd.

Existovalo mnoho případů, že degrační mechanismus nebyl vůbec identifikován, zejména v případě elektronických karet. Je proto velmi pravděpodobné, že poruchy způsobily tzv. „whiskers“ nebo jiné elektrické příčiny způsobené stárnutím některých malých elektronických součástek, jako jsou rezistory, diody a elektrolytické kondenzátory. Další degrační mechanismy zahrnují vznik nečistot, způsobující lepení, ztrátu přístrojového vzduchu a degradaci těsnících prvků snímače.

Elektrické komponenty

V této skupině komponent bylo zjištěno celkem 38 případů. Byly to často aktivní elektrické komponenty, které selhaly v důsledku stárnutí a zahrnovaly elektrické jističe, elektromotorové vinutí, transformátorova pouzdra, velké elektrolytické kondenzátory a cívky relé. Bylo zaznamenáno pouze sedm případů, které se týkaly pasivních komponent – poruchy elektrických kabelů a baterií. Na obr. 23 je znázorněno rozložení degračních mechanismů zjištěných ve skupině elektrických komponent. Typickými degračními mechanismy spojenými s těmito událostmi byly ztráta izolačního odporu, ztráta kapacity, elektrická porucha, lomová houževnatost (elektrické kabely) a opotřebení.



Obr. 23 Podíl degradačních mechanismů na událostech spojených se stárnutím elektrických komponent hlášených v IRS a LER

Dominantní degradační mechanismus, identifikovaný pro tuto skupinu, je "ztráta izolačního odporu", který byl zaznamenán u elektrických motorů a vinutí transformátorů, elektrických kabelů a cívk relé. Několik elektrických kabelů také selhalo v důsledku tvrdnutí izolace, což vedlo k fyzickému rozpadu kabelu – lomu. Ztráta kapacity byla identifikována jako efekt stárnutí u velkých kondenzátorů. Stanovení doby životnosti elektrolytických kondenzátorů se jeví jako aktuální problém při určování, kdy kondenzátor ztrácí své fyzikální vlastnosti a je třeba jej vyměnit. Tam byly případy, kdy elektrolytické kapacity selhaly krátce po prohlídce.

V několika elektrických jističích bylo zjištěno jako degradační mechanismus nadměrné opotřebení. Nadměrné opotřebení způsobilo nedostatečné mazání nebo stárnutí maziva. Jako důležitá se ukazuje preventivní údržba elektrických jističů, aby se zajistila včasná kontrola a výměna maziva. Tento typ selhání je typický případ událostí se společnou příčinou (CCF – common cause failure), který by mohl ovlivnit větší počet elektrických jističů v redundantních divizích. Pro radu selhání aktivní elektrické součásti nebyl zjištěn přesný degradační mechanismus. Tyto události jsou označeny jako „ostatní“ na obr. 39. Identifikace degradačních mechanismů pro aktivní komponenty, které jsou předmětem výměny v časově specifikovaném intervalu, není vždy provedena (ve skutečnosti není potřeba, je snadnější vyměnit poškozenou součást a pokud je to v souvislosti s bezpečností revidovat příslušný program preventivní údržby).

Budovy a stavební konstrukce

V IRS a US LER byly zjištěny pouze dvě události související se stárnutím SKK. Jedná se o degradaci budov seismické kategorie 1 na JE Seabrook, způsobené reakcí alkalických silikátů (ASR) and laminární praskání betonu kontejnmentu z důvodu integrovaného účinku vlhkosti, rychlosti větru, teploty v JE Davis Besse. Obě události byly velmi významné a jsou detailně popsány v kapitole 6.2.4.

6.2.4 Přehled nejvýznamnějších poruch reaktorů PWR s vlivem na jejich životnost v období 1990 až 2015

Všechny bloky elektráren ve JE Fukushima Dai-ichi jsou typu BWR a havárie v JE Fukushima Dai-ichi nemá přímý vztah se stárnutím zařízení JE. Přesto je důležité tuto havárii zmínit v souvislosti s potencionálním vlivem takzvaného **koncepčního zastarávání** [7] na dobu provozu JE.

Dne 11. 3. 2011 byly JE Fukushima Dai-ichi a Dai-ni zasaženy zemětřesením o velkém rozsahu 9,0 (dále jen „zemětřesení“), které se vyskytlo v Tichém oceánu poblíž pobřeží Tohoku a které bylo doprovázené vlny tsunami (dále jen „tsunami“). Výška vln tsunami v JE Fukushima Dai-ichi přesáhla 15 metrů nad referenční hladinu moře u Onahama Peil. Bloky JE Fukushima Dai-ichi 1 až 3 byly v provozu a bloky 4 až 6 byly v režimu údržby v době zemětřesení. Bloky 1 až 3 se automaticky odstavily v důsledku zemětřesení, ale kvůli zemětřesení a tsunami byly ztraceny externí napájecí zdroje a téměř všechny vnitřní zdroje střídavého proudu. Reaktory a bazény vyhořelého paliva v JE Fukushima Dai-ichi ztratily své chladicí schopnosti. Výbuchy nastaly u jednotek 1, 3 a 4, které byly pravděpodobně způsobeny vodíkem uvolněným z poškozeného jádra, který následně naplnil budovu reaktoru, i když přesný mechanismus je stále nejasný. Z JE Fukushima Dai-ichi se uvolnilo velké množství radioaktivního materiálu. Zóna 20 km od JE byla označena jako zóna s omezeným přístupem a žádný vstup bez autorizace nebyl povolen. Některé oblasti vzdálené více než 20 km od místa byly také označeny jako vyhraněné evakuační oblasti. Bylo evakuováno až 110 000 lidí. Hrozba radioaktivní kontaminace způsobila závažné dopady v rozsáhlé oblasti i mimo oficiálně označené evakuační prostory.

Níže je uveden abstrakt ze shrnutí prozatímní zprávy vydaného Vyšetřovacím výborem pro havárii ve JE Fukushima dne 26. prosince 2011 [52]. Jako předběžný závěr se vyšetřovací výbor usnesl, že tyto tři faktory měly velký vliv na mnoho problémů spojených s havárií a reakcemi po havárii:

1. Nedostatečná opatření proti tsunami – Provozovatel JE ani regulační orgány nepřijali preventivní opatření s ohledem na to, že by vážná havárie mohla být způsobena vlnou tsunami. Dokonce i při nehodě s nízkou pravděpodobností, pokud se předpokládá, že by mohla způsobit extrémně rozsáhlé poškození (jako při tsunami), je třeba věnovat náležitou pozornost rizikům, která se vyskytují, a měla by být přijata preventivní opatření.
2. Nedostatečný dohled na složitou přírodně-technickou katastrofou – Hlavním nedostatkem v zajištění bezpečnosti JE a okolních komunit bylo, že nebylo předpokládáno, že jaderná havárie vznikne jako komplexní přírodně-technická katastrofa. Program prevence nadprojektových havárií měl být formulován s předpokládáním komplexní katastrofy, která by byla hlavním bodem při prověřování havarijní připravenosti elektrárny.
3. Nedostatečný dohled na celkový vývoj nehody – Pravidla pro dohled na celkový vývoj havárie se v programu prevence nadprojektových havárií dostatečně neodrazila. Program prevence nadprojektových havárií měl vážné nedostatky. Jaderná havárie nemohla být zvládnuta kvůli mimořádné situaci, kdy tsunami překročila původní předpoklady.

To dokazuje, že je třeba zlepšit celkový přístup, aby se předešlo podobným situacím v budoucnu. Je třeba přezkoumat základní principy programů prevence nadprojektových havárií pro

takové obrovské a komplexní události. Plánování, navrhování a provádění činností nemůže být provedeno bez stanovení předpokladů. Současně však musíme akceptovat, že se mohou objevit i situace překračující původní předpoklady. Tato havárie představuje zásadní ponaučení o tom, jaké chyby by měli odstranit, aby byly JE lépe připraveny na případy, které přesahují původní předpoklady.

Dále je třeba periodicky prověřovat (Periodické hodnocení bezpečnosti [8]) soulad projektu JE s požadavky nejnovějších standardů, kodů a doporučení, které představují aktuální stav poznání. Tyto hodnocení by měli vést k potřebným vylepšením organizační struktury, procesu JE a hlavně k vylepšení původního projektu realizací modifikací zařízení nebo instalací nových zařízení. Tento přístup nebyl dostatečně implementován v JE Fukushima Dai-ichi před havárií v roce 2011.

Závady a degradace strojních zařízení

JE **Doel** je jednou z dvou jaderných elektráren v Belgii. JE se nachází na břehu Scheldtu, nedaleko obce Doel ve vlámské provincii Východní Flandry. Belgická energetická společnost Electrabel je největším podílníkem elektrárny. EDF Luminus má 10% podíl ve dvou nejnovějších blocích. JE zaměstnává 961 pracovníků a rozkládá se na ploše 80 hektarů (200 akrů). Jaderná energie typicky poskytuje polovinu belgické domácí výroby elektrické energie a je nejlevnějším zdrojem energie v zemi.

Elektrárna byla vybudována veřejnou společností Ebes, která se v roce 1990 sloučila do společnosti Electrabel s Intercom a Unerg. Projekt závodu byl proveden belgickou inženýrskou firmou Tractebel. Doel 1 a 2 jsou dvojčata, která vstoupila do komerčního provozu v roce 1975. Doel 3 vstoupil do provozu v roce 1982 a Doel 4 v roce 1985. Doel 1, 2 a 4 dodali konsorcium ACECOWEN (ACEC-Cockerill-Westinghouse). Zatímco Doel 3 byl dodán společností FRAMACEC (Framatome-ACEC-Cockerill).

Doel 3 byl odstaven na začátku června 2012 pro plánovanou inspekci. Ultrazvuková prohlídka odhalila, že v ocelových prstencích reaktorové nádoby, kovaných v Rotterdam Drydocks, byly tisíce pololaminárních vad. Byly specifikovány jako vodíkové vločky, které ovlivňují křehkost oceli tlakové nádoby. Reaktor zůstal odstavený pro další kontroly a hodnocení jeden rok. Nakonec jaderný dozor rozhodl, že reaktor může fungovat bezpečně a byl restartován 3. června 2013.

Restart byl však spojen s akčním plánem týkajícím se dalšího zkoumání materiálových vlastností reaktorové nádoby. Vzorek materiálu podobného složení z francouzského parogenerátoru s vodíkovými vločkami byla ozářena ve výzkumném reaktoru BR-2, aby se simulovala doba životnosti reaktorové nádoby. Koncem března 2014 výsledky testů odhalily jiný výsledek ve srovnání s tím, co odborníci očekávali. Provozovatel (GDF Suez) se proto rozhodl odstavit blok, dokud nedojde k objasnění a další provoz elektrárny bude prohlášen za bezpečný. Po rekvalifikaci ultrazvukových zařízení a dalších zkouškách na podobnější německé oceli se reaktor znovu spustil v listopadu roku 2015. Samostatný výzkum provedeny laboratoří Oak Ridge National Laboratory také podpořil opětovné uvedení jednotky do provozu.

JE **Tihange** je druhou ze dvou velkých JE v Belgii. Nachází se na pravém břehu řeky Meuse v belgickém okrsku Tihange, který je součástí obce Huy v provincii Valonské provincie Liège. Hlavním vlastníkem v JE je belgická energetická společnost Electrabel. Blok 2 s 1008 MW je v provozu od roku 1983 a čelí stejným problémům s vodíkovými vložkami jako blok Doel 3.

Bloky Doel 3 a Tihange 2, PWR s konstrukcí 3-smyčkové konstrukce Framatome, byly v létě roku 2012 odstaveny po nalezení několika tisíců indikací vad ve výkovicích prstencích jejich TNR. Tyto indikace, charakterizované jako téměř laminární a přibližně kruhovitě tvaru, byly po rozsáhlém výzkumu identifikovány jako vodíkové vločky, které vznikly v ocelové matici během procesu kování. Zjistilo se, že poškození materiálu má vysoký bezpečnostní význam, neboť by mohlo potenciálně ovlivnit úroveň bezpečnosti TNR, který vyžaduje předpoklad vyloučení zlomu použitý na tuto komponentu.

Koncem roku 2012 poskytl držitel licence Belgickému úřadu pro jadernou bezpečnost (Federální agentuře pro jadernou kontrolu neboli FANC) dvě zprávy o bezpečnosti (jedna na blok), doplněné později doplňkem jako součást žádosti o opětovné zahájení provozu. Odůvodnění poskytnuté držitelem licence bylo podpořeno četnými analýzami a testy pro validaci techniky ultrazvukové kontroly a prokázání provozuschopnosti TNR. V květnu 2013 dospěl FANC k závěru, že všechny bezpečnostní záležitosti byly vyřešeny uspokojivým způsobem a v důsledku toho by mohly být jednotky Doel 3 a Tihange 2 bezpečně restartovány. V červnu 2013 byly bloky uvedeny do provozu. Oprávnění k restartování však bylo vydáno s požadavky, které musel držitel licence splnit před další odstávkou pro výměnu paliva. Za tímto účelem inicioval držitel licence střednědobý akční plán, který spočíval hlavně v činnostech pro formální kvalifikaci postupu ultrazvukové kontroly a ve vědeckém výzkumu pro další validaci prokázání provozuschopnosti TNR. Počátkem roku 2014 byly výsledky probíhajícího akčního plánu k dispozici, avšak zpochybnilo zdůvodnění uvedené v původních zprávách o bezpečnostních případech. Zejména jeden z testovaných reprezentativních materiálů vykazoval větší míru křehnutí při ozáření, než se předpokládalo ve zprávách o bezpečnostních případech. Následně se držitel licence rozhodl v březnu 2014 opětovně odstavit bloky Doel 3 a Tihange 2 z provozu.

Po výsledcích roku 2014 se držitel licence rozhodl dále pokračovat v programu materiálového výzkumu, zejména zahrnutím dalších materiálů, které jsou považovány za reprezentativní pro materiály typu Doel 3 a Tihange 2 TNR. Nové verze zpráv o bezpečnostních případech, které představovaly výsledky střednědobého akčního plánu, byly vydány držitelem licence v říjnu 2015. Po vyhodnocení zpráv o bezpečnostních případech belgické orgány pro jadernou bezpečnost povolily v listopadu roku 2015 opětovné uvedení obou jednotek. Blok Tihange 2 byl zprovozněn v prosinci 2015 a jednotka Doel 3 v lednu 2016 (událost IRS 8244).

I když se jedná o významnou bezpečnostní vadu pro tlakové reaktory, studie prokázaly, že vady vznikly již v průběhu výroby a v provozu nedocházelo k jejich růstu. Přesto mohou a s velkou pravděpodobností budou mít vliv na celkovou dobu provozu obou bloků.

North Anna je JE na pozemku o rozloze 435 ha v kraji Louisa ve Virginii v USA. Lokalita provozuje společnost Dominion Generation a je společně vlastněna společností Dominion Virginia Power Corporation (88,4%) a společností Old Dominion Electric Cooperative (11,6%). Tato

elektrárna má dva PWR reaktory Westinghouse, které byly uvedeny do provozu v roce 1978 a 1980. V březnu 2003 schválila společnost NRC 20 let prodloužení platnosti povolení pro oba bloky 1 a 2.

Kontrola průchodek horního víka TNR v roce 2002 zjistila řadu indikací ve svarech bloku North Anna 2 pro průchodek horním víkem TNR. Indikace byly také zjištěny ve třech průchodkách, které byly opraveny použitím postupu opravy vad svaru firmu Westinghouse během odstávky v roce 2001. Po rozsáhlém výzkumu bylo zjištěno, že praskání bylo většinou na hranici svaru (weld buttering) a že praskání v opravených průchodkách bylo důsledkem nesprávné implementace kvalifikovaného opravného procesu. Tento proces byl mírně pozměněn v důsledku těchto zjištění, ale praskání bylo příliš rozsáhlé, aby umožnilo praktickou opravu víka TNR North Anna 2. V důsledku toho bylo víko TNR vyměněno a blok byl restartován v lednu 2003.

Korozní praskání pod napětím s vlivem primárního chladiva (PWSCC) nátrubku a svaru hnacího mechanismu řídicích tyčí byly určeny jako hlavní degradační mechanismus.

Davis-Besse je JE severovýchodně od Oak Harbour v okrese Ottawa, Ohio ve Spojených státech, přibližně 25 kilometrů východně od města Toledo. Má jediný PWR reaktor. Od roku 2011 je provozována dceřinou společností FirstEnergy Corp., společností FirstEnergy Nuclear Operational Company. Jedná se o 879 MWe PWR reaktor dodaný firmou Babcock & Wilcox. Do provozu byla uvedena 31. července 1978.

Reaktor byl odstaven od roku 2002 do počátku roku 2004 pro bezpečnostní opravy a modernizaci. V březnu 2002 pracovníci JE zjistili, že boritá voda, která slouží jako chladicí kapalina reaktoru, vytekla z popraskaných hnacích mechanismů řídicích tyčí nad reaktorem a strávila více než 150 mm víka TNR z uhlíkové oceli na ploše přibližně velikosti fotbalového míče. Tato významná zeslabení víka TNR zanechala vrstvu pouhých 9,5 mm z nerezové oceli na vnitřním povrchu víka TNR, která zadržovala vysokotlakou chladicí kapalinu reaktoru o tlaku 17 MPa. Porušení by s největší pravděpodobností mělo za následek masivní nehodu při ztrátě chladiva, při níž by chladicí kapalina reaktoru tryskala do kontejnmentu a vyústila by v nouzové bezpečnostní postupy k ochraně před poškozením nebo tavením jádra. Vzhledem k poloze poškození víka TNR by takový proud chladicí kapaliny reaktoru mohl poškodit přilehlé hnací mechanismy ovládacích tyčí, což by omezilo nebo zabránilo rychlému odstavení reaktoru. V rámci přezkoumání JE po závadě byly identifikovány další významné bezpečnostní problémy u jiných kritických komponent, včetně následujících:

1. Jímka kontejnmentu, která umožňuje chlazení reaktoru regenerovat a opětovně vstoupit do reaktoru;
2. Vysokotlaké vstřikovací čerpadla, které by znovu doplnily tlakovou regenerovanou chladicí kapalinu;
3. Systém nouzového dieselového generátoru;
4. Chladiče vzduchu kontejnmentu, které by odstranily teplo z kontejnmentu;
5. Izolační ventily primárního okruhu; a

6. Systém napájení zařízení elektrárny.

Výsledné korekční provozní a systémové opatření a technické změny trvaly dva roky. Opravy a modernizace činily 600 milionů dolarů a reaktor Davis-Basse byl znovu zprovozněn v březnu 2004. Víko TNR bylo nahrazeno víkem z jiné nedostavěné JE. Dne 12. března 2010 při plánovaném výpadku paliva provedla JE ultrazvukové prohlídky na tryskách hnacích mechanismů ovládacích tyčí pronikajících do víka TNR a zjistila, že dvě z kontrolovaných trysek nesplňují kritéria. Experti následně našli nové praskliny ve 24 z 69 nátrubků, z nichž jeden byl dostatečně nebezpečný, aby mohl způsobit prasknutí s únikem kyseliny borité. Analýza kořenové příčiny byla provedena provozovatelem a NRC k určení příčiny praskání. Ukazatele prasknutí vyžadovaly opravu před návratem víka TNR do provozu. Trysky byly opraveny pomocí technik osvědčených v jiných jaderných zařízeních. V roce 2010 byl blok opět uveden do provozu. V roce 2011 byla naplánována výměna stávajícího víka TNR.

Zkoumání příčinných podmínek v souvislosti s degradací víka TNR u společnosti Davis-Besse došla k závěru [Information Notice 2002-13: Possible Indicators of Ongoing Reactor Pressure Vessel Head Degradation], že kyselina boritá nebo jiné kontaminující látky jsou přispívající faktory. Mezi faktory, které přispívají k degradaci, patří také prostředí víka TNR během provozních a vypínacích podmínek (např. mokré/suché), doba, po kterou je víko TNR vystaveno kyselině borité a zdroje kyseliny borité.

Únik z primárního okruhu, usazeniny boru a produkty koroze jako je oxid železitý v chladicích zařízeních ve vzduchovém chladičích kontejnmentu a filtrech radioaktivity, mohou znamenat degradaci materiálů ohraničujících tlakovou hranici primárního okruhu. Tyto ukazatele neposkytují jasné důkazy o degradaci, ale mohou poskytnout provozovateli indikace, že pokračuje proces degradace.)

Indian Point Energy Centre (IPEC) je JE se třemi bloky, která se nachází v Buchananu v New Yorku, jižně od Peekskill. Leží na východním břehu řeky Hudson, asi 58 km severně od Manhattanu. JE generuje více než 2 000 megawattů (MWe) elektrické energie. Spotřeba elektrické energie se značně liší v závislosti na denní době a sezóně. JE je vlastněna a provozována společností Entergy Nuclear Northeast, dceřinou společností Entergy Corporation, a zahrnuje dva provozované bloky PWR Westinghouse - označené jako „Indian Point 2“ a „Indian Point 3“, které společnost Entergy koupila od společnosti Consolidated Edison a New York Power Authority. JE také obsahuje permanentně odstavený reaktor Indian Point 1. Původní čtyřicetileté provozní licence pro bloky 2 a 3 vypršely v září 2013, resp. v prosinci 2015. Společnost Entergy požádala o prodloužení licence a NRC směřovala k udělení dvacetiletého rozšíření pro každý reaktor. Nicméně, po nátlaku místních ekologických skupin a guvernéra New Yorku Andrewa Cuomo bylo oznámeno, že JE bude odstavena do roku 2021. Místní environmentální skupiny uvádějí stále častější problémy se stárnoucími jednotkami, probíhajícími environmentálními emisemi a blízkostí JE od New Yorku.

Blok 2 je v provozu od roku 1974. V únoru 2000 došlo na bloku 2 k prasknutí trubky parního generátoru, což způsobilo únik primární vody do sekundárního systému u jednoho z parních generátorů. Všechny čtyři parní generátory byly následně nahrazeny. Blok 2 je PWR reaktor se

čtyřmi smyčkami. Každý parogenerátor má 3 260 trubek, vyrobených z molybdenové slitiny Inconel 600.

Existuje několik mechanismů, kterými dochází k degradaci parogenerátoru. Korozní praskání pod napětím (SCC) v trubkách parogenerátoru je způsobeno současnou přítomností tahového napětí, specifického korozního média a citlivého materiálu. Tento mechanismus degradace může být iniciován buď z vnitřního povrchu trubky PWSCC (primary water SCC) nebo z vnějšího povrchu trubky ODSCC (outer diameter SCC – není v kontaktu s primární vodou). Zvláště PWSCC je spojeno s oblastmi s vysokým namáháním, a tudíž se nejčastěji vyskytují v teplotních přechodech, v úsecích tvaru U a ve vrcholových oblastech níže položených trubek.

Během provozní historie elektrárny se na parogenerátorech bloku 2 vyskytla široká škála degradace trubek vyžadujících zalepení trubek. Příčiny jsou společné i pro další JE a zahrnují: pitting nad horním okrajem trubkovnice, ODSCC v oblasti mezi válcovým přechodem a horním okrajem trubkového plechu (štěrbinou), ODSCC v horní části trubkovnice a PWSCC v dolních řadách trubek v místech U-ohybů.

JE **Mihama** je provozována společností Kansai Electric Power Company Inc. a nachází se ve městě Mihama v prefektuře Fukui, asi 320 km západně od Tokia. Blok 1 JE Mihama byl prvním jaderným reaktorem pro výrobu elektřiny v Japonsku a byl uveden do provozu v roce 1970. Dne 9. srpna 2004 došlo k nehodě v budově turbín bloku Mihama 3. Horká voda a pára unikající z prasklé trubky zabila pět pracovníků a vyústila v zranění dalších šesti. Nehoda byla označena za nejhorší jadernou havárii v Japonsku před krizí v jaderné elektrárně Fukushima Daiichi. Mihama 3 je 826 megawattový elektrický, 3-smyčkový reaktor s tlakovým vodním tokem typu Westinghouse (PWR), který byl v provozu od roku 1976. K prasknutí trubky o vnějším průměru 55,9 cm došlo mezi čtvrtým přehřívákem napájecí vody a odvzdušňovačem, za otvorem pro měření průtoku. V době prasknutí potrubí se 105 pracovníků připravovalo na zahájení pravidelných inspekcí.

Následné šetření ukázalo, že slábnutí stěn potrubí proběhlo v daném místě, kde nebyla kontrola provedena v souladu se směrnicí pro PWR kvůli erozní korozi vyvolané turbulentní toku (také nazývanou koroze urychlena tokem – FAC) za měřicí clonou a pak se ztenčená trubka roztrhla kvůli vnitřnímu tlaku. Přímá příčina byla stanovena jako "chybějící místo, které má být zkontrolováno v původním plánu údržby a neodstraněním takové situace až do výskytu nehody", která pochází hlavně z „nedostatečného řízení FAC na sekundárním potrubí." (událost v IRS 7772)

Přezkoumání parametrů JE neodhalilo žádné předběžné indikátory před havárií ani nebyly provedeny žádné zvláštní operace, které by mohly způsobit prasknutí potrubí. Šetření dospělo k závěru, že od uvedení JE do provozu byl udržován chemický režim vody, avšak chybějící potrubí bylo vynecháno z počátečního inspekčního plánu. Blok Mihama 3 se v lednu 2007 vrátil zpět po provozu po změnách pro "obnovení kultury bezpečnosti" v rámci KEPCO a získání povolení od prefektury Fukui a jaderného dozoru.

Závady a degradace staveb a stavebních komponent

JE **Crystal River 3** se nachází v Crystal River na Floridě. Zařízení je v současné době vyřazováno z provozu. Elektrárna byla dokončena a provoz byl zahájen v prosinci 1976 a provozovala se bezpečně 33 let až do odstavení v září 2009. Byl to třetí blok postavený jako součást energetického komplexu Crystal River, který obsahuje jeden jaderný blok a čtyři elektrárny na fosilní paliva.

Reaktor Crystal River byl v září 2009 odstaven kvůli výměně parogenerátorů a 20% zvyšování výkonu. Při přípravě kontejnmentu pro vytvoření otvoru pro výměnu dvou parních generátorů byly předepjaté kabely ve stěně budovy kontejnmentu dočasně odejmuty. Během odstraňování betonu při vytváření otvoru se zjistili velké mezery v betonu budovy kontejnmentu. Hlavní příčinou vzniku mezery byla delaminace způsobena odpojením předepjatých kabelů. Blok byl původně naplánován zpět do provozu v dubnu 2011, ale projekt se setkal s řadou zpoždění. Opravy byly úspěšné, ale v sousedních polích začalo docházet k dalším delaminacím. Po několika měsících analýzy možností společnost Duke Energy oznámila v únoru 2013, že JE Crystal River bude trvale odstavená.

I když se nejedná událost vzniklou pouze působením degradačních mechanismů, je nutné ji v této práci zmínit, jelikož způsobila trvalé odstavení bloku.

JE **Koeberg** leží v Jižní Africe. V současné době je jediná v zemi a jediná na celém africkém kontinentu. Nachází se 30 km severně od Kapského Města, poblíž Melkbosstrand na západním pobřeží jižní Afriky. JE Koeberg vlastní a provozuje jediný národní dodavatel elektrické energie v zemi, Eskom. Koeberg obsahuje dva PWR reaktory designu Framatome z Francie. JE Koeberg má výkon 1 860 MW, průměrná roční produkce činí 13 668 GWh a má dva bloky o 970 MW. Stavba byla zahájena v roce 1976, budovy reaktorů byly dokončeny v roce 1981.

Železobetonové budovy v JE trpí degradací způsobenou korozí ocelových výztuží. Analýzy ukázaly, že kontaminace chloridy a následná koroze ocelových výztuží jsou hlavním problémem stavebních konstrukcí, včetně staveb důležitých pro bezpečnost. Blízkost JE k pobřeží způsobuje degradaci betonové konstrukce vlivem chloridem indukované koroze ocelových výztuží. Bylo zjištěno, že po 30 letech provozu se účinky na tečení a smršťování v kontejnmentových strukturách stabilizovaly.

Na obou blocích však lze pozorovat menší plochy odlupování a delaminace a velké plochy poškození ochranného povlaku. Kontejnery jsou koncipovány tak, aby zadržely radioaktivitu v případě porušení všech překážek v primárním okruhu. Budovy kontejnmentu se skládají z železobetonových stěn o tloušťce 900 mm a železobetonového víka o tloušťce 600 mm. Zpevnění kontejnmentu zajišťují ocelové kabely. Každý kabel se skládá ze sedmi drátů o průměru 15,2 mm. Kabely jsou napnuté a umístěné v kanálu, který je naplněn cementovou maltou, která je vstřikována do prostoru mezi kabely a kanály. Tato malta působí jako ochrana proti korozi pro kabely uvnitř kanálů. Při projektových haváriích by měla být většina vnitřního přetlaku zachycena těmito kabely. Třináct kanálů kabelu bylo v průběhu realizace projektu opravy betonu odkryto na budově kontejnmentu 2. bloku. Bylo zjištěno, že většina kanálů je v původním stavu nebo pouze s povrchovou korozí (předpokládá se, že se během výstavby zalily do betonu v tomto stavu). Bylo

zjištěno, že tři kanály kabelu vykazují značnou korozi v několika oblastech. Dva z těchto kanálů přímo souvisí s pronikáním chloridů a vlhkostí z nekvalitního betonu kolem konstrukčních spár.

Integrita kontejnmentu byla potvrzena zkouškou těsnosti kontejnmentu naplánované na září 2015. Poté bylo v plánu, co nejrychleji nainstalovat katodickou ochranu, aby se potlačila probíhající koroze vnějších vrstev výztuže a kanálů kabelů. Neočekává se, že zkorodované kanály kabelů způsobí bezprostřední ohrožení kabelu, jelikož bylo ověřeno, že spárová hmota neobsahuje vysoké hodnoty chloridů. Práce budou pokračovat na obou blocích, aby se zajistila integrita výztuže a betonu.

JE **Seabrook** je JE se sídlem v Seabrooku v New Hampshire, USA, přibližně 64 kilometrů severně od Bostonu a 16 kilometrů jižně od Portsmouthu. Byly naplánovány dvě jednotky (reaktory), ale druhá jednotka nebyla nikdy dokončena z důvodů zpoždění výstavby, překročení nákladů a obtíží při získávání finančních prostředků. Stavební povolení pro JE bylo uděleno v roce 1976 a stavba na bloku 1 byla dokončena v roce 1986. Provoz plného výkonu bloku 1 začal v roce 1990. Jednotka 2 byla zrušena a většina jejích hlavních součástí byla prodána jiným JE. S výkonem 1,244 megawattů je blok Seabrook 1 největší v Nové Anglii. Stanice je jednou z pěti jaderných zařízení provozovaných skupinou FPL.

V listopadu 2011 NRC vydala [53] s cílem informovat o výskytu degradace budov seismické kategorie 1 na JE Seabrook, způsobené reakcí alkalických silikátů (ASR). ASR je jedním typem reakce alkalického agregátu, která může poškodit betonové struktury. ASR je pomalý chemický proces, při kterém alkalické látky, obvykle převážně z cementu, reagují spolu s určitými reaktivními typy křemičitých látek (např. křemičité nebo opálové krystaly), pokud je přítomna vlhkost. Tato reakce vytváří alkalický silikagel, který může absorbovat vodu, expandovat a způsobit mikrotrhání betonu. Nadměrná expanze silikagelu může vést k výraznému praskání, které může změnit mechanické vlastnosti betonu. K tomu, aby došlo k ASR, musí existovat tři podmínky: dostatečné množství reaktivního oxidu křemičitého v agregátu, adekvátní obsah alkality v betonu a dostatečná vlhkost (událost v IRS 8207).

ASR lze identifikovat jako pravděpodobnou příčinu degradace při vizuální prohlídce typickým praskáním, "mapou" nebo "vzorovaným" praskáním a přítomností alkalického silikagelu. Avšak ASR-indukovaná degradace může být potvrzena pouze optickým mikroskopem jako součást petrografického vyšetření vzorků z betonu. ASR způsobuje degradaci měřených mechanických vlastností betonu různými rychlostmi. Vztahy mezi pevností v tlaku a pevností v tahu nebo smyku a předpoklady o modulu pružnosti, které byly použity v původním návrhu ovlivněných struktur, proto již nemusejí platit, pokud je zjištěna degradace indukovaná ASR.

Po pozorování konkrétních prasklin vzorů typických pro ASR provedl držitel licence pro JE Seabrook v srpnu 2010 petrografické prohlídky a zkoušky pevnosti v tlaku a modulu pružnosti vzorků betonu, které byly odebrány z podzemních částí budovy reaktoru (seismická konstrukce kategorie I) a ty potvrdily, že ASR způsobila praskání. Tyto vzorky betonu ukázaly podstatné snížení pevnosti v tlaku ve srovnání se zkušebními válci odlitými během výstavby a modul pružnosti podstatně nižší než očekávaná hodnota. Majitel licence provedl analýzu, která prokázala strukturální celistvost budovy reaktoru.

Bezpečnostní zpráva JE Seabrook specifikuje provedené zkoušky během výstavby dle tehdy platných norem ASTM C289 a ASTM C295, avšak ASR indukovaná degradace se přesto vyskytla. Držitel licence se domnívá, že vodotěsná membrána byla během původní instalace nebo pozdějšího zásahu poškozena, což způsobilo vniknutí vody s následkem problému s ASR. Vniknutí vody bylo zhoršeno skutečností, že odvodňovací kanály nebyly realizovány.

JE Seabrook je první JE, která se zabývá zhoršováním kvality betonu způsobenou ASR v rámci obnovy licencí k provozu. Držitel licence na JE Seabrook připravuje program řízení stárnutí, který bude zahrnovat další opatření ke zvládnutí dopadů stárnutí indukovaného ASR v průběhu LTO.

Dne 10. října 2011 byl vytvořen otvor v kontejnmentu JE **Davis-Besse** v USA, aby bylo možné vyměnit staré víko reaktoru a nainstalovat nové. V té době držitel povolení objevil podpovrchové praskliny, které se nacházely v blízkosti vnějších ocelových výztuží. Manuální proces odsekání byl aplikován na popraskané oblasti v počátečním pokusu určit rozsah trhlin. Při použití této metody indikace trhlin podél svislého okraje přístupového otvoru kontejnmentu v podstatě zmizely, ale trhlinka v horním horizontálním řezu otvoru nezmizely. Držitel licence zkoumal a potvrdil, že se podélné laminární praskání vyskytlo podél vnějších ocelových výztuží. Konkrétně výsledky z odebraných betonových vzorků potvrzují, že stěny kontejnmentu obsahovaly trhliny, která měly laminární orientaci v blízkosti vnější rohože ocelových výztuží (událost v IRS 8341).

Bylo zjištěno, že šířky trhlin jsou obecně menší nebo rovné 0,3 mm. Další části kontejnmentu byly zkontrolovány a výsledky ukázaly, že všechny kontrolované oblasti měly známky laminárního praskání mezi konci horizontální výztužné oceli. Bylo zjištěno, že jižní a západní části stěny kontejnmentu měly nejrozsáhlejší praskání.

Na základě počátečního posouzení stavu podpovrchového laminárního praskání od držitele povolení bylo zjištěno, že kontejnment nesplňuje technické specifikace a požadavky na provozuschopnost. Držitel licence následně zorganizoval tým na provedení kořenové analýzy. Tým stanovil, že přímou příčinou laminárního praskání betonu byl integrovaný účinek obsahu vlhkosti, rychlosti větru, teploty a trvání těchto podmínek vytvořených během vánice v roce 1978. Podmínky prostředí vytvořené vánicí z roku 1978 umožnily vlhkosti proniknout do betonu kontejnmentu, zmrazit ji a expandovat, což vytvořilo radiální namáhání, které překročilo pevnost betonu v tahu a iniciovalo podpovrchové laminární trhání. Hlavní příčinou laminárního praskání betonu byla konstrukce kontejnmentu, která nevyžadovala aplikaci vnější bariéry proti vlhkosti.

Nápravná opatření držitele licence zahrnovala zavedení zkušebního programu pro zkoumání kapacity výztuže oceli přilehlých k strukturálním diskontinuitám (např. trhlinám), vypracování inženýrského plánu na obnovení projektových a licenčních požadavků na kontejnment, vypracování postupu pro dlouhodobé sledování laminárního praskání kontejnmentu a instalace vnějšího těsnicího systému na kontejnmentu. Další informace se objevují ve zprávě o analýze základních příčin First Energy Nuclear Operating Company (FENOC) [54] a zprávě NRC [55].

6.2.5 Diskuze nejvýznamnějších degradačních mechanismů

Korozní praskání pod napětím s vlivem primárního chladiva (PWSCC – Primary Water Stress Corrosion Cracking)

PWSCC může být definováno jako intergranulární trhlinový mechanismus, který vyžaduje přítomnost vysokého zatížení nebo zbytkového napětí, citlivých mikrostruktur a agresivního prostředí při zvýšených teplotách. V případě problémů se stárnutím JE je tento degradační mechanismus nejpravděpodobnější, zvláště pro slitiny na bázi niklu v primárním vodním prostředí reaktoru PWR. Konkrétně se PWSCC běžně vyskytuje u komponent PWR z Alloy 600 a Alloy 182/82 (též označované jako Inconel) jako jsou trubky parogenerátorů, tepelné ochrany ohříváku a průchodky v kompenzátoru objemu, průchodky pro pohonné mechanismy ovládacích tyčí ve víku TNR, přístrojové nátrubky a heterogenní kovové svary mezi nátrubkem reaktoru z nízkolegované oceli a potrubím z nerezové oceli.

PWSCC zahrnuje významnou dobu inkubace, která závisí především na teplotě a materiálové citlivosti. Obecně platí, že praskání se projeví mnohem dříve v základním kovu z Alloy 600 než ve svarovém kovu Alloy 182/82 a na nejteplejších místech. Menší otvory a trubky také praskají dříve než větší součásti.

PWSCC parogenerátorových trubek z Alloy 600 v PWRs je rozsáhlým problémem jak u průběžných, tak i recirkulačních parogenerátorů po celém světě. Prasknutí se vyskytuje v oblastech s vysokým zbytkovým namáháním po opracování za studena, jako jsou ohyby tvaru U, zátky a objímky. PWSCC v ohybech tvaru U je spojeno s vysokým zbytkovým namáháním od ohýbacího procesu a použití odolnějších materiálů a zlepšené tepelné zpracování velmi zlepšilo tento problém. Záslepovací zátky trubek, které mají typicky vysoké zbytkové napětí, jsou samy o sobě náchylné k PWSCC. V případě trubkových pouzder může proces instalace pouzdra (objímky) způsobit v sousedním materiálu trubky vysoká zbytková napětí a opravené oblasti může dojít k PWSCC.

Nejdříve příklady PWSCC v jiných součástech než trubky parogenerátoru byly v základním kovu přístrojových trysek a tepelných pouzder ohříváku kompenzátoru napětí. Tyto trhliny byly vždy axiální a nacházely se v místech s nejvyšší teplotou.

Dalšími hlavními příklady PWSCC jsou průchodky pro control rod drive mechanism (CRDM – pohonný mechanismus řídících tyčí) víku TNR. Na podzim roku 1991 byla zjištěna netěsnost v průchodce víka TNR v JE Bugey 3 ve Francii. Únik byl způsoben axiální trhlinou, která se iniciovala na vnitřním povrchu nátrubku a šířila se tloušťkou stěny nátrubku. Metalurgické hodnocení ukázalo, že únik byl způsoben PWSCC. Následné kontroly průchodek CRDM v USA a dalších PWR ukázaly, že asi 6,5 % nátrubku v elektrárnách EDF mělo axiální trhliny na vnitřním povrchu nátrubku, a zatímco v JE kontrolovaných v USA to bylo pouze asi 1,25 % nátrubku. EDF se po té rozhodlo vyměnit víka TNR u všech svých reaktorů.

Dlouhodobá provozní zkušenost naznačuje, že ačkoli tvářená Alloy 600 na bázi Ni je citlivá na SCC, donedávna se svarové kovy Alloy 182 a 82 používané se Alloy 600 vnímaly jako náchylné k trhlinám podporovaným okolním prostředím. Laboratorní testy růstu trhlín však ukazují, že v prostředí PWR chladiva může být citlivost Alloy 182 na SCC větší než Alloy 600 a Alloy 82 srovnatelná s Alloy 600.

Převládající příčinou poruch v databázi IAEA International Reporting System (IRS), zejména pro JE ve USA, je PWSCC. Více než tři čtvrtiny poruch obsažených v této databázi pro reaktory v USA jsou přiřazeny tomuto mechanismu. Z uvedených 98 poruch PWSCC se prakticky všechny týkají: a) průchodek CRDM víkem TNR nebo přístrojových průchodek; b) přístrojových průchodek horkou větví primárního okruhu; nebo c) objímky ohříváku kompenzátoru objemu a přístrojových průchodek. V podstatě se jedná o Alloy 600 na bázi Ni nebo svařovací kovy Alloy 182/82 a PWSCC se typicky vyskytuje na místech s významným zbytkovým namáháním po svařování nebo práci za studena.

Úniky z axiálních trhlin z průchodek víka TNR byly také zjištěny na bloku Oconee 1 v listopadu 2000 a na bloku Arkansas Nuclear One 1 v únoru 2001. Během dalších 15 měsíců byly prováděny inspekce u bloku 2 a 3 Oconee a opakovaná kontrola na bloku 1 identifikovala jak axiální, tak i obvodové trhliny v průchodkách víka TNR. Přítomnost obvodových trhlin vyvolala obavy ohledně strukturální integrity. Trhliny byly také zjištěny v průchodkách víka TNR na bloku North Anna 2 a JE Davis Besse a nedávno v přístrojových nátrubcích umístěných v dolní části bloku 1 v JE South Texas. PWSCC přístrojových průchodkách horké větve primárního okruhu se objevila v JE Palo Verde 1 v roce 2001 a Palo Verde Unit 3 v roce 2003. V obou případech byla zařízení chlazena do studeného odstavení pro výpadek na doplňování paliva, když technický personál objevil usazeniny kyseliny borité na chladném systému reaktoru přístrojové trysky. Příčinou byla PWSCC materiálu nátrubku ze slitiny 600. V době selhání byla JE v procesu výměny kompenzátoru objemu a přístrojových nátrubků z Alloy 600 za Alloy 690 na všech třech blocích Palo Verde.

Jak bylo uvedeno výše, objímky ohříváku kompenzátoru objemu a přístrojové průchodky jsou také náchylné k PWSCC. V roce 2003 v JE Crystal River Unit 3 vizuální kontrola při horkém odstavení odhalila malé úniky u tří přístrojových nátrubků v TNR. Závady byly znovu připisovány PWSCC materiálu nátrubků z Alloy 600.

Mimo USA je PWSCC méně často hlášeno, možná kvůli méně rozšířenému použití Alloy 600 a 182 pro průchodky TNR a kompenzátorů objemu. Databáze IRS však obsahuje dva příklady PWSCC, první z nich v roce 1998 u reaktoru Triscatin Unit 4 ve Francii a druhý v roce 2000 u reaktoru Ringhals Unit 4 ve Švédsku a později i bloku Ringhals 3.

Druhý incident PWSCC v databázi IRS, který se vyskytl mimo USA, je jedním ze závažných prasklin trubek parogenerátoru v JE Krsko ve Slovinsku. Podobné poruchy PWSCC trubek parogenerátorů nastaly také v JE Indian Point 2 v USA. V obou případech se problém s prasknutými trubkami nakonec stal tak těžkým, že parogenerátory vyžadovaly nahrazení novými se zlepšeným designem. Tyto dva příklady ilustrují rozsáhlý problém v parogenerátorech po celém světě. Desítky tisíc trubek parogenerátoru vyžadovaly zaslepení nebo objímku z důvodu PWSCC a parogenerátory byly nahrazeny více než 70 JE kvůli PWSCC a dalším příčinám. Náhradní parogenerátory typicky používají odolnější tepelně zpracované trubky z Alloy 690 se sníženým zbytkovým namáháním a některé JE ve Španělsku používají trubky z Alloy 800.

Ve všech případech jsou základními příčinami PWSCC a) použití citlivého materiálu, jako je Alloy 600 nebo svařovací kovy Alloy 82 a 182, b) přítomnost zbytkového namáhání po svařování nebo práci za studena a c) kontakt s primární vodou PWR. Standardním nápravným opatřením je

nahrazení náchylných materiálů ze Alloy 600 a Alloy 82 nebo 182 odolnějším Alloy 690 a svarovým kovem z Alloy 52 nebo 152.

Korozní praskání pod napětí (SCC - Stress Corrosion Cracking)

SCC může být definována jako praskání kovu vytvořeného kombinovaným působením koroze a tahového napětí (aplikovaného nebo zbytkového) působícího na citlivý materiál. SCC může být mezikrystalové (IGSCC) nebo transgranulární (TGSCC) a může se vyskytovat v mnoha prostředích. Mezi nejdůležitější prostředí pro jadernou aplikaci patří primární voda (PWSCC, o níž se diskutuje zvláště výše) a prostředí obsahující chlorid (chloridem indukovaná SCC). V prostředí záření, na které jsou vystaveny vnitřní součásti reaktoru, může také dojít k SCC vyvolané ozářením (IASCC).

Další forma SCC, jmenovitě SCC na vnějším průměru (ODSCC) trubek parogenerátoru, není uvedena v databázi IRS. ODSCC se vyskytuje převážně na trhlínách podpěrné desky trubek, ale je také častá ve štěrbinách trubkového plechu ve starších konstrukcích parogenerátorů, v místech koncentrace kalu na povrchu trubkového plechu a příležitostně kdekoli na trubkách, zejména tam, kde jsou přítomny korozní produkty nebo usazeniny kalu. ODSCC trubek u parogenerátoru se v posledních letech podstatně snížila zavedením zdokonalených konstrukcí, které eliminují nebo překonfigurovávají štěrbinové oblasti a využívají více trubkových materiálů, jako je Alloy 690, odolných SCC.

Chloridem indukovaná SCC, která je typicky transgranulární, je mnohem méně běžná u jaderných komponent, neboť je věnována pozornost minimalizaci přítomnosti chloridů v primárních systémech. Nicméně neúmyslná kontaminace chloridem způsobila selhání jaderných komponent.

IASCC, které je indukováno účinky vysokého záření na materiály a chemii vody chladicí kapaliny, je omezeno téměř výhradně na vnitřní součásti reaktoru a je zřídka vidět u komponent na hranici primárního okruhu.

Databáze IRS potvrzuje, že chloridem indukovaná SCC komponent JE pokračuje na celém světě. V JE Loviisa ve Finsku v prosinci 2001 z okolní izolace vytékaly chloridy, které způsobily TGSCC ochranného potrubí CRDM. Náhodné zavedení chloridů způsobilo v Japonsku v říjnu 2000 podobné události TGSCC v japonské JE Ikata 1, v JE Kewaunee v květnu 2002 v trubicích výměníku tepla z mosazí pro chladicí komponenty, v JE St. Lucie Unit 2 v dubnu 1999 v nerezovém potrubí napojeném na zásobní nádrž doplňování paliva a na JE Surry Unit 2 v dubnu 2002 v linii odsávání zbývajících odvodu tepla. Navíc v období od roku 1979 do roku 1990 v bývalém Sovětském svazu bylo zaznamenáno 21 incidentů TGSCC v těsnících kroužcích hlavní uzavírací armatury. Ve všech 21 případech byla příčinou chloridová kontaminace mezer mezi těsněním a pláštěm ventilu.

Databáze IRS také zahrnuje událost IASCC uvnitř reaktoru. U bloků 1, 2 a 3 JE Palo Verde v říjnu 2001 bylo zjištěno, že řídicí soubory z Alloy 625 vykazují praskání blízko spodních konců klastrů. Porucha byly definována jako IASCC spojená s vysokým zářením přítomným v místech řídicích souborů.

Celá řada událostí, které zahrnovaly chloridem indukovaný TGSCC u komponent PWR vyrobených z austenitické oceli, se objevilo u německých JE za posledních 20 let. Bylo zasazeno několik pasivních mechanických součástí ze stabilizované austenitické oceli trhlinami iniciovanými z vnitřního i vnějšího povrchu. Většina případů TGSCC indukovaných chloridem vedla pouze k neprůchozím trhlinám stěn a někdy k poškození nebo malému úniku. Většina prasklin byla nalezena v malých potrubích. Také v tlustostěnných ventilových tělesech byly pozorovány trhliny a omezené trhliny. Přímý bezpečnostní dopad na JE byl nízký. Nicméně bezpečnostní význam spočívá v potenciálu mechanismu poškození: TGSCC vyvolaná chloridem, pokud není včas zjištěna, může vést k prasknutí trubky nebo k poruše ostatních součástí.

Předpokládá se, že odpařování chladicí kapaliny v částečně naplněných stagnujících systémech může postačovat k akumulaci dostatečného množství chloridů k indukci TGSCC. Bohužel tyto podmínky nastavají také na některých bezpečnostních systémech, které je třeba považovat za náchylné k TGSCC. Provozovatelé zavedli postupy, aby se zabránilo kontaminaci austenitických komponent chloridy. Tyto postupy obsahovaly také specifikaci všech položek (lepidla, těsnění, mazadla), které se mohou dostat do styku s austenitickými komponentami, pro zajištění jejich nízkého obsahu chloridů. Kromě toho byly provedeny dodatečné kontroly na místech, kde by potenciálně mohlo dojít ke kontaminaci chloridem podle zpětné vazby z provozních zkušeností. Programy inspekce v provozu (ISI) byly zdokonaleny, zejména pokud jde o ty oblasti, které by měly být citlivé na chloridem indukovaný TGSCC.

Vysoko-cyklová únava

Vysoko-cyklová únava je proces postupné degradace způsobený dlouhodobým vystavením cyklickému zatížení s relativně nízkou amplitudou. V jaderné aplikaci se nejčastěji vyskytuje vysoko-cyklová únava v důsledku vibračního zatížení, typicky mechanického nebo vyvolaného průtokem. Potrubí s malým průměrem jsou méně tuhá než potrubí s větším průměrem a jsou proto vystaveny vibračnímu zatížení a vady ve svarech a nespojitosti často působí jako body pro iniciaci trhliny způsobené vysoko-cyklovou únavou. Dlouhodobé vystavení účinkům tepelného cyklu může mít za následek formu vysoko-cyklové únavy známou jako tepelná únava, která je popsána níže.

Byly zaznamenány četné příklady poruch jaderných komponent vlivem vysoko-cyklové únavy vyvolané mechanickým vibračním zatížením. V únoru 1985 v JE Washington 2 došlo k mechanickým vibracím, které vedly k vzniku trhliny ve dvou 1,9 cm drenážních potrubích. Potrubí byly nahrazeny a přidány podpěry pro snížení vibrací. V dubnu 1988 v JE Hatch 1 podobná odvodňovací potrubí o průměru 1,9 cm, která propojuje plášť čerpadla a vypouštění čerpadla reaktoru do systému radioaktivního odpadu, selhala vysoko-cyklovou únavou. Svar také sloužil jako místo pro zahájení trhliny na vstupu odvodušňovacího ventilu pro řízení toku recirkulace reaktoru v JE River Bend 1. Jak bylo uvedeno výše, tokem vyvolané vibrace mohou také vést k poruchám z vysoko-cyklové únavy. Na JE North Anna 1 v červenci 1987 se vytvořila vysoko-cyklová únavová trhlina na parogenerátorové trubce. Z analýzy poruchy bylo zjištěno, že únavové zatížení bylo způsobeno kombinací faktorů, včetně nepřítomnosti podpory proti vibracím, vysokých průtokových rychlostem a dentingu trubek. V říjnu 1993 na JE Grand Gulf 1 byla zjištěna trhlina v tepelné jímce spojené s teploměrem u jednoho z recirkulačních čerpadel reaktoru.

Selhání bylo zapříčiněno vysoko-cyklovou únavou způsobenou proudy vyvolanými vibracemi. Posledním příkladem je porucha vysokotlakého vstřikovacího potrubí spojujícího chladicí smyčku reaktoru v JE Oconee Unit 2 v dubnu 1997. Příčina poruchy byla znovu vysoko-cyklovou únavou, v tomto případě v kombinaci tepelného cyklu a vibrací vyvolaných proudem.

Databáze IRS obsahuje několik příkladů poruch vysoko-cyklovou únavou vyplývajících z vibračního zatížení. V prosinci 1998 v JE Ohi 2 v Japonsku selhalo spojení odtokového ventilu a odtokového potrubí odvodu zbytkového tepla v důsledku vysoko-cyklového vibračního zatížení od blízkého čerpadla. V JE Palo Verde 1 v únoru 2004 byla průchozí trhlina v objímce na přední straně odtokového ventilu o průměru 2,5 cm způsobena vysoko-cyklovou únavou při vibračním zatížení. Stejný mechanismus způsobil selhání potrubí v proudě od prvního izolačního ventilu na impulzním potrubí v dutině parogenerátoru v JE Oconee Unit 1 v lednu 2004. Kombinace vibračních a tlakových pulsací u JE Millstone 2 v srpnu 2002 vedla k selhání svarů na napájecím kolektoru.

Únavové poruchy v pomocných potrubích primárního chladicího systému v důsledku zatížení vibracemi lze připsat špatnému designu, výrobě nebo podpěrám. Často jsou zjištěny anomálie na potrubních podpěrách nebo omezovačích švihu. Mezi užitečná opatření pro zabránění poruch způsobených vysoko-cyklově mechanickou únavou patří pravidelné kontroly stavu podpěr a tlumičů.

Tepelná únava

Tepelná únava je mechanismus progresivního selhání způsobený dlouhodobým vystavením cyklickému zatížení spojenému s opakovanými teplotními cykly a výsledným cyklickým tepelným namáháním. Jak lze očekávat, nejčastěji se vyskytuje u potrubí. Databáze IRS uvádí pět specifických příkladů tepelné únavy jako generalizovaného degradačního mechanismu vedoucího k selhání a poškozená komponenta ve čtyřech z těchto pěti případů je součástí potrubního systému a v pátém případě jde o havarijní potrubí kondenzátoru. Všechny pět jednotlivých záznamů v databázi IRS se týká tepelné únavy komponent v jaderných elektrárnách mimo USA. Databáze IRS však také obsahuje komplexní obecnou diskusi o jevu tepelné únavy komponent ohraničujících chladivo. V této diskusi jsou popisovány poruchy z důvodu tepelné únavy ve Farley Unit 2 a Oconee Unit 2 v USA spolu s několika poruchami v Evropě a Japonsku. Tyto poruchy v USA jsou shrnuty níže spolu s jinými poruchami tepelné únavy u JE v USA, které nejsou zahrnuty v databázi IRS.

Několik poruch z důvodu tepelné únavy se vyskytlo v USA, ale ne všechny jsou uvedeny v databázi IRS. První z nich se stala v roce 1982 na JE Crystal River Unit 3, kde byl únik za zpětným ventilem o průměru 63,5 mm na doplňovacím potrubí do hlavní cirkulační smyčky reaktoru. Metalurgická analýza poruchy stanovila, že úniková trhlina byla tvořena dvěma tepelnými únavovými trhlinami incizními na vnějším a vnitřním obvodu, které se spojily. Zdálo se, že problém je spojen s tepelnou diskontinuitou v této části potrubí. Podobné, ale méně závažné praskání bylo následně nalezeno v tepelném pouzdře na doplňovacím potrubí v JE Oconee Unit 3.

V prosinci 1987 vedla tepelná únava k úniku trhlinou ve svařovaném spoji mezi kolenem s dlouhým poloměrem a přímým potrubím ve studené větvi vstřikovacího bezpečnostního potrubí v

JE Farley Unit 2. Metalografické vyšetření zjistilo, že trhlinka byla způsobena vysoko-cyklovou teplotní únavou. Následná analýza a testování zjistila, že přirozená frekvence dekontaminačního potrubí se shodovala s frekvencí lopatky recirkulačního čerpadla.

Stejně tak v roce 1995 na JE Three Mile Island došlo k uniku trhlinou mezi svislým kolenem a vodorovným drenážním potrubím o průměru 51 mm z potrubí hlavního chladicího okruhu reaktoru. Metalografické vyšetření stanovilo, že trhlinka iniciovaná na vnitřním povrchu potrubí na špičce svaru se šířila přes stěnu transgranulárně. Porucha byla způsobena tepelnou únavou spojenou s tepelnou stratifikací v drenážním potrubí.

V roce 1997 je dalším příkladem tepelné únavy unik, který se vyskytl na JE Oconee 2. Úniková trhlinka se vyvinula v svaru potrubí na vysokotlakém vstřikování do chladicího potrubí v blízkosti jednoho z chladicích čerpadel reaktoru. Prasknutí bylo způsobeno tepelnou únavou vyplývající z míchání proudů chladicí kapaliny různých teplot. Předpokládá se, že tepelné šoky vyvolaly uvolnění tepelného pouzdra a vibrace vyvolané tokem přispěly k prasknutí tepelného pouzdra po uvolnění.

V JE Tarapur 2 v Indii v roce 1992 trubka kondenzátoru v nouzovém kondenzátoru praskla z důvodu tepelné únavy. Specifické provozní faktory vytvářející cyklické tepelné podmínky nebyly v tomto případě identifikovány. Na JE Dampierre 1 ve Francii v prosinci 1996 byl unik trhlinou v části bezpečnostního vstřikovacího potrubí přičítán tepelné únavě spojené s kolísáním tepelné stratifikace.

Stejně tak u reaktoru Civaux 1 ve Francii v roce 1998 vedla tepelná únava při míchání teplejších a chladnějších proudů chladicího média reaktoru k tepelnému únavovému porušení potrubí v systému odvodu zbytkového tepla.

V roce 2000 v JE Oconee 1 v USA byl případ uniku z důvodu tepelné únavy. Zde se ve studené smyčce primárního okruhu vyvinul neizolovatelný unik páry v drenážním potrubí. Metalurgická zkouška zjistila, že porucha byla způsobena tepelnou únavou spojenou s cyklickým turbulentním pronikáním horké vody systému reaktoru do stacionárního odvodňovacího potrubí.

Databáze IRS také je podrobná diskuse obsahující podrobné popisy selhání z důvodu tepelné únavy v Evropě (Tihange 1, Dampierre 2, Dampierre 1, Obrigheim, Biblis B a Loviisa 2), v Japonsku (Genkai 1) a v USA (Farley 2 a Oconee 2). Francouzský institut bezpečnosti a ochrany zdraví (ISPN) a německá společnost Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) společně přezkoumaly tyto incidenty a připravily doporučení k zabránění jejich opakování. Pracovní skupina ISPN-GRS zaznamenala příspěvky na poruchy tepelné únavy způsobené:

1. Přímým a nepřímým pronikáním studené vody z chemického a doplňovacího systému;
2. Nežádoucí cirkulací primární chladicí kapaliny mezi smyčkami; a
3. Turbulentním pronikáním primární horké vody do vedlejšího potrubí primárního systému.

U většiny těchto poruch je tepelná únava spojena s tepelnou stratifikací a striping (paralelní proudění kapalin s rozdílnou teplotou). Jak vyplývá ze zprávy pracovní skupiny ISPN-GRS, jedná se spíše o problematiku designu a provozu zařízení než o problémy související s materiálem a prevence tepelné únavy závisí spíše na zlepšení konstrukce a provozu zařízení spíše než na lepším výběru materiálů.

Tokem urychlená koroze (FAC – Flow-accelerated Corrosion)

FAC, známá také jako korozní eroze, je forma koroze, při které dochází ke zrychlení ztráty materiálu synergickými účinky v tekoucím prostředí. V případě komponentů ohraničujících tlak v JE se obecně jedná o chladicí kapalinu nebo páru reaktoru. Mechanismus FAC souvisí s neustálým odstraňováním korozních vrstev tekoucím prostředím, což vede k expozici nechráněného podkladového kovu. Uhlíkové a nízkolegované oceli, které tvoří korozní fólie s relativně nízkou přilnavostí, jsou mnohem více náchylné FAC než nerezavějící oceli, které mají tendenci tvořit vysoce přilnavé ochranné povrchové fólie. FAC je také pravděpodobnější v oblastech s vysokým průtokem než v parních potrubích spojených s turbínami.

V amerických JE bylo za posledních 30 let zaznamenáno mnoho případů poruch vyvolaných FAC. Příklad z roku 1976, kdy v důsledku tohoto procesu vznikla netěsnost v parní potrubí odběru turbíny u JE Oconee 3. Poruchy v odběrovém potrubí turbíny nastaly v USA v roce 1982 v JE Trojan 1 (leden), Vermont Yankee (leden), Zion 1 (únor), Browns Ferry 1 (červen) a Oconee Unit 2. Nejvýznamnější z nich byla v JE Oconee 2, kde náhle prasklo koleno o dlouhém poloměru o průměru 61 cm v potrubí, které je napájeno párou z vysokotlakového odběru turbíny. Roztrhaná oblast měla plochu 0,4 m² a selhání bylo přičítáno FAC.

Poruchy indukované FAC v potrubí páry a chladiva pokračovaly v dalších několika letech a vyvrcholily v prosinci 1986 katastrofickým prasknutím v JE Surry 2 kolena o průměru 46 cm z uhlíkové oceli v potrubí hlavního napájecího čerpadla, kde byl odtržen kus potrubí o rozměru 0,6 m x 1,2 m. Tato nehoda, která měla za následek úmrtí čtyř pracovníků, vyvolala významné přehodnocení přístupu v řízení FAC v JE v USA. V květnu 1989 naridila americká NRC, aby všechny JE v USA zavedly dlouhodobý program, který zajistí, že FAC nepovede k degradaci jednofázových a dvofázových vysoce energetických systémů z uhlíkové oceli.

Poruchy indukované FAC se od té doby sice nadále občas vyskytují v JE v USA, ale důsledky jsou zanedbatelné. V JE Indian Point 2 v říjnu 2001 byla pozorována netěsnost v systému technické vody poblíž v blízkosti svaru v kolene trubky o průměru 50 mm ze slitinou 706 z mědi a niklu před průchodkou do kontejnmentu. Bylo zjištěno, že potrubí bylo perforováno pomocí FAC spojeného s nadměrným lokálním průtokem způsobeným prasknutím kořene svaru. V srpnu 1999 v JE Callaway došlo ke gilotinovému prasknutí v drenážním potrubí umístěném mezi odtokovou nádrží pro přehříváče odlučovače vlhkosti a ohříváčem napájecí vody. K selhání došlo v koleně o zaoblení 45 stupňů. V květnu 1999 na JE Point Beach 1 došlo k prasknutí na straně tělesa ohříváče napájecí vody kvůli ztenčení stěny spojenému s parním impingement (nárazy kapičkami v páře) a FAC.

Tyto nedostatky podporují předchozí zjištění, že FAC se častěji vyskytuje u uhlíkových a nízkolegovaných ocelí než u nerezavějících ocelí a že tyto poruchy se nejčastěji vyskytují v místech s vysokým průtokem, jako jsou například parní turbíny a potrubí napájecí vody. FAC může být proto minimalizován jak správným výběrem materiálů, tak i správnou konstrukcí v oblastech s vysokým průtokem. Avšak pokračující výskyt tohoto fenoménu také podtrhuje důležitost inspekce v provozu k detekci oblastí ztenčování stěn.

Obecná, důlková a štěrbinová koroze

Obecná, důlková a štěrbinová koroze byly důvodem závažných poruch pouze čtyřikrát v událostech analyzovaných během této studie.

Obecná koroze, také známá jako rovnoměrná koroze, probíhá přibližně stejnou rychlostí na kovovém povrchu. Ztráta materiálu v důsledku obecné koroze je dopad stárnutí, který vyžaduje řízení u nízkolegovaných oceli, uhlíkových oceli a litinu ve venkovním prostředí. Pitting je forma lokalizované koroze kovového povrchu, omezeného na bod nebo malou plochu, která má formu dutin nazývaných pits (důlky). Štěrbínová koroze je lokalizovaná koroze kovového povrchu na nebo v bezprostředním sousedství z oblasti, která je chráněna před úplným vystavením okolnímu prostředí kvůli těsné blízkosti kovu a povrchu jiného materiálu. Štěrbínová koroze se vyskytuje v mokřím nebo zasypaném prostředí, kde existuje štěrbinová oblast nebo oblast nízkého průtoku, která umožňuje vytvářet v komponentě korozivní prostředí. Nejčastěji se vyskytuje ve spojích nebo v bodech kontaktu mezi kovy a nekovy, jako jsou povrchy těsnění, kloubové spoje a pod hlavičkami šroubů. Uhlíkové oceli, litiny, nízkolegované oceli, nerezavějící oceli, slitiny mědi a niklu jsou všechny náchylné štěrbinové korozi. Ocel může být v některých případech vystaveno štěrbinové korozi po degradaci nerezové výstelky nebo nátěru.

Jak obecná, tak lokalizovaná koroze zůstávají problémem stárnutí, ale zdá se, že je řízena účinněji než praskání pod napětím.

Koroze iniciovaná kyselinou boritou

Koroze uhlíkové oceli a nízké legované oceli v důsledku kyseliny borité byla pozorována u PWR po dobu nejméně 30 let. Ve většině případů uniká chladicí kapalina s kyselinou boritou reaktoru z přírubových spojů a nanáší se na povrchy dílů z feritické oceli. Ve většině případů se jednalo o poškození závitových spojovacích prvků jako jsou šrouby ventilu, čerpadel a krytu otvoru. V několika případech došlo k úniku z příruby trysky CRDM nebo prasklých trysek CRDM, což vedlo ke korozi víka TNR.

V JE v USA se vyskytlo několik případů koroze indikované kyselinou boritou u krytu otvoru na konci roku 1970 a počátku 80. let. Pravděpodobně nejvýznamnější případ koroze indikované kyselinou boritou se stal ve JE Fort Calhoun v roce 1980. Tři ze čtyř čerpadel chlazení reaktoru v JE vykazovaly únik na rozhraní mezi tělesem čerpadla a krytem. Několik šroubů na každém čerpadle bylo ovlivněno; nejhorší ztratily třetinu svého původního průměru.

V roce 1986 byla zjištěna koroze v JE Arkansas Nuclear One 1, která ovlivnila komponenty z uhlíkové oceli na potrubí vysokotlakého vstřikování a potrubí chladicího systému reaktoru. Unik chladicí kapaliny nastal na ručním izolačním ventilu a zřejmě pokračovala asi šest měsíců. Maximální hloubka koroze ve spodní části ventilu byla 12,7 mm, zatímco v přilehlém potrubí cca 6,3 mm. V JE North Anna byla zjištěna koroze v tělese napájecího čerpadla chladicí kapaliny z uhlíkové oceli spojené s prasklinami v nerezové výstelce. Poškození bylo zjištěno v období 1989-1994.

V roce 1987 byla zjištěna koroze víka TNR v reaktoru v JE Turkey Point 4. Konické těsnění v sestavě přístrojové kolony mělo únik, který způsobil, že chladivo s kyselinou boritou na víko

TNR. Ačkoli byl únik zjištěn při odstávce v srpnu 1986, bylo zjištěno, že riziko významného koroze je nízké. Nicméně při odstávce v březnu 1987 bylo nalezeno 227 kg krystalů kyseliny borité pokrývající část víka TNR. Nejvíce postiženými součástmi byla příruba víka TNR a několik přírubových čepů a matic.

V srpnu 1987 byly v reaktoru Salem 2 nalezeny krystaly kyseliny borité na švu ve větracím krytu obklopujícím oblast víka TNR. Únik se vyskytl u těsnění v termočláňkovém závitovém spoji. Koroze na víku TNR způsobila devět důlku o průměru 25 až 76 mm a hloubce 9 až 10 mm.

V roce 1988 vydal US NRC generický dopis 88-05, který popisuje problémy s korozí kyselinou boritou u komponent z uhlíkové oceli na hranici primárního okruhu. Dopis požadoval, aby všichni držitelé povolení zavedli program identifikace uniku, kontroly, inženýrských hodnocení a nápravných opatření, „aby se zabránilo korozním účinkům úniku systému chladiwa reaktoru."

V roce 1994 našli v JE Calvert Cliffs tři místa na přístrojích, které byly korodovány kyselinou boritou, která unikla těsněním přírubového těsnění, a v JE Three Mile Island našli pracovníci údržby čtyři zkorodované šrouby (z celkového počtu 8), které držely tlakový sprejový ventil.

Mimo USA v roce 1970, na bloku Beznau 1 ve Švýcarsku nastal únik těsněním ve svarovém defektu. Na víku TNR bylo pozorováno velké množství kyseliny borité. V blízkosti průniku CRDM byla pozorována zkorodovaná oblast ve tvaru srpku. Zkorodovaná oblast byla o šířce 50 mm a hloubce 40 mm.

V roce 1996 zaznamenala JE Bugey 3 ve Francii únik z nesprávně sestavené šroubové příruby na odvodušňovacím potrubí. Další JE ve Francii, Tricastin 4, také zaznamenala v roce 1998 únik v těsnění. V obou těchto případech, přestože byly z víka TNR odstraněny významné množství kyseliny borité, byla maximální hloubka korozního útoku jen několik milimetrů a nevyžadovaly žádné opravy.

V databázi IRS jsou uvedeny další příklady poškození komponent kvůli korozi kyselinou boritou v USA. V JE Davis Besse v únoru 2002 v oblasti svaru na nátrubku CRDM (viz podrobnější popis v kapitole 6.2.4), v JE North Anna Unit 2 v říjnu 2001 na průchodce víka TNR na svaru a na JE Three Mile Island Unit 1, v listopadu 2003 v kompenzátoru objemu na spodním ohřívači. Další dva podobné případy koroze kyselinou boritou v USA na víku TNR nastaly na JE Sequoyah 2 v prosinci 2002 a JE Comanche Peak 1 v listopadu 2002 bez významnější degradace víka TNR. Tyto příklady poukazují na potenciál koroze působením kyseliny borité ve feritových ocelových součástech v PWR.

Přestože se v jaderných elektrárnách vyskytly případy PWSCC u nátrubku CRDM z Alloy 600 s výsledkem uniku kyseliny borité, nebyla očekávána míra degradace víka TNR, jak se tomu stalo v JE Davis Besse. Ve většině případů prasklin přes stěny v nátrubku CRDM se zdá, že celkový únik z trhliny do prstence CRDM byla velmi nízká. Zkušenosti s Davis Besse dokazují, že tomu tak nemusí být vždy. Je důležité porozumět podmínkám, které mohou vést k agresivnímu koroznímu útoku.

Opotřebení

Stárnutí způsobené opotřebením je obvykle spojeno s aktivními součástmi s pohyblivými částmi. Byly zjištěny případy, které byly způsobeny událostmi souvisejícími se stárnutím. Pouze v jednom případě došlo k výpadku bloku. Součástí této skupiny událostí souvisejících se stárnutím jsou především aktivní relé, vypínací a solenoidové ventily. V jednom případě to byl SKŘ konektor (pasivní), který selhal kvůli vibracím a nadměrnému opotřebením. Jedna hlášená událost vykazuje potenciál vzhledem k běžným příčinám kvůli nedostatečnému mazání ventilů poháněných motorem (převodovka), což způsobilo nadměrné opotřebením převodového stupně.

I další časté degrační mechanismy a dopady stárnutí (jako ztráta izolačního odporu, ztráta kapacity elektrických kondenzátorů, stárnutí maziva, posunutí žádané hodnoty, degradace těsnění, tvorba produktů koroze mezi kontakty relé) sice mají dopad na bezpečnost provozu JE, ovšem vzhledem k omezení doby provozu JE jsou nepodstatné. Proto nejsou v této práci zmiňovány jako významné.

6.2.6 Důležité poznatky z historie závažných poruch a provozních zkušeností

Důležité poznatky z hlediska dopadu stárnutí zařízení na celkovou životnost JE

Degradace stárnutím může být latentní a někdy obtížně detekovatelná včas. Proto má JE typický soubor specifických programů řízení stárnutí, které pomáhají řídit stárnutí pasivních a aktivních staveb a komponent. Hlavním cílem těchto programů je včasné odhalování dopadu stárnutí a poskytování souboru preventivních opatření, aby se zabránilo selhání SKK.

Stárnutí související s degračními mechanismy může mít potenciál k rozvoji poruch se společnou příčinou (efekt stárnutí může zahrnovat stejné součásti v redundantních systémech), které v případě, že nejsou rozpoznány včas, mohou vést k poruchám zařízení, k vícenásobnému selhání, k narušení bezpečnosti bezpečnostních bariér nebo výkonu bezpečnostních funkcí.

Z hlediska bezpečnosti musí efektivní řízení stárnutí identifikovat degradaci SKK před jejich selháním. Proto je důležité, aby JE vytvořily programy pro pasivní a aktivní komponenty, které umožní včasné odhalení dopadu stárnutí a zabrání ohrožení bezpečnostních rezerv SKK.

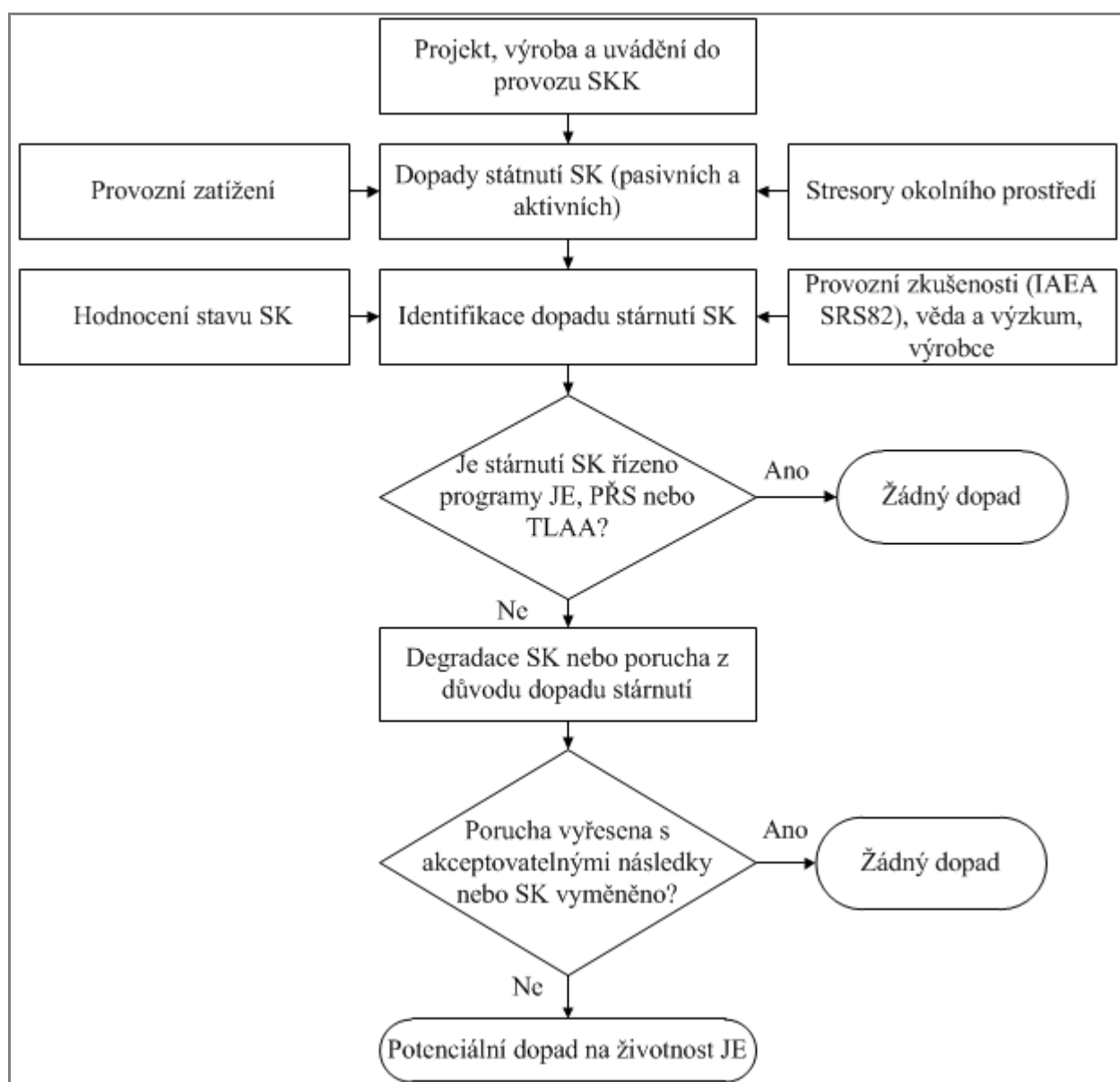
Získané poznatky mohou poskytnout důležitou zpětnou vazbu k programům a postupům, které jsou určeny k řízení stárnutí SKK. V tomto ohledu by důkladné šetření provozních událostí souvisejících se stárnutím mohlo poskytnout cenné informace o pochopení příčin degračních mechanismů, jakož i k určení a provádění účinných preventivních/ nápravných opatření.

Vývojový diagram na obr. 24 ilustruje některé důležité faktory, které mohou přispět k událostem souvisejícím se stárnutím:

1. Stresory prostředí a provozní zatížení: Provozní zkušenosti ukazují, že správné pochopení provozních zatížení a stresorů okolního prostředí je důležité již ve fázi návrhu SKK. Určitě pomůže správně nastavit projektová kritéria pro každou stavbu a komponentu tak, aby byla schopna odolat očekávaným provozním zatížením a podmínkám. Určitě není možné eliminovat faktory stárnutí SKK, vždy bude docházet k degradaci stárnutím. Počáteční

projekt by však měl zahrnovat dostatečné bezpečnostní rezervy s ohledem na předpokládanou životnost a stárnutí v provozu. Tím se zajistí, že si SKK zachovají své zamýšlené funkce během celé své životnosti.

2. Identifikace a řízení dopadů stárnutí: Samotný projekt však nemůže předvídat všechny provozní zátěže a podmínky, kterým musí SKK odolat během své životnosti. Proto musí být zavedeny programy řízeného stárnutí pro pasivní a aktivní součásti, které zajistí pravidelné monitorování výkonu systému a jeho komponent, jakož i zajištění včasného zjištění degradací souvisejících se stárnutím. Hodnocení řízení stárnutí (ageing management review) pro dlouhodobé pasivní stavby a komponenty, obvykle prováděné jako součást přípravy bezpečného LTO [7] nebo Periodického hodnocení bezpečnosti [8], je doporučenou praxí, která poskytuje přiměřenou jistotu, že se účinky stárnutí vhodně řídí po celou dobu provozu. Řízení stárnutí aktivních prvků, jako jsou vnitřní a vnitřní ventily čerpadel a ventilů, které plní zamýšlené funkce s pohyblivými částmi nebo se změnou konfigurace, by měly být předmětem preventivní údržby a výměny na základě kvalifikované životnosti nebo stanoveného časového období. Programy a postupy údržby zařízení, jak je popsáno v [7], jsou doporučenou praxí, která poskytuje přiměřenou jistotu, že účinky stárnutí budou řízeny po dobu provozu. Soubor programů sledování (surveillance), tj. monitorování výkonu a spolehlivosti, periodické testy, inspekce v provozu, údržba, výměna atd. významně přispívá k včasnému zjištění stárnutí související s degradací SKK.
3. Společný degradační mechanismus pro skupinu komponent může vést k selhání ze společné příčiny. Pokud nastane tato událost v JE, obvykle na začátku šetření není známo, zda jsou dopady stárnutí hlavní příčinou události. Správná identifikace degradačního mechanismu je užitečná, protože poskytuje důležitou zpětnou vazbu pro doplnění databázi environmentálních stresorů, degradačních mechanismů pro daný materiál, prostředí a provozního zatížení. Dále pomáhá posoudit účinnost stávajících programů s cílem zlepšit jejich schopnost včas detekovat dopady stárnutí staveb a komponent.
4. Za předpokladu, že jsou dopady stárnutí pasivních konstrukcí komponent řízeny, je zachován stav kvalifikovaných zařízení, jsou monitorovány, opravovány nebo nahrazovány aktivní součásti, které jsou předmětem výměny na základě kvalifikované životnosti nebo stanoveného časového období, dopady stárnutí jsou adekvátně řízeny. Události způsobené stárnutím se obvykle vyskytují tehdy, když určité degradační procesy SKK související se stárnutím nejsou identifikovány včas, ani údržba a sledování nejsou adekvátně provedeny, ani nejsou komponenty nahrazeny v daných časových intervalech. Důsledky událostí souvisejících se stárnutím mohou mít lokální dopad (selhání jednoho komponentu), mohou vést k nežádoucím přechodným podmínkám nebo mohou vyvolat funkci bezpečnostních zařízení.



Obr. 24 Vliv událostí způsobených stárnutím zařízení na celkovou dobu života JE

Obecné poznatky

Vyhodnocení událostí souvisejících se stárnutím a poučení získané v rámci této práce identifikovaly následující poznatky:

1. Hodnocení provozních zkušeností je použitelným a účinným nástrojem pro identifikaci důležitých bezpečnostních problémů a změn ve spolehlivosti SKK v důsledku jevů stárnutí. Vyžaduje rozsáhlé databáze a vhodné metody k jejich vyhodnocení.
2. Z provozních zkušeností vyplývá, že události související se stárnutím nejsou mezi hlášenými událostmi dominantním přispěvatelem a neexistují žádné rostoucí trendy frekvence událostí souvisejících se stárnutím reaktorů.
3. Podíl událostí souvisejících se stárnutím v celkových hlášených událostech závisí také na kritériích a praxi hlášení událostí, které se mohou lišit v zemích provozujících JE. Tato

skutečnost vysvětluje především rozdíly v odhadovaných frekvencích událostí, podílech degradačních mechanismů a přispívajících komponent.

4. V některých případech může být rozdílná provozní zkušenost spojena se stejným zařízením, ale s odlišnou konstrukcí a použitým materiálem. Typickým příkladem je použití slitin na bázi niklu v trubkách parogenerátorů, které jsou náchylné ke koroznímu praskání pod napětím. To vedlo k řadě událostí, ke kterým došlo v trubkách parogenerátorů ve Francii, ale nikoliv např. v Německu, kde jsou trubky v trubkách parogenerátorů vyrobeny z jiného materiálu.
5. Na událostech souvisejících se stárnutím mechanických komponent se nejvíce podílí pasivní tlakové potrubí a aktivní ventily. Dalšími typickými mechanickými komponentami byly vnitřní části aktivních komponent jako jsou diesellové motory, čerpadla poháněná motorem a turbínou.
6. U událostí souvisejících se stárnutím pasivních elektrických komponent byly kabely nejčastější. Aktivní elektrické součásti představovaly transformátory, elektrické motory, kondenzátory, baterie a elektrické vypínače.
7. U událostí souvisejících se stárnutím hlášených z aktivních složek SKŘ se jednalo zejména o kondenzátory, relé a elektronické karty.
8. U staveb a stavebních konstrukcí bylo hlášeno pouze několik událostí souvisejících se stárnutím. V mnoha případech by doplňkové informace, jako jsou konstrukční prvky dotčené stavby a konstrukční části, převažující provozní zatížení a podmínky, by byly nutné doplňkové informace v hlášeních o událostech, aby bylo možné řádně vyhodnotit chování SKK při stárnutí.
9. Zdá se, že se nezobrazují všechny události související se stárnutím. Skutečně hlášené události jsou jen „špičkou ledovce“. Soubor údajů pocházejících z činností údržby by navíc umožnil přesnější analýzu chování SKK při stárnutí. To je patrné zejména u komponentů SKŘ, které jsou součástí bezpečnostních systémů a podpůrných systémů.
10. Hodnocení provozních zkušeností se zdá být nedostatečné, zejména pro elektrické a přístrojové kabely s ekologickou kvalifikací, jejichž selhání je třeba se vyhnout i v náročných podmínkách prostředí (LOCA, HELB) na konci jejich kvalifikovaného života.

Specifické poznatky spojené s konkrétní skupinou komponent

Pasivní mechanické komponenty

Pasivní mechanické komponenty lze charakterizovat jako vysoce spolehlivé a v mnoha případech „obtížně nahraditelné“ komponenty. Předpokládá se, že jakmile budou instalovány, měly by fungovat bez výměny a obnovy až do konce své projektové životnosti. V důsledku toho nejsou součástí preventivní údržby, pouze sledování výkonu. Porucha pasivní mechanické součásti by však mohla mít významný vliv na bezpečnost JE, neboť by mohla vést k iniciačním událostem, přechodovým podmínkám s velkým snížením výkonu nebo ztrátou bezpečnostních funkcí. Zvláště je třeba zamezit či zmírnit dopady stárnutí na tlakové hranici primárního okruhu pro PWR.

Proto je třeba zajistit, aby se neprojevovaly žádné dopady stárnutí, jako je například praskání nebo ztenčování stěn. Z tohoto důvodu je třeba přijmout vhodná monitorovací opatření, aby bylo možné zjistit stresory/zatížení, která nebyla v projektu předpokládána a která vyžadují dostatečné kontroly v provozu, aby bylo možné včas identifikovat jakoukoli degradaci.

Různé druhy koroze a únavy přispívají k událostem ovlivňujícím pasivní mechanické součásti. V mnoha případech byly události související se stárnutím identifikovány nedestruktivním vyšetřením, tj. před selháním komponent. Platí to především pro velké součásti včetně potrubí s větší jmenovitou světlostí. V malém potrubí se ale také vyskytly úniky způsobené korozí nebo únavou.

Tepelná stratifikace nebo míchání horké a studené vody mohou způsobit střídavé zatížení s následkem tepelné únavy. Pokud se v konstrukci nepředpokládají odpovídající zatížení, mohou způsobit únik až úplné prasknutí postižených pasivních mechanických součástí, jako jsou tlakové trubky. Ve skutečnosti tepelná únava způsobila neizolovatelné primární únik chladicí kapaliny v pomocných potrubích připojených k primární chladicí kapalině v několika JE po celém světě. Následují získané poznatky:

1. Neizolovatelné úseky pomocných systémů připojených k primárnímu okruhu, které by mohly být vystaveny tepelné únavě, by měly být identifikovány s ohledem na možnost vnitřního úniku mezi sekcemi s různými teplotami, a tudíž možnosti vytvářet nestabilní rozvrstvení. Měly by být přijata vhodná opatření k zabránění nebo zmírnění rizika lomu v důsledku tepelné únavy v neizolovatelných úsecích potrubí pomocných systémů připojených k primárnímu okruhu, zejména při preventivním monitorování a údržbě izolačních ventilů, při instalaci druhého oddělovacího ventilu, detekci vnitřního úniku, zařízení pro odvod vnitřního úniku do nádob nebo jiných systémů.
2. Integrita neizolovatelných částí potrubí pro pomocné systémy připojené k primárnímu okruhu by měla být pravidelně testována nedestruktivními zkouškami. To lze provést na základě odběru vzorků s přihlédnutím k riziku a bezpečnostnímu významu úniku v posuzované sekci.
3. Podpěrné potrubní konstrukce mohou mít významný dopad na neizolovatelný úsek pomocných systémů připojených k primárnímu okruhu, které by měly být periodicky kontrolovány, aby se zajistilo, že zajistí jejich funkce bez neúmyslného nebo nežádoucího fyzického kontaktu mezi trubkami a sousedními konstrukcemi.
4. Místní dočasné změny teploty, které jsou relevantní pro únavu, by měly být monitorovány pomocí vhodných systémů, aby bylo možné kontrolovat degradaci v důsledku tepelné únavy v bezpečnostních úsecích potrubí. Když se tlakové trubky z austenitické oceli dostanou do kontaktu s chloridy, může způsobit korozní praskání pod napětím přes zrna materiálu (Trans Granular Stress Cracking Cracking - TGSCC) selhání součástí. Systémy vyrobené z austenitické oceli nejsou obecně předmětem opakovaných provozních kontrol (In-service inspection – ISI). To platí zejména pro austenitické oceli obecných kovových součástí potrubí pod tlakem, protože většina inspekci je omezena pouze na svary. Ve skutečnosti byl chloridem indukovaný TGSCC v minulosti v průběhu pravidelných programů ISI detekován jen zřídka. Aby se zabránilo vzniku TGSCC vyvolaného chloridem, je důležité vyhnout se

kontaktu chloridů s austenitickými ocelovými komponentami. Z tohoto důvodu by měly být ve všech JE zavedeny vhodné postupy pro udržování chemie v oblasti vody. Odpařování chladicí kapaliny v částečně naplněných stagnujících systémech může stačit k akumulaci dostatečného množství chloridů k vyvolání TGSCC.

Pokud jde o zařízení TNR a kompenzátoru objemu, analýza [49] ukázala, že byly zaznamenány praskliny a netěsnosti svých částí (např. pohaněči mechanismu řídicích tyčí, průchodky víkem reaktoru nebo ohříváky a nátrubky kompenzátoru objemu). Co se týče jejich nejčastějších příčin, popisy událostí poukazují na různé druhy koroze, jako je pitting, impingement, vysoká koncentrace kyslíku nebo použití materiálů obsahujících vodou rozpustné chloridy (azbest) jako izolační materiál. Studie odhalila skutečnost, že mezi jinými nápravnými opatřeními bylo přijato důležité rozhodnutí nahradit víka reaktoru (např. ve Francii) vyrobené ze slitiny 600 podobnými slitinami 690, který nabízí lepší odolnost vůči koroznímu praskání pod napětím.

Pokud jde o parogenerátory, analýza ukázala, že svazky trubek parogenerátoru jsou obecně vystaveny korozi na primární i sekundární straně, zejména korozi pod napětím, opotřebení a okrajově i tepelné a mechanické (vibracím) únavě. Bylo zjištěno, že koroze byla opět hlavní příčinou událostí. Francouzské provozní zkušenosti ukazují, že provozovatel postupně nahrazuje parogenerátory s trubkami z Inconel 600 za parogenerátory s trubkami Inconel 690 HT (tepelně ošetřeny, vyrobenými z odolnějšího materiálu z hlediska koroze pod napětím). Vedle svazků trubek, analýza ukázala, že parogenerátory vykazovaly úniky také přes příruby během odstávek pro výměnu paliva. Tyto netěsnosti mohou být v převážné většině spojeny s nesprávnými lidskými činnostmi, ale existovaly záznamy týkající se trhlin přes stěnu do základního kovu svarů. Jako dobrá praxe bylo dokázáno, že celistvost trubek parogenerátoru podléhá pravidelným kontrolám – ve skutečnosti je těsnost trubek parogenerátoru neustále sledována. Bylo zjištěno, že provozovatele optimalizují chemii chladiva reaktoru a sekundární chladicí kapaliny, aby se minimalizovala degradace a netěsnosti a také periodicky čistí trubkovnice a sledují množství odstraněného kalu.

Pokud jde o potrubí, analýza provozních zkušeností ukazuje, že malé měřicí přístroje, odvzdušňovací a odvodňovací potrubí (z hlavního primárního potrubí) jsou nejčastěji vystaveny únikům a trhlinám, ale okamžitě na důsledky jsou mnohem menší než potenciální následky úniku z velkých tlakových potrubí. Hlavními příčinami zjištěnými v potrubí byly: únava, koroze/eroze a výrobní vady. Méně než 10% událostí týkajících se potrubí lze připsat provozním chybám. Faktory vyvolávající únavu jsou nadměrné vibrace, tlakové rázy a tepelná únava v důsledku provozního zatížení potrubí. Bylo také zjištěno, že nevhodná kombinace slitin a chemických parametrů média uvnitř trubek je hlavní příčinou koroze/eroze v potrubí. Trouby jsou obvykle vyrobeny z austenitických nebo kombinace austenitických a feritických nerezových ocelí, a to jsou materiály citlivé na korozní praskání pod napětím. Německé provozní zkušenosti ukázaly, že v německých elektrárnách je obvyklá opatření pro předcházení trhlinám a únikům z potrubí. Výrobní a provozní inspekce jsou z velké části zaměřeny na detekci indikací blízkých povrchu, například v oblasti kořenů svarových švů. Programy monitorování, inspekce a preventivní údržby byly identifikovány jako hlavní oblasti pro možné zlepšení.

Dopady stárnutí pasivních mechanických komponent důležitých pro bezpečnost jsou typicky řízeny programy řízení stárnutí. Atributy, stejně jako formát a obsah programů generického řízení stárnutí lze nalézt v [7]. Tyto programy mají definovaný rozsah, metody monitorování pro zjištění

dopadů stárnutí, kritéria přijatelnosti a ustanovení pro nápravných opatření, jakož i atributy zajištění kvality a dokumentace.

Program provozních kontrol (ISI) je typickým programem pro řízení stárnutí. Poskytuje důležitý zdroj dat pro řízení stárnutí, což umožňuje opakované posouzení SKK během životnosti zařízení. Výsledky ISI by měly být řádně zdokumentovány pravidelně vyhodnocovány, aby se zvýšilo pochopení chování komponent a podmínek jejich zatížení. Nedestruktivní zkušební metody, vybavení a personál, které jsou součástí programu ISI, musí být kvalifikovány podle národních norem, regulačních požadavků a mezinárodních doporučení (např. IAEA, ENIQ).

Provozní podmínky pasivních mechanických součástí by měly být dále optimalizovány, aby se minimalizovaly stresory prostředí. Výsledky výzkumu a vývoje by měly být pravidelně vyhodnocovány a prováděny s cílem lépe porozumět degradačním mechanismům a přispívajícím faktorům.

Aktivní mechanické komponenty

Mechanické zařízení, které plní projektové funkce s pohyblivými částmi nebo se změnou konfigurace, podléhá většinou preventivní údržbě a výměně na základě kvalifikované životnosti nebo stanoveného časového období. Proto aktivní součásti většinou nepodléhají řízení stárnutí. Místo toho jsou aktivní součásti zahrnuty do programů sledování a údržby.

Jediná porucha aktivní mechanické součásti při normálním provozu může mít dopad na výkon JE. Bezpečnostní dopad těchto typů poruch je však omezen. Jediná porucha aktivní součásti v bezpečnostních systémech může vést ke ztrátě redundantnosti, nikoliv ke ztrátě bezpečnostní funkce. Proto hlášené bezpečnostně významné události se selháním aktivních složek jsou obvykle kombinací selhání a dalších faktorů jako jsou lidské chyby nebo nedostatky postupu.

Nápravná opatření k odstranění příčin jsou zaměřena na optimalizaci programů preventivní údržby a na výměnu náhradních dílů nebo materiálů. Pracovní podmínky aktivních mechanických součástí by měly být dále optimalizovány, aby se minimalizovaly environmentální stresory. Výsledky programů údržby pro aktivní mechanické součásti by měly být pravidelně vyhodnocovány a optimalizovány, pokud výsledky vykazují nežádoucí trendy poruch zařízení.

Vzhledem k tomu, že aktivní komponenty jsou opravitelné a obecně vyměnitelné v časově specifikovaných intervalech, proces šetření událostí se ne vždy zaměřuje na identifikaci a charakterizaci degradačního mechanismu. Uvádějí se také události s "neidentifikovanými" degradačními mechanismy, protože v mnoha případech postačuje provést korektivní údržbu.

Elektrické komponenty

Elektrické zařízení obsahuje pasivní součásti (kabely a konektory, uzavřené autobusy, držáky pojistek apod.) a aktivní součásti (transformátory, elektromotory, servopohony, solenoidové ventily, relé apod.) Elektrické kabely a konektory důležité pro bezpečnost, které jsou umístěny v drsném prostředí, podléhají environmentální kvalifikaci, tj. mají kvalifikovanou životnost, která již byla stanovena v projekt. Kabely a konektory s kvalifikací na podmínky okolního prostředí jsou vyměněny před vypršením kvalifikované životnosti nebo v některých zvláštních případech mohou

být předem překvalifikovány po delší dobu provozu. Musí však podléhat pravidelnému sledování po celou dobu svého kvalifikovaného života. Stav kvalifikace zařízení by měl být zachovávan hlavně prostřednictvím sledování, údržby, úprav a výměn, monitorování prostředí a zařízení.

Dopady stárnutí elektrických kabelů a konektorů důležitých pro bezpečnost, které nejsou předmětem environmentální kvalifikace, jsou řízeny programy řízení stárnutí. Atributy, stejně jako formát a obsah programu generického řízení stárnutí lze nalézt v [7]. Tyto programy mají definovaný rozsah, metody monitorování pro zjištění dopadů stárnutí, kritéria přijatelnosti a ustanovení pro nápravných opatření, jakož i atributy zajištění kvality a dokumentace. Použití programů řízení stárnutí je základním způsobem, jak zkontrolovat způsobilost elektrických kabelů k provozu.

Aktivní elektrické komponenty podléhají preventivní údržbě a výměně na základě kvalifikované životnosti nebo stanoveného časového období. Proto většinou nepodléhají řízení stárnutí. Tyto komponenty podléhají sledování zaměřené na monitorování výkonu, pravidelné testy a preventivní údržbu.

Podobně jako u aktivních mechanických komponent má jediné selhání elektrické součásti omezený vliv na bezpečnost zařízení. Hlášené bezpečnostní události s poruchami elektrického zařízení obvykle způsobily kombinaci poruch a dalších faktorů, jako jsou lidské chyby nebo nedostatečnost postupu.

Typické degradační mechanismy spojené s elektrickými součástmi, které byly identifikovány u hlášených událostí, byly ztráta izolačního odporu (motor, vinutí transformátoru), ztráta fyzikálních vlastností (kabely), opotřebení (jističe), elektrická porucha atd. Dopady stárnutí jsou obvykle detekovány prostřednictvím sledování výkonu, pravidelných testů, vizuální kontroly, nedestruktivní kontroly nebo funkčních zkoušek. Ve většině případů je preferovanou nápravnou činností okamžitá náhrada degradovaného zařízení nebo náhradních dílů.

Potenciál pro selhání ze společné příčiny v důsledku stárnutí elektrických komponent je důležitým problémem, který je třeba mít na paměti. Riziko selhání ze společných příčin více redundantních systému by se mohlo stát ohrožením bezpečnosti během provozu zařízení.

Výsledky programů údržby aktivních elektrických komponent by měly být pravidelně vyhodnocovány a optimalizovány, pokud výsledky vykazují nežádoucí trendy v poruchách zařízení vyžadujících korektivní údržbu. Doporučujeme programy preventivní údržby nebo zavedení přístupu založeného na stavu zařízení.

Aby se minimalizovaly okolní stresory, měly by být dále optimalizovány provozní podmínky aktivních elektrických komponent. V některých případech by měla být zavedena ochrana proti stresorům životního prostředí (např. tepelná ochrana, stínění záření).

Komponenty SKŘ

Komponenty SKŘ se skládají z pasivních a aktivních komponent. Pasivní komponenty, typicky přístrojové kabely a konektory jsou buď environmentálně kvalifikované, nebo bez environmentální kvalifikace. Podobně jako u elektrických kabelů je použit stejný přístup k řízení dopadů stárnutí pro kabely SKŘ.

Aktivní součásti SKŘ jsou obvykle opravitelné a vyměnitelné. Programy preventivní údržby a sledování se zaměřují na monitorování výkonu a spolehlivosti, pravidelné testy a periodické nastavování. Stejně jako v případě elektrických a aktivních mechanických komponent má jediný výpadek komponenty pro měření a regulaci omezený vliv na bezpečnost JE. Bezpečnostně významné události se selháním komponenty SKŘ jsou obvykle kombinací selhání a dalších faktorů jako jsou lidské chyby nebo nedostatky procedur. Poruchy elektronické karty společně s poruchou elektrolytických kondenzátorů patří k nejreprezentativnějším poruchám komoditních skupin SKŘ. Tvorba whiskerů na elektronických deskách byla identifikována jako charakteristický degradační mechanismus ovlivňující komponenty SKŘ. Ztráta kapacity je typický degradační mechanismus elektrolytických kondenzátorů.

Ve většině případů bylo zjištěno, že selhání součástí bylo způsobeno stárnutím. Nahrazení selhané součásti je upřednostňovaným nápravným opatřením.

Výsledky programů údržby aktivních SKŘ komponent by měly být pravidelně vyhodnocovány a optimalizovány, pokud výsledky vykazují nežádoucí trendy v poruchách zařízení vyžadujících korektivní údržbu. Doporučujeme programy preventivní údržby nebo zavedení přístupu založeného na stavu zařízení.

Aby se minimalizovaly okolní stresory, měly by být dále optimalizovány provozní podmínky aktivních SKŘ komponent. V některých případech by měla být zavedena ochrana proti stresorům životního prostředí (např. tepelná ochrana, stínění záření).

Stavební komponenty

Jen velmi málo událostí ovlivňujících stavby nebo stavební komponenty bylo zjištěno při hodnocení provozních zkušeností. Zhoršení stárnutí v konstrukčních součástech jako je beton a výztuž z oceli, je zpravidla poměrně pomalý proces. Důkladná vizuální kontrola konstrukcí ve vhodných intervalech může být pro většinu těchto komponentů dostatečná. Je však důležité mít na paměti, že nepřiměřeně dlouhý interval inspekci prodlužuje dobu, po kterou může být degradace v konstrukční složce nedetekovaná, což umožňuje mít vliv na její provozuschopnost. Příklady dopadu stárnutí v JE Koeberg a JE Seabrook (viz kapitola 6.2.4) ukazují, že dopady stárnutí stavebních konstrukcí jsou velmi důležité a v některých případech (např. JE Crystal River) mohou mít významný dopad na životnost JE.

Specifické poznatky spojené s konkrétními degradačními mechanismy

Aby se minimalizoval výskyt chloridem indukovaného TGSCC v pasivních mechanických součástech, je důležité vyhnout se kontaktu chloridů s austenitickými ocelovými komponentami. Z tohoto důvodu by měly být ve všech JE zavedeny příslušné postupy. Měly by být identifikovány systémy, které obsahují stagnující, dvoufázovou chladicí kapalinu, ve které by mohlo docházet k odpařování a koncentraci chloridů a zohlednit to v programu ISI.

Aby bylo možné kontrolovat degradaci v důsledku tepelné únavy v bezpečnostních potrubních úsecích, měly by být vhodnými prostředky sledovány dočasné a místní změny teploty relevantní pro únavu a pravidelně vyhodnocovány. Aby nedošlo k selhání aktivních složek v důsledku

tepelného stárnutí organických a polymerních subkomponent, mohlo by být užitečné použít časově závislou analýzu údajů o spolehlivosti součástí. Korektivní opatření k odstranění dopadů stárnutí by se měly zaměřit na optimalizaci programů preventivní údržby a včasné nahrazení dílu nebo modernizací materiálů.

Aby se zabránilo tvorbě vláken (whiskeru) na deskách plošných spojů, měly by programy sledování obsahovat vhodná preventivní opatření k identifikaci tvorby vláken. Kromě toho by se také měla zvážit modernizace citlivých komponent za účelem eliminace tvorby vláken a výměna elektronických desek. Sledování trendů spolehlivosti by mohlo být užitečné při identifikaci včasného problému stárnutí bez "čekání" na výskyt závažných událostí.

6.3 ANALÝZA FAKTORŮ LIMITUJÍCÍCH PROVOZ JADERNÝCH ELEKTRÁREN S REAKTORY TYPU PWR/VVER

Účelem této kapitoly je analýza a sumarizace faktorů limitujících životnost elektráren typu PWR/VVER, které jsou v současnosti v provozu. Měla by být identifikována hlavní zařízení, stavby a komponenty limitující jejich životnost, diskutována možná opatření pro zajištění požadované životnosti (opravy, záměny, modernizace, změny provozních režimů, monitorování, diagnostika, analýzy atd.) Dále by měli být identifikovány hlavní potřeby vývoje a výzkumu a včetně potřebného vývoje diagnostických, monitorovacích a vyhodnocovacích metod.

6.3.1 Aktuální cíle LTO v jednotlivých zemích provozujících jaderné elektrárny s reaktory typu PWR/VVER

V současnosti provozuje JE s reaktory typu PWR/VVER celkem 25 zemí (Arménie, Belgie, Brazílie, Bulharsko, Česká republika, Čína, Finsko, Francie, Irán, Indie, Jižní Afrika, Jižní Korea, Japonsko, Maďarsko, Německo, Nizozemí, Pákistán, Rusko, Slovensko, Slovinsko, Španělsko, Švédsko, Švýcarsko, Ukrajina, USA a Velká Británie). Některé z nich však provozují i jaderné reaktory jiných typů. Další země, které provozují pouze jaderné reaktory jiných typů jsou Argentina, Kanada, Mexiko, a Rumunsko (<https://www.iaea.org/PRIS>).

Reaktory typu PWR/VVER se také jeví jako nejprogresivnější reaktory co se týče výstavby nových bloků. Nové JE s reaktory typu PWR/VVER se v současnosti (leden 2017) staví v Ukrajině, Jižní Koreji, USA, Rusku, Finsku, Francii, Slovensku, Číně, ale i v zemích, kde tyto reaktory ještě nejsou v provozu jako v Bělorusku, Spojených Arabských Emirátech a Pákistánu.

Aktuální cíle LTO v jednotlivých zemích provozujících JE s reaktory typu PWR/VVER se značně liší a jsou značně ovlivněny politickou situací v dané zemi. V některých zemích se stala budoucnost JE politickým argumentem některých politických stran, což má za následek nestabilní nebo dokonce nedefinovanou dlouhodobou národní strategii využívání jaderné energie pro výrobu elektrické energie.

Německá vláda prosadila postupně odstavení všech jaderných bloků do roku 2022. Tento plán je již do značné míry zrealizován a v současnosti vše nasvědčuje tomu, že žádná německá JE neprodlouží svůj provoz za původně projektovanou životnost.

V Japonsku po extrémně velkém zemětřesení doprovázeném až 31 metrů vysokou vlnou tsunami, došlo v březnu 2011 k nevratnému poškození čtyřech reaktorů elektrárny Fukushima-Daiichi. Od té doby je stále většina jaderných elektráren odstavena z provozu. Elektrárny implementují bezpečnostní opatření, které mají zabránit budoucímu negativnímu dopadu extrémních přírodních podmínek na bezpečnost elektrárny. Probíhá nový proces licencování všech bloků na nové požadavky jaderného dozoru. V současnosti jsou v provozu pouze dva bloky a zhruba deset bloků předložilo žádost o povolení provozu a čeká na rozhodnutí státního dozoru. Z hlediska LTO, nové zákony jasně stanoví omezení provozu na 40 roku, což je původní projektová životnost. Zákony splňují prodloužení provozu na 60 roku v případě splnění podmínek podobných v USA.

Legislativa ostatních zemích provozujících JE s reaktory typu PWR/VVER v zásadě umožňuje provoz jaderných elektráren za dobu jejich původní projektové životnosti při splnění podmínek, které jsou definované na značně rozdílné úrovni detailu i technických požadavků národního dozoru pro jadernou bezpečnost dané země. Většina národních dozorů také vyžaduje naplnění požadavků a doporučení IAEA pro LTO [6], [7].

Zřejmě nejdále je v tomto procesu v USA. V USA je v současnosti v provozu 100 bloků (5 bloků nedávno ukončilo provoz z ekonomických důvodů). 66 z těchto bloků je s reaktorem typu PWR. Americká legislativa umožňuje prodloužit dobu provozu z původních 40 let na 60 let. Podmínky pro udělení licence splnila a licenci na 60 roku provozu již obdržela převážná většina jaderných elektráren a ostatní již podali žádost na státní dozor.

Energy Power Research Institute (EPRI) v USA má LTO program na podporu provozovatelů při přípravě na LTO vytvářením technických základů potřebných pro rozhodovací schopnosti JE a zlepšování jejich programu řízení stárnutí, na které se odkazují na GALL i IGALL. LTO projekt je koordinován s mezinárodními partnery v oblasti výzkumu a vývoje. Ve Spojených státech je významným výzkumným partnerem US Department of Energy (DoE). USA DoE má zájem na financování výzkumu a vývoje, aby pomohl prodloužit životnost stávající flotily jaderných elektráren v USA. U více než 75% JE v USA již bylo schváleno prodloužení doby provozní licence ze 40 na 60 let provozu, a přes 30 JE je provozováno po dobu delší než 40 let.

Americké JE projevují zájem o druhé prodloužení licence k provozování z 60 na 80 let. Jaderná energie se podílí 19% na výrobě elektrické energie ve Spojených státech a představuje v USA více než 60% vyrobené energie bez generace CO₂. Americký státní dozor pro jadernou bezpečnost (US NRC) již připravil veškerou nutnou legislativu a technické požadavky. První žádosti o prodloužení doby provozu na 80 roků se očekávají v roce 2018 a 2019.

Americký model původní licence k provozu na 40 roku a poté prodloužení licence k provozu na 60 roků využívá celá řada zemí provozujících JE s reaktory typu PWR/VVER, např. již dříve zmíněné Japonsko, Nizozemí, Španělsko, Slovinsko, Brazílie, Jižní Afrika, Jižní Korea. Vyplývá to zejména z podobného designu elektráren s původní projektovou životností 40 roků a také z dostupnosti legislativy USA, která je veřejně přístupná na stránkách US NRC a je ověřena

v praxi na mnoha jaderných elektrárnách. Žádná z těchto zemí však zatím neuvažuje o prodloužení doby provozu za 60 roků.

Další významná skupina zemí má licenci k provozu časově neomezenou a možnost dalšího provozu souvisí s udělením povolení k provozu, které vydává státní dozor dané země vždy na 10 let v souvislosti s provedením Periodického hodnocení bezpečnosti (anglická zkratka PSR – Periodic Safety Review). Mezi tyto země patří Belgie, Francie, Česká Republika, Švédsko, Švýcarsko.

Reaktory typu VVER, jako např. JE Dukovany měli projektovou životnost 30 let (později modernější kory typu VVER 1000 měli projektovou životnost 40 let jako např. JE Temelín). Jejich provozovatelé proto prodlužují dobu provozu již po třiceti letech provozu a volí buď přístup PSR po deseti letech (Arménie, Česká republika), nebo americký model prodloužení od 20 roků, tedy z 30 na 50 roků (Finsko, Maďarsko), nebo prodloužení o 15 roků tedy z 30 na 45 a potom na 60 roků (Rusko, Ukrajina) a některé dokonce prodloužení z 30 roků přímo na 60 roků (Slovensko, Bulharsko). JE Loviisa ve Finsku již prodloužila dobu provozu obou bloků z 30 na 50 roků (tedy do roku 2027, respektive 2030). V roce 2017 provádí studii proveditelnosti prodloužení provozu obou bloků na 70 roků, přičemž rozhodnutí o realizaci by mělo padnout v roce 2018. Podobně i JE Paks v Maďarsku uvažuje o prodloužení doby provozu všech čtyř bloků z 50 let (tedy do 2032 až 2037) na 60 let.

Některé země zatím ještě, vzhledem ke stáří jejich reaktorů, nerozhodli, jakou cestou se vydají (Čína, Irán, Indie, Pákistán).

Všechny tyto země využívají PSR přístup nebo jiné výše uvedené přístupy, zatím ale uvažují o 60 letech provozu jako o maximální době (pouze USA již pracuje na prodloužení doby provozu na 80 roků a Finsko na 70 roků). Mimo provozovatele PWR/VVER i Kanada pracuje na prodloužení doby provozu většiny svých bloků typu CANDU na 76 roků provozu. Také JE Olkiluoto ve Finsku již dnes uvažuje o prodloužení doby svých dvou BWR bloků až na 80 let.

Tato situace se ale může změnit s blížícím se koncem doby provozu jednotlivých bloků (myšleno 60 roků provozu) za předpokladu dobrého stavu zařízení těchto bloků, dobré znalosti tohoto stavu a schopnosti prokázat vyhovění nejmodernějším bezpečnostním požadavkům.

6.3.2 Rozbor příčin trvalého odstavení reaktorů z provozu v současnosti

Pro nastínění celé škály potenciálních příčin trvalého odstavení JE z provozu se budeme v této kapitole zabývat nejenom reaktory PWR/VVER, ale veškerými typy reaktorů. Pomůže nám to komplexněji analyzovat potencionální hrozby i pro reaktory PWR/VVER. JE jsou v současnosti odstavovány z několika hlavních příčin:

1. Technické příčiny
 - a. Havárie nebo závažné poruchy
 - b. Vyčerpání projektové životnosti
2. Bezpečnostní požadavky

3. Ostatní příčiny

- a. Ekonomické důvody
- b. Politické rozhodnutí
- c. Environmentální důvody

Havárie nebo závažné poruchy jako důvod odstavení jaderných elektráren

Obecně lze říci, že z důvodů havárie nebo závažných poruch bylo odstaveno pouze několik elektráren. Tyto havárie lze pro účel této práce rozdělit na havárie nebo poruchy způsobené stárnutím zařízení a ostatní (nevhodný design, provozní chyby).

Do kategorie ostatní patří nejznámější havárie v elektrárně typu PWR v Three Mile Island 3 v USA v roce 1979 (provozní chyby personálu, kombinace poruch různých zařízení), elektrárna typu RBMK v Černobyl 4 na Ukrajině v roce 1986 (kombinace nevhodného designu a provozních chyb personálu) a bloky BWR ve Fukushima-Daiichi 1-4 v Japonsku v roce 2011 (kombinace nevhodného designu, neočekávané přírodní katastrofy a nepřipravenosti na havarijní situaci). Tyto tři havárie jsou také nejvýznamnější v historii mírového využívání jaderné energie, neboť při nich došlo k částečnému roztavení aktivní zóny reaktoru a k většímu (Černobyl) nebo menšímu (Three Mile Island a Fukushima Daiichi) úniku radioaktivních látek do okolí. Do této kategorie patří i havárie elektrárny A1 typu HWGCR (heavy-water gas cooled reactor) v Jaslovských Bohunicích. Při těchto haváriích nedošlo k úniku radioaktivity, elektrárny však byly významně poškozeny a posléze trvale odstaveny. Do této kategorie můžeme zařadit i trvalé odstavení FBR reaktoru Phenix a Superphenix ve Francii, jejichž provoz se ukázal jako velice problematický a poruchový.

Historie závažných poruch elektráren s reaktory typu PWR/VVER z hlediska stárnutí zařízení je rozebrána v kapitole 6.2. Některé tyto poruchy/degradace vedly k odstavení elektrárny jako v případě Crystal River 3 v USA, ale většina z nich byla vyřešena záměnou zařízení, opravou, dodatečnými inspekcemi a analýzami.

Vyčerpání projektové životnosti

V současné době je možno konstatovat, že samotné vyčerpání původní projektové životnosti není v současnosti příčinou k trvalému odstavení jaderného bloku z provozu. V souvislosti s dosažením původní projektové životnosti dělají ale provozovatelé zásadní rozhodnutí o významných investicích do obnovy zařízení z důvodů končící životnosti nebo zvýšených požadavků státních dozorů na bezpečnost. V kombinaci s jinými faktory jako je nestabilní státní koncepce jaderné energetiky nebo nízké ceny elektřiny volé někteří provozovatelé ukončení provozu v době dosažení původní projektové životnosti (např. JE Point Lepreau v Kanadě s reaktorem CANDU).

Bezpečnostní požadavky jako příčina odstavení jaderných elektráren

S vývojem technologií, rozvojem monitorovacích a diagnostických metod, a především s narůstajícími zkušenostmi z provozu, stárnutí a havárií JE narůstají bezpečnostní požadavky na

design, provoz a údržbu JE. Velká většina JE (s výjimkou USA, kde existují alternativní procesy) provádí každých deset Periodické hodnocení bezpečnosti [8], které spočívá v porovnání stávajícího stavu JE s požadavky nejmodernějších mezinárodních a národních předpisu, standardů a kódu. Výsledkem tohoto hodnocení jsou často nejenom požadavky na zlepšení procesu, předpisů a organizace činností v JE, ale také požadavky na významné modernizace a bezpečnostní zlepšení projektu JE. Dalšími zdroji modernizace a bezpečnostních zlepšení projektu JE jsou přímé požadavky státních dozorů v souvislosti s významnými haváriemi JE (např. JE Fukushima Daiichi) nebo jinými provozními zkušenostmi.

Tyto požadavky na modernizaci a bezpečnostní zlepšení projektu JE s sebou přináší potřebu značných investic, které mohou způsobit rozhodnutí provozovatele o ukončení provozu. Toto je v kombinaci s dalšími ekonomickými důvody případ několika bloků ve Švédsku (JE Ringhals – blok 1 a 2 a JE Oskarshamn – blok 1 a 2 ve Švédsku).

Ekonomické důvody odstavení jaderných elektráren

V ranném věku mírového využívání jaderné energie byla postavena celá řada prototypových elektráren o malém výkonu, které se staly později neekonomickými a byly postupně odstaveny. Celá řada takovýchto reaktorů byla v provozu a posléze byla odstavena zejména v zemích, které vyvíjeli elektrárny vlastních designů jako Rusko, USA, Velké Británie, Francie, Německo, Japonsko, Kanada, Slovensko, Švédsko, Švýcarsko atd. Kromě těchto elektráren bylo v poslední době odstaveno několik standardních sériových bloků z důvodů vysoké koncové ceny dodávané energie. Tento stav je způsoben např. zvýšenou konkurencí ze strany alternativních zdrojů elektrické energie (např. břidlicových plynů v USA a Kanadě), dotování jiných zdrojů a současné vysoké bezpečnostní požadavky a zdanění jaderné energie (JE Ringhals – BWR blok 1 a PWR blok 2 a JE Oskarshamn – BWR bloky 1 a 2 ve Švédsku).

Politické rozhodnutí odstavení jaderných elektráren

V některých zemích došlo k politickým rozhodnutím spojeným často s jadernými haváriemi. Po jaderné havárii v Černobyli na Ukrajině v roce 1986 odstavila všechny své jaderné bloky Itálie, po havárii v elektrárně Fukushima-Daiichi v Japonsku v roce 2011 se rozhodlo postupně odstavit všechny JE Německo.

Švédsko uzavřelo v roce 2005 a 2010 bloky v elektrárně Barseback na nátlak Dánska. Elektrárna byla totiž postavena na dohled od hlavního města Dánska Kodaně. Po sloučení Německa byly odstaveny všechny reaktory typu VVER v bývalém NDR. Při vstupu nových zemí do EU se některé východoevropské země zavázaly odstavit reaktory starších designů jako VVER 230 (JE Jaslovské Bohunice V1, Slovensko; JE Kozloduj 1-4, Bulharsko) a RBMK (JE Ignalina, Litva).

Nejasná jaderná strategie a s tím spojená nejistota návratnosti potřebných investic vedly k rozhodnutí o odstavení JE Muhleberg ve Švýcarsku.

Politický vliv může být velmi důležitým faktorem ovlivňujícím budoucí náklady na investice a provoz JE. V březnu roku 2015 nejvyšší soud EU rozhodl, že daň z užívání jaderného paliva nebo

daň z vyhořelého paliva je slučitelná s ústavou EU. Tímto bylo legalizováno zavedení zvláštních daní nebo poplatků za JE (např. daň z jaderného paliva uložená v Německu), zvýšení stávajících poplatků, změny podmínek pojistné smlouvy, nové bezpečnostní požadavky atd. Politický vliv ovlivnil také náklady na LTO s nárůstem daní a zvýšením poplatků uložených na vyřazení z provozu a na likvidaci radioaktivního odpadu. V ekonomickém posouzení LTO jsou všechny takové faktory, ať už faktické nebo dokonce jen možné, považovány za skutečné externí náklady. Politická rozhodnutí jsou ve většině případů výsledkem veřejného mínění. Zachování dobrých vztahů s veřejností pro provozovatele JE má tedy vždy zásadní význam.

Environmentální důvody odstavení jaderných elektráren

Globální oteplování země, měnící se přírodní podmínky, populační a demografický vývoj mohou mít zásadní vývoj na LTO jednotlivých JE. Rozhodnutí o odstavení JE nebo neumožnění prodloužení provozu z environmentálních důvodů většinou úzce souvisí s politickým rozhodnutím. Primární příčina je ale environmentální.

Celá řada JE používá pro chlazení kondenzátorů vodu z okolních vodních toků a to buď v otevřeném okruhu (bez chladících věží) nebo v uzavřeném okruhu (s chladícími věžemi). V některých zemích dochází k výraznému poklesu průměrného nebo minimálního průtoku vodních toků, což může mít za následek provozní omezení pro JE a v konečném důsledku může vést i k nutnosti odstavení nebo neprodloužení doby provozu JE. Tato problematika se velice podrobně řeší v USA v souvislosti s budoucím potencionálním prodlužováním doby provozu JE ze 60 na 80 roků.

Jako další příklad z této oblasti je silný demografický vývoj v některých oblastech. V JE Pickering byla postupně od roku 1971 uvedeno do provozu osm reaktorů typu CANDU v lokalitě cca 30 km od centra Toronta v Kanadě. S bouřlivým rozvojem města se dnes posunula hranice města na vzdálenost cca 5 km od JE. Další rozvoj města směrem k JE je jen otázkou času. Z tohoto důvodů bylo rozhodnuto neprodlužovat životnost této JE a odstavit všechny bloky po vyčerpání jejich projektové životnosti.

Závěrem této kapitoly je třeba poznamenat, že k odstavení provozovaných bloků doposud v naprosté většině nedochází z důvodů vyčerpání životnosti zařízení, ale z jiných, zejména politických a ekonomických důvodů. Elektrárny typu PWR/VVER byly doposud z technických důvodů (končící životnost nebo poruchy a havárie) trvale odstaveny jen zcela výjimečně. Dodnes se všechny bloky provozovaly po dobu kratší než 50 let. V současnosti (leden 2017) jsou nejstarší elektrárny v provozu 48 roků. Již dnes ale má celá řada elektráren povolení k provozu na 60 let a připravuje se proces pro povolování provozu na 80 let a možná i déle. S narůstající dobou provozu bude zcela jistě narůstat degradace materiálových a funkčních vlastností bezpečnostních zařízení elektráren. Tím se bude zvětšovat i význam řízeného stárnutí zařízení pro možnost bezpečného provozu za původní projektovou životnost. Zároveň se také pravděpodobně bude zvětšovat podíl elektráren, které budou odstaveny z důvodů neschopnosti prokázat dostatečnou životnost nebo bezpečnostní rezervy důležitých komponent těchto elektráren.

6.3.3 Hlavní SKK potencionálně limitující životnost elektráren s reaktory typu PWR/VVER a možná opatření pro zajištění jejich požadované životnosti

SKK používané v JE musí odolat velmi drsnému prostředí, včetně dlouhého času při zvýšené teplotě, ozařování neutrony, napětí a/nebo působení korozních médií. Mnoho způsobů degradace je složitých a mění se v závislosti na poloze a materiálu. Chápání a řízení degradace materiálů je však klíčem k pokračování bezpečného a spolehlivého provozu jaderných elektráren. Prodloužení provozu JE na 60 roků a více než 60 let zvýší nároky na materiály a součásti. Provoz nad 60 let zvýší dobu působení stresoru a neutronová fluence, avšak primárním faktorem bude zvýšená náchylnost ke známým degradačním mechanismům, i když jsou možné nové mechanismy [56].

Z hlediska předpokládané životnosti lze SKK jaderných elektráren rozdělit na zařízení:

1. Nevyměnitelná – technické, bezpečnostní a ekonomické důvody vylučují výměny těchto zařízení nebo stavebních konstrukcí v průběhu provozu JE;
2. Těžce vyměnitelná – záměna těchto zařízení v průběhu provozu JE je problematická z hlediska technické proveditelnosti (např. výměna velkých komponent, kabelových systémů, systémů SKŘ, železobetonových konstrukcí), bezpečnostního hlediska (např. vysoké radiační zatížení, jaderná bezpečnost) nebo ekonomických důvodů. Ve velké většině případů se jedná o kombinaci těchto třech případů;
3. Vyměnitelná – zařízení nebo stavební konstrukce lze vyměnit za identické nebo ekvivalentní po vyčerpání jejich životnosti.

Nevyměnitelné SKK

Pro jednotlivé typy reaktoru se liší rozsah nevyměnitelných a těžce vyměnitelných zařízení. Dále se budeme zabývat nevyměnitelným zařízením a stavebními konstrukcemi elektráren s reaktory typu PWR/VVER. Nevyměnitelná zařízení nebo stavební konstrukce mohou samozřejmě limitovat životnost celé JE. Proto se na mě zaměřuje pozornost programu řízeného stárnutí zařízení (viz kapitoly 4.5.2 a 5.1), vývoj diagnostických a monitorovacích metod (viz kapitola 5.2) i mezinárodní výzkum a vývoj (viz kapitola 5.4).

Z mechanických komponent se jedná o TNR. Ze stavebních konstrukcí se řadí na nevyměnitelné železobetonové konstrukce budovy reaktorového bloku. Žádné elektrické nebo I&C komponenty se v současné době nepovažují za nevyměnitelné.

TNR patří mezi komponenty, kterým se tradičně věnuje v jaderných elektrárnách velká pozornost. Pro zajištění a prokázání dostatečné životnosti TNR je potřeba znalost celé řady předpokladů:

1. Projektová východiska (design basis) – z důvodů budoucího hodnocení stavu TNR, provádění zkoušek, inspekcí, analýz a finálně pro prokázání zbytkové životnosti je třeba zajistit přístup JE k projektovým východiskům. Projektová východiska jsou většinou dobře známa a přístupná pro provozovatele jaderných elektráren. Existují ovšem elektrárny, které buď nevlastní projektová východiska nebo ztratili kontakt s projektovou organizací. Rada

projektových organizaci zanikla nebo neudrzuje projektovou dokumentaci elektraren projektovanych v sedmdesatych a osmdesatych letech k dispozici pro provozovatele. V takovem pripade musi elektrarny pristoupit k pomerne slozite a nakladne rekonstrukci projektovych vychodisek. Takoveto projekty byly uspesne provedeny i v cele rade elektraren s reaktory typu VVER, napr. JE Dukovany a Temelin v Ceske republice, JE Paks v Madarsku nebo JE Kozloduj v Bulharsku. Viece ke stavu teto problematiky poskytuje kapitola 4.5.1;

2. Výrobní proces – dobrá dokumentace z výrobního procesu je důležitým předpokladem pro budoucí analýzy a průkazy životnosti TNR. Mezi důležité informace patří podrobně informace o metalurgickém, tepelném a mechanickém zpracování materiálu TNR, přesně informace o složení každé stavby použitého základního materiálu, materiálu nerezového návaru a svarových materiálu. Tyto informace jsou většinou dobře zdokumentovány a jsou k dispozici;
3. Instalace TNR v jaderné elektrárně – důležité informace a záznamy spojené s instalací TNR a pracemi prováděnými v místě výstavby jako např. dokumentace svaru prováděných na stavbě. Tyto informace jsou většinou dobře zdokumentovány a jsou k dispozici;
4. Výsledky výrobních a předprovozních inspekci a zkoušek – poskytují výchozí stav (baseline) základního materiálu TNR, svaru, tepelné ovlivněné zóny okolo svaru a nerezového návaru. Ne vždy jsou všechny potřebné informace k dispozici. Navíc z důvodů vyvíjecích se kódu a standardu a diagnostických metod došlo v nedávné době k celé řadě případů, kdy diagnostika materiálu TNR provedena v současnosti za použití moderních metod a kódu odhalila vady TNR, které nebyly odhaleny ve fázi jejich výroby a instalace. Jako příklad můžou sloužit blok 2 JE Tihange and blok 3 JE Doel v Belgii. Tyto příklady jsou podrobně diskutovány v kapitole 6.2.4. Obdobný příklad, i když z jiných výrobních důvodů, se objevil v nedávné době u TNR bloku JE Beznau ve Švýcarsku;
5. Vzorky základního materiálu TNR, svaru, tepelné ovlivněné zóny okolo svaru a nerezového návaru – pro budoucí potřeby svědečného programu TNR je třeba zajistit dostatečně množství vzorku těchto materiálu pro každou použitou tavbu materiálu, materiál dobře zdokumentovat a vhodně skladovat pro budoucí potřeby svědečného programu TNR. Tento atribut je značně problematický pro celou řadu jaderných elektraren, a proto se nahrazuje jinými, méně průkaznými způsoby, jako extrapolací výsledku podobných materiálu;
6. Svědečný program materiálu TNR, svaru, tepelné ovlivněné zóny okolo svaru a nerezového návaru – svědečný program TNR musí být navržený tak, aby podával průkaz o bezpečném provozu TNR po zamýšlenou dobu provozu. Prodloužení doby provozu JE často vyžaduje modifikace a rozšíření svědečného programu. Problematika svědečného programu je dobře zvládnuta, ovšem často naráží na nedostatek potřebných vzorků materiálu. V některých zemích s nejasnou dlouhodobou jadernou strategií dochází k situaci, že svědečný program není včas modifikován/rozšířen. Jako následek se potom nedostává vhodně ozářený materiál v potřebnou dobu pro průkaz dalšího provozu. To někdy vede k alternativním řešením jako použití generických dat, výsledku z jiných reaktorů s podobným materiálem nebo použití většího lead faktoru (většího poměru dávkového příkonu vzorku k dávkovému příkonu skutečného materiálu TNR) 10 i více. To snižuje věrohodnost výsledku svědečného

programu TNR a vyžaduje větší míru konzervativnosti. V současnosti se v celé řadě zemí (včetně České republiky) snaží přejít z tradičního přístupu hodnocení odolnosti TNR proti křehkému lomu pomocí kritické teploty křehkosti T_k určené na základě Charpyho zkoušek vrubové houževnatosti na hodnocení odolnosti TNR proti křehkému lomu pomocí referenční teploty T_0 určené ze zkoušek statické lomové houževnatosti za přístupu „Master Curve“ (tato problematika je podrobně rozebrána v kapitole 5.1). Tento přístup poskytuje přesnější, méně konzervativní výsledky v porovnání s tradičním způsobem;

7. Provozní inspekce a zkoušky – v období provozu je třeba monitorovat vývoj necelistvosti materiálu TNR, svaru a nerezového návaru nalezených během předprovozních a provozních prohlídek “ (tato problematika je podrobně rozebrána v kapitole 5.1). NDT kontroly s tímto cílem mají s narůstající dobou provozu TNR větší významnost. V řadě zemí se vyvíjí moderní diagnostické a monitorovací metody (viz kapitola 5.2) a robotické nebo polorobotické manipulátory (viz kapitola 5.2.3) s cílem zpřesnění a zefektivnění těchto prohlídek. Ultrazvukové metody typu Phased Array nebo TOFD (viz kapitola 5.2.2 a 5.2.4) se jeví jako velice perspektivní. Jak již bylo popsáno dříve v této kapitole, toto umožňuje nejenom rychlejší a přesnější detekci vad a necelistvostí základního materiálu TNR, svaru, tepelně ovlivněné zóny okolo svaru a nerezového návaru, ale jako důsledek aplikace moderních metod dochází k odhalení vad a necelistvostí, které nebyli dříve odhaleny (např. blok 2 JE Tihange a blok 3 JE Doel v Belgii – viz kapitola 6.2.4);
8. Žíhání TNR – v případě, že přes veškeré předchozí aktivity není požadovaná životnost TNR (z důvodů odolnosti proti křehkému lomu) dostatečná, existuje ještě možnost žíhání TNR. Žíhání TNR již bylo provedeno na blocích VVER 440 na JE V1 Jaslovské Bohunice na Slovensku (v současnosti již trvale odstavena z provozu), JE Loviisa ve Finsku, a JE Kola a Novovoronež v Rusku. Na blocích PWR západního designu zatím žíhání TNR nebylo provedeno. Výzkum vlivu žíhání na životnost TNR stále probíhá jak na reaktorech PWR, tak VVER. V České republice jsou vyžíhané vzorky materiálu TNR součástí svědečného programu TNR a takto se získávají informace o vývoji stavu materiálu TNR při dalším ozařování po žíhání.

TNR většiny současně provozovaných bloků PWR/VVER prokazují při naplnění výše diskutovaných předpokladů celkovou životnost větší než 60 roků. V případě vhodného rozšíření svědečného programu, provozních inspekcí a zkoušek se jeví i 80 let provozu jako reálný cíl pro většinu TNR bloků PWR/VVER. V České republice v JE Dukovany vykazují výsledky programu řízeného stárnutí TNR u všech čtyřech bloků větší než 60 roků a i 80 roků provozu těchto TNR se jeví jako reálné, a to bez nutnosti žíhání. Výsledky programu řízeného stárnutí TNR JE Temelín vzhledem k poměrně krátké době provozu ještě nejsou průkazné pro takto dlouhou dobu, ovšem i tam výsledky ukazují životnost TNR větší než 60 let.

Pro TNR bylo zjištěno několik významných problémů pro budoucí výzkum [57]. Poměrně vzácné nebo neexistující údaje při vysokých fluencích, dlouhé expozici záření (trvání) a výsledné vysoké křehnutí vytvářejí velkou nejistotu pro predikci křehnutí materiálu TNR. Použití výzkumných reaktorů při vysokých tocích neutronů za účelem získání dat o velkých fluencích nepředstavuje plně reprezentativní podmínky pro porovnání s relativně nízkým tokem neutronů v TNR. U materiálu TNR byly pozorovány tzv. pozdní efekty (tzv. late-blooming phases), zejména

pro svary s vysokým obsahem niklu, a je zapotřebí dodatečných experimentálních dat v režimu s vysokou fluencí, kde je lze očekávat. Jiné diskutované problémy zahrnují specifické potřeby týkající se aplikace tzv. master curve (hlavní křivky houževnatosti), data o dlouhodobém tepelném stárnutí, útlumu křehnutí přes stěnu TNR a vývoji křivky křehnutí založené na měření lomové houževnatosti.

Potencionální budoucí problémy a potřebná řešení spojená s degradací TNR v období LTO jsou diskutovány dále detailně v této kapitole.

Železobetonové konstrukce budovy reaktorového bloku (kontejnment) a jejich řízené stárnutí byly na mnoha JE zcela nebo částečně opomíjeny. Neuspokojivý stav řízení stárnutí dokladují i výsledky SALTO misí IAEA (viz kapitola 4.4). Přes poměrně nízký počet stavebních konstrukcí (oproti značnému počtu strojních, elektro a I&C zařízení), které vyžadují řízení stárnutí pomocí programu řízeného stárnutí nebo TLAA, je počet nálezů z těchto misí značný a jejich významnost vysoká. Řízené stárnutí těchto železobetonových konstrukcí je v celé řadě JE v počátcích nebo teprve ve fázi příprav a plánování.

Na druhé straně je potřeba říci, že tento stav vyplývá zejména z poměrně dlouhé předpokládané životnosti těchto železobetonových konstrukcí. Se stárnutím betonu dochází ke změnám jeho vlastností v důsledku pokračujících mikrostrukturních změn (např. postupné hydratace, krystalizace amorfních složek a reakcí mezi cementovou pastou a agregáty), stejně jako vlivů prostředí. Tyto změny nemusí být na úkor toho, že beton nebude schopen splnit své funkční a kvalitativní požadavky. Železobetonové konstrukce mohou s časem trpět nežádoucími změnami vlastností, včetně nepříznivého účinku matrice cementové pasty nebo agregace složek při vlivu prostředí (např. fyzikální nebo chemický vlivy). Změny vestavěné ocelové výztuže, jakož i její interakce s betonem mohou také negativně ovlivnit životnost betonu. Účinky stárnutí mohou být zhoršeny, pokud bylo v době výstavby použito nesprávné složení betonu. Řada výzkumných úkolů by měla pomoci zhodnotit dlouhodobou integritu betonových struktur reaktorů.

Stav železobetonových konstrukcí v JE je obecně dobrý. Nejprve se objevily případy degradace, které se zpravidla objevily na počátku života stavebních konstrukcí a primárně byly přičítány nedostatkům při výstavbě/projektu nebo nesprávnému výběru materiálu. Přestože velká většina těchto stavebních konstrukcí bude nadále splňovat své funkční a kvalitativní požadavky během stávajících i budoucích provozních období, lze důvodně předpokládat, že mohou existovat ojedinělé případy, u nichž v důsledku primárních účinků okolního prostředí, nebudou stavební konstrukce vykazovat požadovanou životnost bez nutných zásahu (např. vtokové objekty chladicí vody a poškození kontejnmentů z důvodů cyklu zmrazení/rozmrazení).

Výsledky analýzy poruch z hlediska stárnutí (viz kapitola 6.2.2) zatím ukazují téměř nulový výskyt takových poruch. Jejich stav je v současné době u většiny provozovaných elektráren vyhovující, i když se už vyskytují případy významné degradace železobetonových konstrukcí kontejnmentu (viz kapitola 6.2.4) z důvodů nevhodných modifikací (JE Crystal River 3 v USA) nebo dopadu stárnutí (JE Koeberg v Jižní Africe nebo JE Seabrook v USA). I když tyto případy nejsou příliš časté, o to významnější jsou jejich následky. Proto může mít podcenění řízeného stárnutí železobetonových konstrukcí JE významný vliv na celkovou dobu provozu JE.

V současnosti se provozovatele JE zabývají vyřešením zejména těchto problémů:

1. Výrobní proces – dobrá dokumentace z výrobního procesu je důležitým předpokladem pro budoucí analýzy a průkazy životnosti železobetonových konstrukcí JE. Mezi důležité informace patří podrobné informace o složení betonové směsi, podmínkách lité betonu a původních vlastnostech betonu. Tyto informace většinou nejsou k dispozici v dostatečné míře detailu;
2. Výsledky výrobních a předprovozních inspekcí a zkoušek – poskytují výchozí stav (baseline) základního materiálu železobetonových konstrukcí JE. Tyto informace většinou nejsou k dispozici v dostatečné míře detailu;
3. Vzorky materiálu železobetonových konstrukcí JE – obecně řečeno, takovéto vzorky nejsou obecně k dispozici, což je vážný nedostatek pro případné potřeby svědečného programu železobetonových konstrukcí JE. Rada JE provedla nebo provádí podrobnou analýzu vzorku extrahovaných z nejdůležitějších částí reaktorového bloku s cílem určit přesné složení a vlastnosti železobetonu (např. JE Dukovany a Temelín nebo EDF ve Francii). Tyto informace potom slouží pro výrobu co možná nejpodobnějších vzorku materiálu pro svědečný program železobetonových konstrukcí JE;
4. Svědečný program materiálu železobetonových konstrukcí JE – existují aktivity za použití svědečných vzorku vyrobených v průběhu provozu, které jsou ale historicky nedávné a dosud neposkytují věrohodné výsledky pro predikování budoucího stavu železobetonových konstrukcí JE (např. JE Dukovany a Temelín nebo EDF). Paralelně probíhají projekty s cílem získat potřebné údaje pomocí zkoušek vzorku extrahovaných z odstavených reaktorů (např. mezinárodní projekt na JE Zorita ve Španělsku);
5. Provozní inspekce a zkoušky – v současnosti stále probíhá vývoj moderních NDE metod pro inspekce delaminace železobetonových konstrukcí, alkali-silika reakce, inspekce pod vodní hladinou apod. Paralelně se také v celé řadě výzkumných center vytváří reprezentativní vzorky železobetonových konstrukcí (např. ÚJV Řež, EPRI v USA, EDF ve Francii) pro startující projekty kvalifikace těchto NDE;
6. použití modelu jako doplňku pro NDE železobetonových konstrukcí JE - v současné době probíhá např. v EPRI vývoj modelu pro simulaci výsledku NDE metod na vzorcích železobetonových konstrukcí JE;
7. Automatizace výsledku inspekcí – různé metody inspekce (např. inspekční drony) poskytují velké množství dat, které je pro možnost praktického využití automaticky zpracovat. Takovéto počítačové systémy jsou v současnosti ve vývoji (např. EPRI).

Vzhledem k současnému stavu poznání na provozovaných JE nelze zatím s určitostí říct, jaký bude mít degradace materiálových vlastností a funkčnosti vliv na jejich celkovou životnost. V současné době se též využívají výsledky a znalost stavu podobných konstrukcí a staveb, které jsou známější a existují mnohem déle než JE, např. železobetonové mosty nebo přehrady. Toto porovnání však stačí pouze pro první přiblížení stavu problematiky a nemůže sloužit jako průkaz zbytkové životnosti daných železobetonových konstrukcí na JE. Takováto porovnání ukazují

možnost provozu železobetonových konstrukcí na JE za 60 let provozu. Je ovšem ještě potřeba vyřešit celou řadu výše uvedených problémů specifických pro JE.

Potencionální budoucí problémy a potřebná řešení spojená s degradací železobetonových konstrukcí a dalších stavebních komponent v období LTO jsou diskutovány dále detailně v této kapitole.

Těžce vyměnitelné SKK

Pro jednotlivé typy reaktorů se liší také rozsah těžce vyměnitelných zařízení. Pro elektrárny s reaktory typu PWR/VVER, kterými se budeme dále zabývat, se považují za těžce vyměnitelné zařízení zejména:

1. Komponenty primárního okruhu mimo TNR (vnitřní části reaktoru (VČR), parogenerátory primární potrubí, hlavní cirkulační čerpadlo, kompenzátor objemu, hydroakumulátory) – důvodem je kombinace technické proveditelnosti, vysokého radiačního zatížení a ekonomických důvodů (vlastní náklady i prodloužená doba odstávek). V další analýze se budeme zabývat VČR, které se v současnosti jeví jako nejvýznamnější z této skupiny zařízení. Další významnou komponentou jsou parogenerátory, zejména elektráren západního designu typu PWR s použitím materiálu Inconel 600. Tento materiál se projevil jako náchylný na korozní praskání pod napětím, což vedlo k vemene rady parogenerátoru na elektrárnách typu PWR. To demonstrují i výsledky studie poruch z hlediska stárnutí v kapitole 6.2.2 a 6.2.3, kde je ukázáno, že korozní praskání pod napětím a zejména korozní praskání pod napětím v prostředí primární vody patří mezi nejvýznamnější degradační mechanismy s vlivem na životnost komponent JE. Parogenerátory elektráren VVER obecně vykazují mnohem lepší výsledky díky lepe zvolenému designu a vhodněji zvoleným materiálům. Přesto došlo z důvodů nevhodně zvoleného výrobního procesu zejména u parogenerátoru bloku VVER 1000 vyráběných v Sovětském Svazu (utěšňování teplosměnných trubek v kolektorech pomocí hydroexpanze) k akumulaci napětí na kolektorech a postupnému praskání kolektoru. Výměna parogenerátoru však již proběhla na celé řadě PWR elektráren (např. v USA, ve Francii, v Brazílii) i elektráren VVER 1000 v Rusku, a proto můžeme považovat tuto problematiku za zvládnutou a neohrožující celkovou dobu provozu. Parogenerátory na JE Dukovany i na JE Temelín zatím vykazují velice dobrý stav s minimálním počtem zaslepených trubek a lze předpokládat, že jejich stav bude vyhovující i pro 60 a více let provozu. K tomuto stavu přispívá i včasné odstranění všech komponent obsahujících med ze sekundárního okruhu a následně zvýšení pH na 9.2, což významně přispívá k dlouhodobé životnosti parogenerátoru. Jako problematické se jeví praskání závitových hnízd na primárních kolektorech parogenerátoru VVER 440, ale i tento dopad stárnutí je úspěšně řešen provozními opatřeními nebo v případě nutnosti opravou kolektoru;
2. Železobetonové konstrukce mimo budovu reaktorového bloku (např. chladicí věže, turbinové haly, diesegenerátorové stanice) – důvodem jsou zejména technické a ekonomické a částečně i bezpečnostní problémy (nutnost zajištění náhradního zdroje zajištěného napájení u diesegenerátorových stanic a zajištění náhradního způsobu odvodů zbytkového tepla

v případě turbinové haly). Tyto železobetonové konstrukce nejsou zdaleka tak zatíženy degradačními mechanismy jako železobetonové konstrukce budovy reaktorového bloku, a proto se v současnosti jeví pro dlouhodobé udržování jejich vyhovujícího stavu dostatečná běžná údržba. Proto se dále touto skupinou nebudeme zabývat;

3. Kabelové systémy – důvody jsou zejména technické a ekonomické a částečné i bezpečnostní (nutnost zajištění náhradního napájení bezpečnostních systémů v době výměny kabelového systému). Z hlediska technického je záměna kabelových systémů značně komplikovaná, jelikož je v JE značné množství kabelů, často není důsledně provedena separace (fyzické oddělení bezpečnostních a nebezpečnostních kabelů i jednotlivých redundantních bezpečnostních systémů od sebe) a segregace (oddělení kabelu různého napětí a účelu od sebe) kabelů. Přesná identifikace kabelů a jejich tras je též často neúplná. Z ekonomického hlediska se jedná o mimořádně nákladnou modifikaci vyžadující extrémně dlouhou odstávku. Kabelovými systémy a jejich stavem se proto budeme zabývat dále v této kapitole;
4. Systémy kontroly a řízení – opět se jedná o kombinaci technických, ekonomických a bezpečnostních důvodů. K záměně systémů SKŘ se přistupuje nejčastěji z důvodů tzv. technického zastarávání (angl. technological obsolescence). Jde o zajištění dlouhodobé udržitelnosti zařízení systémů SKŘ, dostatku náhradních dílů a komponent pro záměnu a údržbářské podpory. I když výsledky SALTO misí z roku 2005 až 2015 nenaznačují problémy v této oblasti (viz kapitola 4.4), v letech 2016 a 2017 již výsledky SALTO misí ukazují značný nárůst problémů s technologickým zastaráváním zařízení a to zejména zařízení SKŘ. Souvisí to samozřejmě s narůstajícím stářím původních analogových systémů, ale i s přechodem projektantů na digitální systémy. V neposlední řadě tento stav souvisí se stagnací jaderného průmyslu v řadě zemí po havárii v JE Fukushima-Daiichi v roce 2011, odstavením JE z politických důvodů (Německo), politicko-ekonomických důvodů (Švédsko) či ekonomických důvodů (USA). S tím souvisí i pokles zájmu výrobců a dalších dodavatelů o zajišťování údržby zastaralých analogových systémů SKŘ. Přestože je záměna SKŘ za digitální systém značně nákladná, technicky i bezpečnostně komplikovaná (zejména průkazy bezpečného provozu), byla již v celé řadě zemí úspěšně provedena záměna SKŘ za plně digitální (např. JE Dukovany, JE Kozloduj v Bulharsku, ukrajinských a ruských JE). Nové JE se dnes staví zcela výhradně s digitálními SKŘ a úspěšně se provozují. Z tohoto důvodu není považován systém SKŘ za limitující pro celkovou životnost JE a nebudeme se jím dále v této kapitole zabývat.

Vnitřní části reaktorů (VČR) a potrubí primárního okruhu patří mezi významné pasivní komponenty primárního okruhu JE, u kterých dosavadní zpětná vazba z provozních událostí ukazuje vysokou spolehlivost. Prozatím se degradační mechanismy a dopady stárnutí neprojevují tak, že by indikovali potencionální omezení životnosti těchto komponent při prodlužování provozu JE za 40 a později za 60 roku.

Jádro reaktoru je velmi agresivní prostředí, které kombinuje účinky napětí, prostředí s vysokou teplotou a zářením. Komponenty v tomto prostředí jsou také často nejdůležitější pro bezpečný a spolehlivý provoz JE, protože selhání vnitřní součásti může mít vážné důsledky. Obecně platí, že LTO zvýší dobu expozice vysokým teplotám a neutronové fluenci, což povede k potenciálně

zvýšené náchylnosti a závažnosti známých degradačních mechanismů (ačkoli je možný i vznik nových mechanismů). Proto je pochopení materiálových vlastností a degradačních mechanismů klíčem k zajištění odpovídajícího stavu komponentů. Problémy popsane níže představují ty, které mohou vyžadovat další pozornost při provozu reaktorů v LTO a jsou seskupeny do tří klíčových oblastí: koroze, tepelného stárnutí a únavy a účinků vyvolaných zářeními. Zatímco náchylnost ke každému z těchto klíčových obav je vysoce závislá na konkrétním materiálu a životním prostředí, tyto byly pozorovány v provozu pro mnoho klíčových materiálů, jako jsou ty, které se používají pro komponenty na tlakové hranici primárního okruhu.

Mezi klíčové degradační mechanismy z hlediska LTO patří zejména [58]:

- Problémy koroze a korozního praskání pod napětím;
- Tepelné stárnutí a úrava;
- Účinky vyvolané zářeními jako segregace a fázové přeměny vyvolané radiací, swelling and creep vyvolané radiací, křehnutí vyvolané radiací.

Účinky vyvolané zářeními by mohly být klíčové během následujícího provozního období. To zahrnuje přímý vliv účinků záření, jako je tvrdnutí, potenciální fázové přeměny, swelling a creep vyvolané radiací, které mohou hrát významnější role při vysokých fluencích. Tyto změny mohou také mít významný vliv na křehnutí indukované zářeními a korozní praskání pod napětím, ačkoli pochopení vzájemných závislostí a synergií při vysokých fluencích je ještě třeba důkladně prozkoumat. Důležité degradační mechanismy z hlediska LTO jsou dále (viz tabulky 9.4 a 9.5 v [58]) spojené s odolností proti praskání, swellingu a účinkům korozního praskání pod napětím (SCC) při vysoké fluenci u nerezových ocelí a vysokonapěťové šrouby ve vnitroreaktorových komponentách.

U částí z nerezavějící oceli se hodnocení základních informací identifikovalo řadu možných nedostatků v znalostech [58] včetně vlivů SCC v prostředích s nízkým potenciálem, účinku stagnujících a nepravidelných chemických režimů, ve svarových kovech a iniciace trhlin za různých podmínek zatížení během LTO.

Alloy 600 (Inconel 600) byl použit pro komponenty PWR a potrubní aplikace kvůli nízké korozi, celkové odolnosti vůči SCC a koeficientu tepelné roztažnosti, který je podobný jako u nízkolegované oceli TNR. Během posledních dvou desetiletí došlo k mnoha případům SCC a očekává se, že tento trend bude pokračovat s LTO. V současné době se Alloy 690 (Inconel 690) a jeho svarované kovy (slitina 152, 52, 52M a další varianty) stávají běžnými náhradními a opravnými materiály pro svarované komponenty ze slitiny Alloy 600 a Alloy 182/82, především díky vynikající odolnosti vůči PWSCC (korozní praskání pod napětím pod vlivem primárního chladiwa). Pro použití svarování slitin 690 nebo 152/52 nebyly zjištěny žádné nedostatky pro LTO v prostředí PWR. Pro slitinu 690 by mělo být při zachování dobré chemie vody minimální únavové praskání a pitting.

Uhlíkové a nízkolegované oceli jsou široce využívané, důležité materiály. Byly zaznamenány tři specifické oblasti, mezi něž patří potenciální nedostatek porozumění v klíčových faktorech a prediktivních nástrojích pro iniciaci únavových trhlin, tokem urychlená koroze a SCC. Při hodnocení dlouhé životnosti je třeba vzít v úvahu také synergické účinky. Pro uhlíkové a

nízkolegované oceli nebyly zjištěny žádné významné mezery ve znalostech v prostředí PWR. Bylo však zjištěno několik trendů a společných témat:

- Uhlíkové oceli jsou vysoce náchylné ke korozi s vlivem kyseliny borité, ale pouze v případě úniku primární chladicí kapaliny;
- Štěrbinová koroze, pitting, mikrobiálně-indukovaná koroze a obecná koroze u uhlíkové oceli a nízkolegované oceli v případě nedodržování chemického režimu nebo selhání ochranných prvků, jako jsou výstelky nebo katodická ochrana;
- Tokem urychlená koroze je dobře známou formou degradace pro nízkolegované a uhlíkové oceli, ale může se zintenzivňovat v kolenách a v podmínkách s měnící se chemií a průtokem vody a při LTO se takto může zvýšit citlivost na tokem urychlenou korozi;
- Pro tyto slitiny je možná SCC a únava materiálu – změny zatížení nebo zhoršení chemických podmínek (např. obsah chloridů) může vést k nárůstu citlivosti během LTO.

Dnes se používají lité austenitické nerezavějící oceli (CASS) v různých aplikacích v PWR, včetně primárního okruhu, potrubí sekundárního okruhu, těl čerpadel chladiwa primárního okruhu, těl uzavíracích armatur primárního okruhu. Expertní hodnocení definovalo účinky dlouhodobého tepelného stárnutí a následné degradace mechanických vlastností, odolnost proti křehkému lomu a/ nebo korozi jako výzkumné potřeby.

Ostatní materiály mimo tyto hlavní skupiny se také používají v různých prostředích. Dříve diskutované materiály zahrnují většinu komponent PWR, ale ostatní materiály jsou také velmi důležité. Bylo zjištěno několik nedostatků v znalostech o vysoko pevných šroubeních v systémech PWR. Konkrétně byl zaznamenán vliv ozařování na lomovou houževnatost, creep vlivem radiace, swelling a SCC u vysoko pevných šroubových materiálů používaných ve vnitřních aplikacích jádra reaktoru a citlivosti SCC na velmi dlouhé životnosti.

Problematika stárnutí VČR a potrubí primárního okruhu je v současnosti stále ve fázi vývoje a bude potřeba ještě značná doba pro získání dostatečných znalostí pro určení zbytkové životnosti tohoto zařízení. Nicméně se v současnosti jeví, že při dobrém chemickém režimu primárního okruhu tyto komponenty nebudou limitovat LTO na 60 let. Řízení stárnutí a nutná opatření pro zvýšení životnosti těchto komponent pro prodloužení provozu na 80 roků však zůstávají otevřenou a nedořešenou otázkou.

Kabelové systémy JE můžeme rozdělit z několika hledisek. Z hlediska napěťových hladin se v mezinárodním měřítku nejčastěji používá dělení kabelových systémů dle IEEE 100 na vysokonapěťové (typicky napětí nad 100 kV – 230 kV, např. systém vyvedení výkonu nebo rezervního napájení z vnější sítě), stredněnapěťové (typicky napětí v rozmezí 1 kV – 100 kV, např. 6 kV pohony), nízkonapěťové (typicky napětí do 1 kV, např. zajištěné napájení bezpečnostních systémů střídavým i stejnosměrným proudem) a kabeláž systémů SKŘ. dělení dle napěťových hladin je různé v různých zemích a podléhá místním normám. Pro účely další diskuze budeme ale používat toto rozdělení. Z bezpečnostního hlediska dělíme kabelové systémy na bezpečnostní a nebezpečnostní. Bezpečnostní kabelové systémy dále dělíme na kvalifikované (EQ) na práci v havarijních a poštavarijních podmínkách (projektové zemětřesení, havárie se úniky primárního

chladiwa – tzv. LOCA (loss-of-coolant accident) havárie, havárie s úniky sekundárního chladiwa na vysokých parametrech – tzv. HELB (high-energy line break) havárie) a nekvalifikované kabelové systémy.

Kabelové systémy, a zvláště izolace kabelů hrají důležitou roli v bezpečnosti a provozu JE. Různé stresory prostředí v JE, jako je teplota, záření, vlhkost, vibrace, vliv chemikálií, mechanické namáhání a kyslík přítomný v okolním plynovém prostředí (obvykle vzduchu), mohou ovlivnit degradaci nízko a středně-napěťových elektrických kabelů a SKŘ kabelů a jejich izolace. Tyto stresory mohou v průběhu času vést k degradaci, která by v případě, že by nebyla řádně řízena, mohla vést k selhání izolace a souvisejících komponent a potenciálně by vedla k tomu, že kabely nebudou plnit zamýšlenou bezpečnostní funkci.

V další diskuzi se budeme zabývat zvláště kvalifikovanými bezpečnostními kabelovými systémy, nekvalifikovanými bezpečnostními kabelovými systémy a ostatními, tedy nebezpečnostními kabelovými systémy.

Kvalifikované bezpečnostní kabelové systémy jsou často označovány jako EQ (z anglického equipment qualification). Tyto kabely jsou nejkvalitnější kabely v JE, jsou na ně kladeny největší požadavky, je jim věnována největší pozornost a zároveň jsou i nejvíce namáhány. Pracují většinou v prostředí primárního okruhu, kde je zvýšené radiační zatížení, zvýšená provozní teplota a často i vlhkost. Byly navrženy a dodány tak, že musí pracovat po stanovenou dobu (tzv. kvalifikovaná životnost, která je nejčastěji 30 nebo 40 let) v normálním provozním zatížení a poté ještě v prostředí maximální projektové havárie a potřebném časovém úseku po této havárii (nejčastěji 72 hod nebo 1 měsíc dle funkce kabelu). Jak ukazují kapitoly 4.4.3 a 4.5.1 je problematika těchto kabelů a jejich připravenosti na LTO významným problémem současných JE. Pro zajištění a prokázání dostatečné životnosti kvalifikovaných bezpečnostních kabelových systémů je potřeba celé řady předpokladů tak, jak je to popsáno detailně v kapitole 4.5.1:

1. Původní kvalifikační dokumentace pro každý typ kabelu pro požadované provozní a havarijní podmínky;
2. Výsledky monitorování skutečných provozních parametrů, zejména teploty a dávkových příkonů v místech, kde kabely pracují včetně identifikace nekritičtějších míst (tzv. hot spots);
3. Doložení rekvalifikace na zamyšlenou dobu LTO analýzou nebo novými EQ testy;
4. Informace o vlivu okolního prostředí demonstrují, že tepelné stárnutí je dominantním procesem téměř u všech kabelů JE. Proto je důležité, aby aktivační energie pro konkrétní kabelové materiály používané v konkrétním prostředí byla odhadnuta se zvýšenou úrovní spolehlivosti. Je to proto, že skutečná hodnota aktivační energie hraje významnou roli v modelu predikce chování v čase v daném prostředí. Experimenty prováděné za účelem odhadu aktivační energie by měly být prováděny při teplotách blízkých provozním teplotám a za použití technik, jako je spotřeba kyslíku, které mají schopnost pokrýt široké rozsahy teplot;

5. Provést přehodnocení kabelů, které se nacházejí ve zónách s vysokým zářením, tj. 70 Mrad po dobu 80 let (až 1 Gy / hod) v rozmezí 45 až 55 ° C [59];
6. Inverzní teplotní efekty je třeba lépe pochopit, pokud se polokrystalické materiály, jako například některé XLPE/ XLPO a EPR izolace, budou vystavovat dávkovým příkonům vyšším než 0,1 Gy/h. Při této úrovni dávkového příkonu záření se může po 60 letech pozorovat významná degradace při teplotách <50 ° C [59];
7. Málo je známo o důsledcích dlouhodobého provozu kabelů s nízkým a středním napětím ve vlhkém prostředí. Výzkum v této oblasti by umožnil posoudit také bezpečnostní význam dlouhodobě ponořených kabelů.

Kvalifikace bezpečnostních kabelových systémů na kvalifikovanou životnost 60 let je v současné době již zvládnutý problém. Pro velkou většinu původních kvalifikovaných kabelů je prodloužení jejich kvalifikované životnosti z původních 30 nebo 40 let na 60 roků proveditelné. Kabely, u kterých byla snaha o prodloužení jejich kvalifikované životnosti na 60 roků neúspěšná, jsou vyměňovány. Vzhledem k tomu, že většinou nejde o příliš významný počet kabelů a tyto kabely jsou dobře evidované (včetně kabelových tras), jsou tyto záměny proveditelné a běžně realizované.

Hlavní oblast nejistoty pro LTO JE za 60 let se týká procesu předstárnutí během kvantifikace zařízení (EQ) a toho, zda můžeme přiměřeně předpovídat stárnutí v tomto časovém měřítku. Většina obav však vychází z předpokladu, že kabely budou vystaveny provoznímu a návrhovému prostředí (teplota, záření, vlhkost, chemické vlivy a další faktory prostředí), které byly použity v procesu kvantifikace zařízení. Současné znalosti založené na obecném názoru a provozních zkušenostech však ukazují, že většina kabelů je vystavena prostředí, která je podstatně méně nebezpečná než projektové prostředí. Skutečné podmínky prostředí by měly být monitorovány měřeními a analýzou tak, aby byly známy teploty a dávky, kterým jsou vystaveny různé typy kabelů během jejich kvalifikované životnosti.

V celé řadě JE nainstalovali od začátku provozu nebo až v průběhu provozu tzv. kabelové depozity. Jde o uložení vzorků kabelů, které jsou uloženy v prostorách, kde je zatížení okolním prostředím (hlavně teplotou a radiací) několiknásobně vyšší (optimálně 2krát až 3krát) než zatížení skutečných kabelů. Tím dochází ke zrychlenému, ale přesto realistickému stárnutí kabelů za synergetického působení teploty a radiace. Zároveň se sníží pravděpodobnost degračních mechanismů, které se mohou vyskytnout při zrychleném laboratorním stárnutí kabelů, které předchází EQ testům, ale které se nemusí projevit v reálném provozu. Takto zestárlé kabely se později používají pro ověřování konzervativnosti původní kvalifikace, ale také se s výhodou používají pro testy za účelem prodloužení platnosti doby kvalifikace kabelů.

Nekvalifikované bezpečnostní kabelové systémy plní svoji funkci za normálních provozních podmínek. Nemusí však plnit bezpečnostní funkci v průběhu havárie a po havárii nebo se vyskytují v prostorách, kde v průběhu projektových havárií nedochází ke zvýšení parametrů, zejména teploty, radiace a vlhkosti. Přesto že se jedná o bezpečnostní zařízení, je těmto kabelům často věnována nedostatečná pozornost. Je to dáno především tím, že v normálním provozním prostředí, ve kterém pracují, probíhají jejich degrační mechanismy pomalu, a tudíž vykazují

dlouhou životnost a vysokou spolehlivost. Přesto je třeba monitorovat jejich stav a řídit jejich životnost. To platí zejména při plánovaném provozu 60 roků a více. Jak ukazují kapitoly 4.4.3 a 4.5.1 je problematika těchto kabelů (obdobně jako kvalifikovaných bezpečnostních kabelů) a jejich připravenosti na LTO významným problémem současných JE.

V současnosti se provozovatelé JE zabývají vyřešením zejména těchto problémů:

1. Původní projektová dokumentace není často kompletní pro všechny typy kabelů;
2. Identifikace kabelů a jejich trasování je často nekompletní nebo se omezuje pouze na informace o jednotlivých typech kabelů (ne každý kabel individuálně);
3. Chybějící monitorování skutečných provozních parametrů, zejména teploty a dávkových příkonů v místech, kde kabely pracují;
4. Navržením a implementací vhodných monitorovacích a testovacích metod;
5. Navržení a instalace kabelových depozitů pro kabely pracující ve zvýšené teplotě.

Problematika nekvalifikovaných bezpečnostních kabelových systémů není v současné době zdaleka tak zvládnuta jako problematika kvalifikovaných bezpečnostních kabelových systémů. Dosavadní zpětná vazba z provozních událostí ukazuje vysokou spolehlivost těchto kabelů. Při prodlužování provozu JE na 60 a později na 80 roků však nabude tato problematika na významu. Jelikož je získání potřebných informací pro stanovení zbytkové životnosti časově náročný problém, je třeba iniciovat aktivity v tomto směru co možná nejdříve a eliminovat riziko nutnosti změny této kabeláže.

Nebezpečnostní kabelové systémy plní svoji funkci za normálních provozních podmínek a nemají žádnou bezpečnostní funkci v průběhu havárie a po havárii. Proto nás z hlediska LTO zajímá pouze jejich životnost a eventuální náklady spojené s jejich záměnou. Podobně jako u nekvalifikovaných bezpečnostních kabelových systémů není v současné době problematika jejich stárnutí příliš řešena, avšak dosavadní zpětná vazba z provozních událostí ukazuje jejich vysokou spolehlivost. Pro většinu JE proto tyto kabely nepředstavují větší riziko i při uvažování LTO na 60 roků nebo i 80 roků.

Existují ovšem určité specifické důvody a situace, ve kterých mohou tyto kabely způsobit vážné ekonomické problémy a potenciálně i ohrozit zamýšlené LTO dané JE. Jedná se zejména o následující problémy:

1. Identifikace kabelů a jejich trasování často neexistují nebo se omezují pouze na informace o jednotlivých typech kabelů (ne každý kabel individuálně);
2. V některých JE bylo pro tyto kabelové systémy velké množství různých typů a výrobců kabelů. Často ani není přesně známý typ a výrobce každého konkrétního kabelu;
3. Segregace (různých napěťových hladin) a separace těchto kabelů od bezpečnostních kabelů není důsledně provedena nebo dobře dokumentována;
4. Kabely na kabelových lávkách jsou často zality protipožárními pěny a nátěry (Flamastic, Hexaflam apod.) Ty jednak působí jako tepelná izolace a v případě špatné segregace kabelů

(promíchání např. silových kabelů s kabely SKŘ) způsobují zvýšené zahřívání kabelových svazků zevnitř a tím zrychlení degračních mechanismů. Dále často vylučují možnost záměny starého kusu za nový kus kabelu, jelikož staré kabely nelze oddělit od svazku zalitého protipožární pěnou;

5. Chybějící monitorování skutečných teploty v místech, kde kabely pracují;
6. Vhodné a ekonomické monitorovací a testovací metody.

Kombinace výše zmíněných problémů způsobuje, že v některých JE je problematika nebezpečnostních a potažmo bezpečnostních kabelových systémů doposud nevyřešenou otázkou. Platí to zejména pro reaktory typu VVER, kdy byly v původním východním bloku použity nebezpečnostní kabely od veškerých dostupných dodavatelů. Později v průběhu provozu JE byly aplikovaný protipožární pěny a nátěry.

Pro JE Dukovany byla v průběhu přípravy na LTO již v letech 2006 až 2008 identifikovaná tato problematika jako jedno z hlavních rizik pro LTO na 60 roků. V současné době je řešení stále ve fázi příprav a analýz. Potřeba nutnosti záměny nebezpečnostních kabelových systémů (a v důsledku toho i části bezpečnostních kabelů) je značně technicky i ekonomicky náročnou akcí. Vyžadovala by odstavení bloku nebo pravděpodobně celého dvojbloku na minimálně jeden rok. Řešení kabelových provizorií v průběhu odstávky i zajištění napájení druhého dvojbloku jsou také významné problémy. Nové normy, které by se musely důsledně aplikovat vyžadují segregaci a úplnou separaci jednotlivých bezpečnostních systémů navzájem a nebezpečnostních kabelů. I to by způsobovalo problémy s novým projektovým řešením. Tato problematika zůstává v JE Dukovany zatím nedořešena a bude ji třeba v případě uvažování o LTO na 60 roků a ev. 80 roků dále řešit.

Vyměnitelné SKK

Jelikož lze tato zařízení nebo stavební konstrukce vyměnit za identické nebo ekvivalentní po vyčerpání jejich životnosti, nejsou předmětem této kapitoly. Nicméně z hlediska bezpečného LTO je třeba těmto zařízením věnovat náležitou pozornost z hlediska jejich řízeného stárnutí, údržby a zajištění provozuschopnosti. Kapitoly 4.4.3 a 4.5 ukazují, že stav těchto zařízení a jejich připravenost na LTO je častým nedostatkem JE v přípravě na bezpečný LTO.

Podrobná diskuze potencionálních problémů spojených s degradací materiálu nejvýznamnějších nevyměnitelných SKK pro LTO při provozu 80 roků

Tlakové nádoby reaktorů (TNR)

U oceli TNR by se měla udržovat konzervativní rezerva lomové houževnatosti tak, aby necelistvosti neohrožily integritu TNR během běžných provozních a údržbových cyklů nebo při haváriích, jako je například tlakově-tepelný šok. Neutronové záření snižuje lomovou houževnatost, v některých případech silně. Tepelné stárnutí, ačkoli se obecně nepovažuje za významný problém pro 40 nebo 60 let provozu, musí být důkladně posouzeno při prodloužení životnosti na 80 nebo více let. Mnoho předpisů jako americký 10 CFR 50 [60], jakož i norem (např. ASME Section XI

[61]) a návodů (např. NRC RG 1.99 [62]) připouští, že křehnutí TNR má potenciál ke snížení lomové houževnatosti pod přijatelnou úroveň.

V posledních několika desetiletích došlo k významnému pokroku v porozumění mechanismům radiačního křehnutí TNR, včetně vývoje fyzikálně založených a statisticky kalibrovaných modelů posunů přechodové teploty na základě Charpyho zkoušek vrubové houževnatosti. Tyto semi-empirické modely představují klíčové křehké proměnné a jejich interakce, včetně účinků mědi, niklu, fosforu, fluence (ϕt), toku (ϕ) a teploty ozařování. Modely vývoje srážek nanočástic, bohatých na med, mangan a nikl, jsou kvantitativně konzistentní s experimentálními pozorováními komplexních vztahů mezi těmito prvky a dalšími proměnnými způsobujícími křehnutí. Modely poskytly včasné varování před možnými technickými problémy, jako je například vliv manganu a niklu v ocelích s vysokým obsahem niklu na křehnutí při tzv. „late blooming“ efektu.

V posledních třech desetiletích vedly pokroky v lomové mechanice ke konsensu řady standardů a kódů pro stanovení parametrů lomové houževnatosti potřebných pro vývoj databází, které jsou užitečné pro statistickou analýzu a určování nejistot. Problémy s ohledem na velikost vzorku však musí být ještě vyřešeny, aby bylo umožněno použití typických statistických vzorků pro spolehlivé stanovení lomové houževnatosti, použitelných na úrovni komponenty.

Bez ohledu na tento pokrok je třeba ještě řešit významné technické problémy, aby se snížily nejistoty v datech a pochopily změny ve vlastnostech materiálu TNR po ozáření neutrony. Otázky týkající se účinků radiace jsou nejdůležitějšími problémy TNR. Z mnoha důležitých problémů jsou ty, které mohou mít největší vliv na současný proces vyhodnocování chování materiálů TNR následující [57]:

- Vysoká fluence, prodloužené trvání ozařování a účinky neutronového toku;
- Variabilita materiálu;
- Slitiny s vysokým obsahem niklu;
- Master curve pro lomovou houževnatost;
- Útlum neutronu neboli efekt změny záření skrze tloušťku TNR;
- Modelování a mikrostrukturní analýza;
- Tepelné žíhání a následný vliv ozařování;
- Tepelné stárnutí.

Pro PWR bylo pozorováno několik důležitých trendů. Nejvyšší dopad při LTO na 80 roků pro PWR pravděpodobně bude na křehnutí uhlíkatých a nízkolegovaných ocelí a svarů. Významný pokrok byl zaznamenán při porozumění křehnutí, ale k vyřešení zůstávají významné problémy jako [57]:

- Účinky prostředí na odolnost proti křehkému lomu;
- Tepelné křehnutí ocelí TNR;
- Dlouhodobá integrita nehomogenních kovových svarů;
- Únava s vlivem okolního prostředí;

- Radiační křehnutí – přehled možných problémů je uveden níže:
 - Vliv neutronového toku při vysoké fluenci neutronů;
 - Vliv vysokého obsahu niklu a další potenciální mechanismy křehnutí při vysokých fluencích;
 - Tepelné žíhání a následný vliv ozařování;
 - Master Curve pro hodnocení lomové houževnatosti;
 - Křehnutí mimo pás aktivní zóny.

Železobetonové konstrukce

Každá z klíčových stavebních konstrukcí byla nezávisle analyzována [63] s cílem zhodnocení úrovně znalostí, významnosti nejvýraznějších degradačních mechanismů a citlivosti na ně. Jako nejdůležitější se ukázaly pro dané stavební konstrukce následující degradační mechanismy:

- Pro betony kontejnmentu se jako nejdůležitější degradační mechanismus projevuje radiační poškození. Je to způsobeno především nedostatečnými údaji o vlivu záření na mechanické vlastnosti betonu. Reakce alkalických agregátů (alkali-silica reaction – ASR), napadení kyselinami a creep se jeví jako sekundárně důležité mechanismy;
- Co se týče kontejnmentových ocelových konstrukcí, koroze nerezové výstelky na betonové straně se jeví jako mechanismus s nejvyšší úrovní důležitosti, především z důvodu nepřístupnosti. Dále následuje koroze výztuže působením chloridu a kyseliny borité a SCC přepínacích lanech. Účinky radiačního záření na ocelové části, včetně výstelky, se ukázaly jako nejméně důležité, především kvůli nízkým úhrnným hladinám neutronových dávek;
- Co se týče bazénu vyhořelého paliva a transportního kanálu, jeví se jako mechanismus nejvyšší důležitosti působení kyseliny borité na beton. Toto je těsně následováno SCC svarů ve výstelce a kanálech;
- Pokud jde o chladicí věž, koroze výztuže se jeví jako nejdůležitější mechanismus stárnutí následovaný několika mechanismy, mezi které patří cykly mrznutí/ rozmrazování;
- ASR a SCC přepínacích lan v prefabrikovaných prvcích konstrukce chladicí věže – koroze výztuže sice nemá bezpečnostní význam, ale je pro provoz JE velmi důležitá.

Nejdůležitější degradační mechanismy pro jednotlivé kategorie betonových a stavebních konstrukcí, potenciální mezery ve znalostech pro posouzení integrity betonových konstrukcí pro provoz do 80 let byly identifikovány takto:

- Creep u následně zpevněného betonového kontejnmentu;
- Interakce mezi creepem a praskáním u následně zpevněného betonového kontejnmentu, který je předmětem opravy zahrnující úpravu předpětí během životnosti kontejnmentu;
- Radiační poškození betonu z důvodu nedostatku údajů ze zkoušek, které by podpořily jasné vyhodnocení významu tohoto mechanismu pro LTO;
- Reakce alkalických silikátů (ASR);

- Napadení betonu v bazénu vyhořelého paliva kyselinou boritou;
- Koroze a SCC přepínacích lan;
- Koroze na nepřístupné straně výstelky.

Řízení těchto degradačních mechanismů a jejich dopadu stárnutí bylo identifikováno jako nejvýznamnější činnost pro zachování schopnosti betonových a jiných stavebních konstrukcí a konstrukčních částí plnit svou funkci související s bezpečností při LTO. Potenciální dopady mohou být zmírněny zlepšením celkové úrovně znalostí o těchto degradačních mechanismech, aby bylo možné lépe předvídat a zmírnit možné následky, a také pomocí identifikace a provádění přijatelných strategií zmírňování (náhrada, opravy atd.) Výzkum bude vyžadován v obou případech a tyto témata byly označeny jako ty, které mají nejvyšší prioritu pro výzkum betonových a stavebních konstrukcí a komponent.

6.3.4 Potencionální technické faktory limitující provoz elektráren s reaktory typu PWR/VVER v budoucnu

Jak již bylo shrnuto v kapitole 6.3.2, k trvalému odstavení jaderných elektráren v současnosti dochází zejména z ekonomických nebo politických důvodů. Těmito důvody se dále v této kapitole již nebudeme zabývat.

Havárie nebo závažné poruchy způsobily trvalé odstavení pouze několika bloků s reaktory typu PWR/VVER (viz kap. 6.2.4). Budoucí havárie a závažné poruchy samozřejmě mohou být důvodem trvalého odstavení reaktorů typu PWR/VVER. Významným faktorem pro vznik havárie nebo závažné poruchy je fyzické stárnutí zařízení i zastarávání zařízení. Tato témata budou diskutována dále. Na vznik havárie nebo špatné řešení poruchového stavu mají ale i vliv i jiné faktory, které nebudou dále v této kapitole diskutovány. Patří mezi ně např. stav provozních a havarijních předpisů, připravenost personálu na řešení poruchových stavů, lidský faktor při provozních a řešení poruchových stavů, kultura bezpečnosti v provozující organizaci, odolnost JE proti vnějším hazardům jako extrémní přírodní podmínky, pád letadla, teroristický útok.

Tato kapitola se bude zabývat zejména potenciální možností vyčerpání životnosti významných zařízení (**fyzické stárnutí**) a technologickým zastaráváním zařízení a s tím spojenou ztrátou udržitelnosti provozuschopnosti zařízení (též **technological obsolescence**).

Je ale také potřeba zmínit nutnost udržení a přenosem znalosti ze staré generace na mladou (**knowledge retention and transfer**). Vedle konkrétních technických otázek týkajících se konkrétních způsobů degradace materiálů a hmotných systémů je uchování a přenos znalostí klíčovým faktorem při udržení znalostí minulých generací pro budoucí provozovatele, regulátory a výzkumníky, kteří budou podporovat LTO [56]. Znalost „představuje podmnožinu informací, která je s určitou jistotou známa, a „odbornost“ zahrnuje větší detail spojený s mnohem větším množstvím informací, které jsou celkově složité, nedostatečně uspořádané, nejednoznačné, a dokonce i konfliktní. Udržování odborných znalostí je mnohem náročnějším procesem než přenosem znalostí. Stejně tak může být ztráta laboratorní kapacity omezením při snaze o odstranění nedostatků ve znalostech.

Fyzické stárnutí zařízení je obecný proces, ve kterém fyzické charakteristiky zařízení a stavebních konstrukcí postupně degradují s časem nebo používáním. Tento proces nastává z důvodů fyzické degradace nebo chemických a biologických procesů (tzv. degradačních mechanismů) [7].

V předchozí kapitole 6.3.3 byly diskutovány hlavní zařízení a stavební konstrukce, které mohou v budoucnu limitovat celkovou životnost elektráren s reaktory typu PWR/VVER. Je třeba rozlišit situaci při celkové době provozu 60 a 80 roků.

Pro celkovou **dobu provozu 60 roků** se dnes z hlediska fyzického stárnutí nejeví žádné technicky nebo bezpečnostně nepřekonatelné problémy. Nevyměnitelná zařízení jako TNR nebo železobetonové konstrukce budovy reaktorového bloku prokazují při dobré údržbě a dobrém řízení stárnutí u naprosté většiny elektráren s reaktory typu PWR/VVER dobré předpoklady pro bezpečný provoz po dobu 60 roků.

Z těžce vyměnitelných zařízení, u komponent primárního okruhu je zvládnuta záměna parogenerátoru, provedeny byly i záměny kompenzátoru objemu. Stav ostatních komponent je uspokojivý, i když bude ještě potřeba značného úsilí pro zajištění dostatku informací pro řízení stárnutí VČR a primárního potrubí. Kabelové systémy jsou ožehavým problémem pro mnoho JE, zejména typu VVER. Kvalifikace bezpečnostních kabelů je sice teoreticky zvládnuta, ale v celé řadě JE ještě není uspokojivě provedena (např. Arménie, Rusko, Ukrajina, Argentina, Brazílie, Mexiko, Jižní Afrika). Řízení životnosti nekvalifikovaných bezpečnostních kabelů a nebezpečnostních kabelů je ve většině JE v počátcích. Tato situace může vyústit v potřebu rozsáhlých záměn kabeláže ještě před dosažením 60 roků provozu. Systémy SKŘ sice také trpí fyzickým stárnutím, ovšem technologické zastarávání je pro ně hlavním problémem, a proto budou diskutovány dále v části zastarávání.

Pro celkovou **dobu provozu 80 roků** se z hlediska fyzického stárnutí mnohem více potenciálních problémů. Z nevyměnitelných zařízení pravděpodobně ne všechny TNR budou schopny provozu po dobu 80 roků bez dodatečných průkazů a opatření. Rozšíření svědečných programu TNR a uplatnění přístupu „Master Curve“ (tato problematika je podrobně rozebrána v kapitole 5.1) se jeví jako velice důležitá. Dále je nutné vyvíjet a aplikovat moderní metody provozních inspekcí a zkoušek. V případě, že i přes tato opatření nebude přechodová teplota křehkého lomu TNR pro 80 roků provozu vyhovující (viz kapitola 5.1.3), bude nutno přistoupit k žíhání TNR. Jak již bylo zmíněno dříve, žíhání již bylo provedeno na celé řadě TNR typu VVER, ovšem vliv žíhání na zotavení vlastností TNR a zejména vývoj stavu materiálu TNR při dalším ozařování po žíhání jsou stále předmětem výzkumu. Současný stav poznání neumožňuje s určitostí potvrdit možnost provozu železobetonových konstrukcí budovy reaktorového bloku po dobu 80 roků. Bude ještě potřeba provést celou řadu dříve zmíněných činností.

Z těžce vyměnitelných zařízení, se z komponent primárního okruhu jeví jako nejproblematictější zajištění dostatku informací pro řízení stárnutí VČR a primárního potrubí. Pro zajištění úspěšné a prokazatelné kvalifikace bezpečnostních kabelů na 80 roků provozu je ještě třeba provést celou řadu činností uvedených v kapitole 6.3.3. Nicméně tato činnost povede k nutnosti záměny části kvalifikovaných kabelů, ať už z důvodů neschopnosti kvalifikaci úspěšně provést nebo z důvodů nevyhovujících kvalifikačních zkoušek. Problematika nekvalifikovaných bezpečnostních kabelů a nebezpečnostních kabelů se ale dnes jeví jako velice významná a

v případě, že se nebudou řešit problémy popsané v kapitole 6.3.3, může dojít ke stavu, kdy bude nutno kabeláž měnit. To může vzhledem k technické a bezpečnosti komplexnosti řešení vést k obrovským finančním nákladům a nutnosti extrémně dlouhé odstávky, nebo i vyústit i v rozhodnutí o odstavení bloku.

Technologické zastarávání zařízení je definováno [7] jako nedostatek náhradních dílů a technické podpory, dodavatelů a průmyslových schopností. Pro uspokojivé řízení zastarávání zařízení je třeba systematicky identifikovat zbytkovou dobu života zařízení a jejich předpokládané zastarávání, zajišťovat náhradní díly po potřebnou dobu provozu, zajišťovat dlouhodobé kontrakty s dodavateli a identifikovat ekvivalentní zařízení.

Technologickým zastaráváním zařízení trpí stále více JE (viz kapitola 6.3.3). Tato problematika se začala systematicky řešit zhruba kolem roku 2005 v USA firmou PKMJ, kterou později převzala firma Rolls-Royce. Tato firma zavedla zejména v USA a Kanadě moderní přístup k proaktivnímu řešení problematiky technologického zastarávání zařízení. Problematika se v posledních letech začíná řešit i v ostatních částech světa, většinou za použití přístupu firmy Rolls-Royce (např. Švédsko, Belgie, Maďarsko, Francie, Argentina, Brazílie, Mexiko). Mezinárodní spolupráce je klíčová pro úspěch těchto aktivit, jelikož je nutné identifikovat a kvantifikovat současné i budoucí potřeby jednotlivých provozovatelů JE a společně motivovat výrobce a dodavatele k výrobě a dodávání potřebných komponent a služeb.

Technologickým zastaráváním zařízení trpí zejména zařízení SKŘ, elektro zařízení a částečné i strojní zařízení JE, a to jak bezpečnostní, tak nebezpečnostní. Systémy kontroly a řízení jsou typickým příkladem zařízení trpícím technologickým zastaráváním, ovšem často v kombinaci s fyzickým stárnutím. Záměny SKŘ jsou dnes technicky i bezpečnostně zvládnuté a běžně prováděné (viz kapitola 6.3.3). Ovšem legislativa v celé řadě zemí (např. v USA) stále ještě neumožňuje přechod z analogového na kompletně digitální bezpečnostní systémy SKŘ. Tento stav může potencionálně vyústit v situaci, kdy neudržovatelnost původního analogového systému způsobí nutnost odstavení JE. Další významný faktor jsou značné finanční náklady na záměnu SKŘ (vlastní náklady i významné prodloužení odstávek na instalaci a testy).

7 SHRNUTÍ

Na základě výsledků SALTO peer review servisu IAEA byla provedena analýza hlavních nedostatků a opatření JE v připravenosti na bezpečný LTO se zaměřením na témata, jejichž hlubší znalost je důležitá pro budoucí přesnější určení technických faktorů limitujících životnost jaderných elektráren.

Z výsledků SALTO peer review servisu by se mohlo zdát, že není příliš mnoho problémů v souvislosti se stárnutím nebo zastaráváním hlavních nevyměnitelných nebo těžce vyměnitelných komponent a stavebních konstrukcí. Je to ale dáno z velké části tím, že je SALTO peer review servis zaměřen spíše na identifikování systémových nedostatků v oblasti řízení stárnutí SKK a připravenosti na bezpečný LTO. Existují sice i nálezy o nedostatecích spojených s konkrétními komponentami a stavebními konstrukcemi, ale většinou takovéto nálezy slouží jako podpůrné fakty pro definování nalezů na vyšší úrovni, tj. nálezy programové, procedurní, systémové apod.

Jak je podrobně diskutováno v kapitole 4.5.1, ve fázi přípravy na prodloužení doby provozu lze hlavní problémy rozdělit do pěti kategorií:

1. Nedostatečné vstupní údaje pro demonstraci připravenosti na bezpečný LTO;
2. Nedostatečné prokázání toho, že bezpečnostní SKK budou plnit svou bezpečnostní funkci během zamýšleného období LTO;
3. Neúplné nebo chybějící PŘS a další programy pro řízení fyzického stárnutí bezpečnostních SKK;
4. Nekompletní nebo chybějící program kvalifikace zařízení (EQ);
5. Nedostatečné informace pro prodloužení platnosti TLAA.

Nejdůležitější technická nápravná opatření ve fázi přípravy bezpečného LTO JE jsou potom zejména:

- Rekonstrukce projektové dokumentace (jako základní součást řízení konfigurace a modifikací a zdroje TLAA);
- Zlepšení identifikačního systému SKK včetně kabelů a trasování kabelů, komponentů SKŘ, průchodek a potrubí;
- Zlepšení správy dat pro řízení stárnutí a hodnocení LTO (nedostupné záznamy o provozní historii SKK, rozptýlené výsledky testů, inspekce a sledování);
- Vylepšení programu kvalifikace zařízení.

Samostatně jsou v kapitole 4.5.2 diskutovány hlavní nedostatky a opatření JE v oblasti řízení stárnutí SKK. Jedná se o nedostatky spojené se systematickým vývojem, implementací, přezkoumáváním a zlepšováním řízení stárnutí v JE. Tyto je potřeba řešit i v případě, že JE neuvažuje o LTO, ale zároveň tvoří základ pro demonstraci připravenosti na bezpečný LTO. Tyto problémy lze rozdělit do tří kategorií:

1. Stanovení rozsahu SKK;
2. Přezkum řízení stárnutí (AMR);

3. Programy řízení stárnutí (PŘS).

Nejdůležitější technická nápravná opatření týkající se řízení stárnutí jsou:

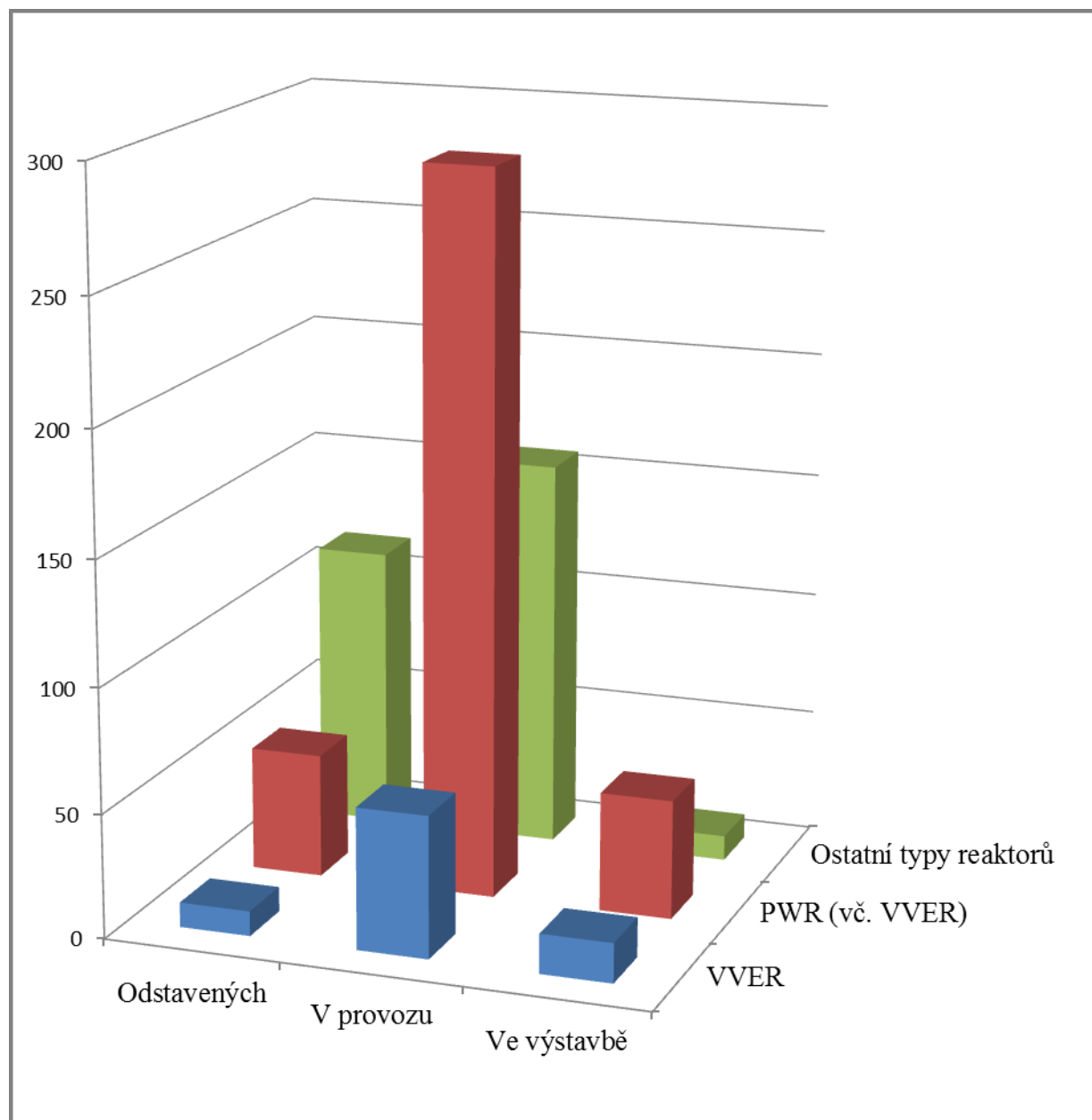
- Zavedení procesu systematického stanovení rozsahu ("scoping") pro identifikaci SKK podléhajících řízení stárnutí;
- Provádění AMR pro SKK v oblasti působnosti s cílem zajistit a prokázat, že stárnutí bude účinně řízeno;
- Vývoj, implementace, přezkoumání a zdokonalení PŘS pro efektivní řízení identifikovaných efektů stárnutí.

Reaktory typu PWR/VVER se jeví jako nejúspěšnější design energetických jaderných elektráren. To dokazují i stávající statistiky. Dle databáze IAEA PRIS (zdroj: www.iaea.org/pris) k srpnu 2017 bylo trvale v provozu 290 JE s reaktory PWR/VVER, což je cca 65 % z celkového počtu 447 JE v provozu. Oproti tomu bylo permanentně odstavených pouze 50 JE s reaktory PWR/VVER, tedy pouze cca 30 % z celkového počtu 164 trvale odstavených JE. Ve výstavbě bylo v srpnu 2017 celkem 48 JE s reaktory PWR/VVER, tedy cca 83 % ze všech 58 JE ve výstavbě. Tato statistika ukazuje na dobrý design a spolehlivost JE s reaktory PWR/VVER a na jejich dobré vyhlídky do budoucnosti.

Pokud se blíže podíváme na JE s reaktory typu VVER, je v současné době v provozu 57 JE s reaktory VVER v Arménii (1), Bulharsku (2), České Republice (6), Číně (2), Finsku (2), Maďarsku (4), Indii (2), Iránu (1), Rusku (18), Slovensku (4) a Ukrajině (15). Ve výstavbě je v současnosti 16 JE s reaktory VVER v Bělorusku (2), Číně (2), Indii (1), Rusku (7), Slovensku (2) a Ukrajině (2). Odstavených JE s VVER reaktory je celkem 10. Jsou to 1. blok Arménské JE typu VVER V-270 odstavený v roce 1989 po silném zemětřesení. Hlavní důvod trvalého odstavení tohoto bloku ovšem není poškození bloku vlivem zemětřesení, ale komplikovaná politická a ekonomická situace v Arménii po rozpadu Sovětského Svazu. Samostatná Arménie nedokázala provést všechny potřebné kontroly, výpočty a průkazy po zemětřesení po celou řadu let a posléze se zaměřila na zprovoznění 2. bloku JE. To se povedlo až v roce 1994 za použití části zařízení z 1. bloku jako náhradních dílů. Tím se stal první blok neprovozuschopný. Dále jsou to první tři bloky JE Novovoronež v Rusku, uvedené do provozu v letech 1964, 1969 a 1971. Šlo o nejstarší prototypy VVER reaktoru VVER V-120 a VVER V-179 s poměrně nízkým výkonem (197 MW, 336 MW a 385 MW), které byly odstaveny hlavně z ekonomických důvodů a částečně z důvodu neekonomičnosti investic potřebných pro uvedení do souladu s moderními bezpečnostními požadavky. Blok 1 a 2 JE Jaslovské Bohunice na Slovensku a bloky 1-4 JE Kozloduj v Bulharsku byly odstaveny v letech 2002 až 2008 i přes rozsáhlé modernizace na politický nátlak EU jako podmínka pro vstup do EU viz (obr. 25).

Pro účely další diskuze budeme porovnávat faktory limitující životnost elektráren s reaktory typu PWR/VVER při provozu 40, 60 a 80 roků. Nejstarší provozované reaktory jsou v současnosti v provozu 48 roku (viz obr. 1 – stav v září 2017). Většina z nich je právě typu PWR. Žádný jiný energetický reaktor doposud nebyl v provozu delší dobu. Pokud tedy chceme shrnout skutečné důvody pro trvalé odstavení JE z provozu, máme skutečné údaje pouze pro provoz 40 roků u části JE.

Jak již bylo diskutováno v předchozích kapitolách, při provozu JE s reaktory typu PWR/VVER **po dobu 40 roků** nebo méně, patří mezi hlavní důvody odstavení, důvody ekonomické a politické. Z reaktorů typu PWR/VVER nebyl v období do 40 roků provozu včetně odstaven žádný reaktor z čistě technických důvodů jako vyčerpání životnosti, havárie nebo poruchy. Z reaktorů PWR by do této kategorie mohla částečně patřit pouze JE Crystal River 3 v USA odstavena po 36 letech provozu (viz kapitola 6.2.4). Zde však byla jako hlavní příčina špatně provedena modifikace a následně poškození kontejnmentu.



Obr. 25 Podíl reaktorů typu PWR a VVER na celkovém počtu energetických jaderných reaktorů (zdroj: www.iaea.org/pris) - stav srpen 2017

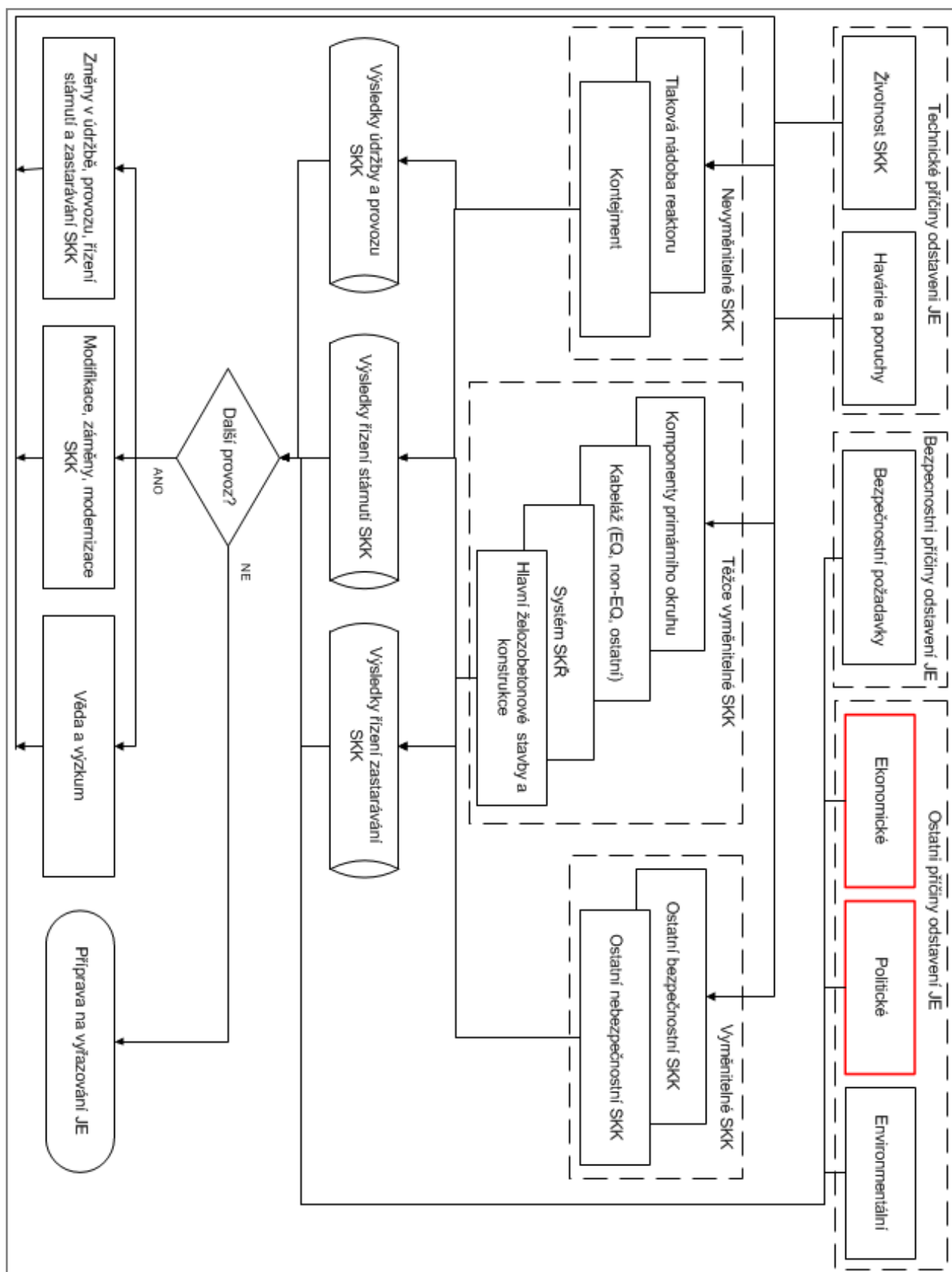
Dále je potřeba zmínit i 2. blok JE Three Mile Island v USA, uvedeny do provozu v dubnu 1978 a trvale odstaveny v březnu 1979 po havárii s tavením jádra aktivní zóny. Šlo o nejvýznamnější havárii v historii komerčního využívání jaderné energie v USA, klasifikované stupněm INES (International Nuclear Event Scale) 5 ze 7 jako havárie s širšími následky. Havárie

zачala poruchou na sekundárním systém, následovanou zaseknutím pojišťovacích ventilu na kompenzátoru objemu v otevřené poloze, což způsobilo značný unik chladiva primárního okruhu do kontejnmentu. Následný rozsah havárie a následky tohoto poměrně jednoduchého stavu byl ale způsoben především chybou operátoru, kteří neindikovali situaci jako havárii se ztrátou primárního chladiva z důvodu nedostatečného tréninku a lidským faktorům jako interakce mezi člověkem a zařízením (špatná interpretace signalizace hladiny v kompenzátoru objemu na blokové dozorně). Tuto havárii tedy řadíme spíše mezi havárie způsobené lidským faktorem než degradaci nebo selháním zařízení.

Příčiny trvalého odstavení JE jsou schematicky popsány na obr. 26. Jak bylo diskutováno v kapitole 6.3.2, je možno příčiny odstavení JE rozdělit na technické, bezpečnostní a ostatní. Technické příčiny odstavení JE, které jsou hlavním předmětem této práce, se týkají zařízení JE. To můžeme rozdělit na zařízení nevyměnitelné, těžce vyměnitelné a vyměnitelné (viz kapitola 6.3.3). Ze zařízení nevyměnitelného se dále zaměříme na TNR a kontejnment, u zařízení těžce vyměnitelného na komponenty primárního okruhu, kabeláž, systém SKR a hlavní železobetonové stavby a konstrukce. Pro kompletnost potom doplníme vyměnitelná SKK, a to ostatní bezpečnostní a nebezpečnostní SKK, které nemají příliš významný vliv na rozhodování o trvalém odstavení JE (viz kapitola 6.3.3). Všechna tato zařízení jsou vyžadují údržbu, je u nich dle potřeby řízeno jejich stárnutí a zastarávání. Ze všech těchto procesů jsou významné výstupy, které ve formě databází, analýz a zpráv slouží jako podklad pro rozhodování o dalším provozu JE.

Do rozhodovacího kroku o dalším provozu JE tedy vstupují tyto informace o stavu SKK jako provozní historie, historie poruch, havárií a údržby, výsledky a predikce životnosti SKK, stav zastarávání SKK a predikce. Dále do rozhodovacího kroku vstupují další faktory jako bezpečnostní příčiny, ekonomické příčiny, politické a environmentální příčiny odstavení JE (viz kapitola 6.3.2). Tento rozhodovací proces probíhá v různých zemích v různém časovém úseku provozu JE, s různou periodicitou a s různým časovým horizontem do budoucnosti (viz kapitola 6.3.1). Pro reaktory PWR/VVER je nejčastější americký model původní projektové životnosti 40 roku s prodloužením provozu vždy o 20 let, tedy na 60 roků a později na 80 roků. Tento model tedy použijeme jako základní v této kapitole. Je třeba ale říci, že reaktory VVER 440 mají původní projektovou životnost 30 roků, a proto probíhá první prodloužení jejich životnosti již po 30 letech provozu. Pro všechny ale platí, že se pro konečné rozhodnutí musí zvážit všechny faktory dohromady. Tento proces často nazýváme studie proveditelnosti LTO (anglicky též feasibility study).

Výsledkem této studie může být rozhodnutí o trvalém odstavení. S tím souvisí určení časového harmonogramu přípravy na trvalé odstavení a dále potom samotného vyřazování JE z provozu. Případné rozhodnutí o dalším provozu JE je doprovázeno dalšími podrobnými studiemi a rozhodnutími o potřebných modifikacích, záměnách a modernizacích SKK, potřebných změnách v údržbě, provozu, řízení stárnutí a zastarávání SKK a potřebných aktivitách ve vědě a výzkumu pro odstranění neznámých faktorů a vlivů.



Obr. 26 Potencionální faktory limitující životnost JE s reaktory PWR/VVER při provozu 40 roků

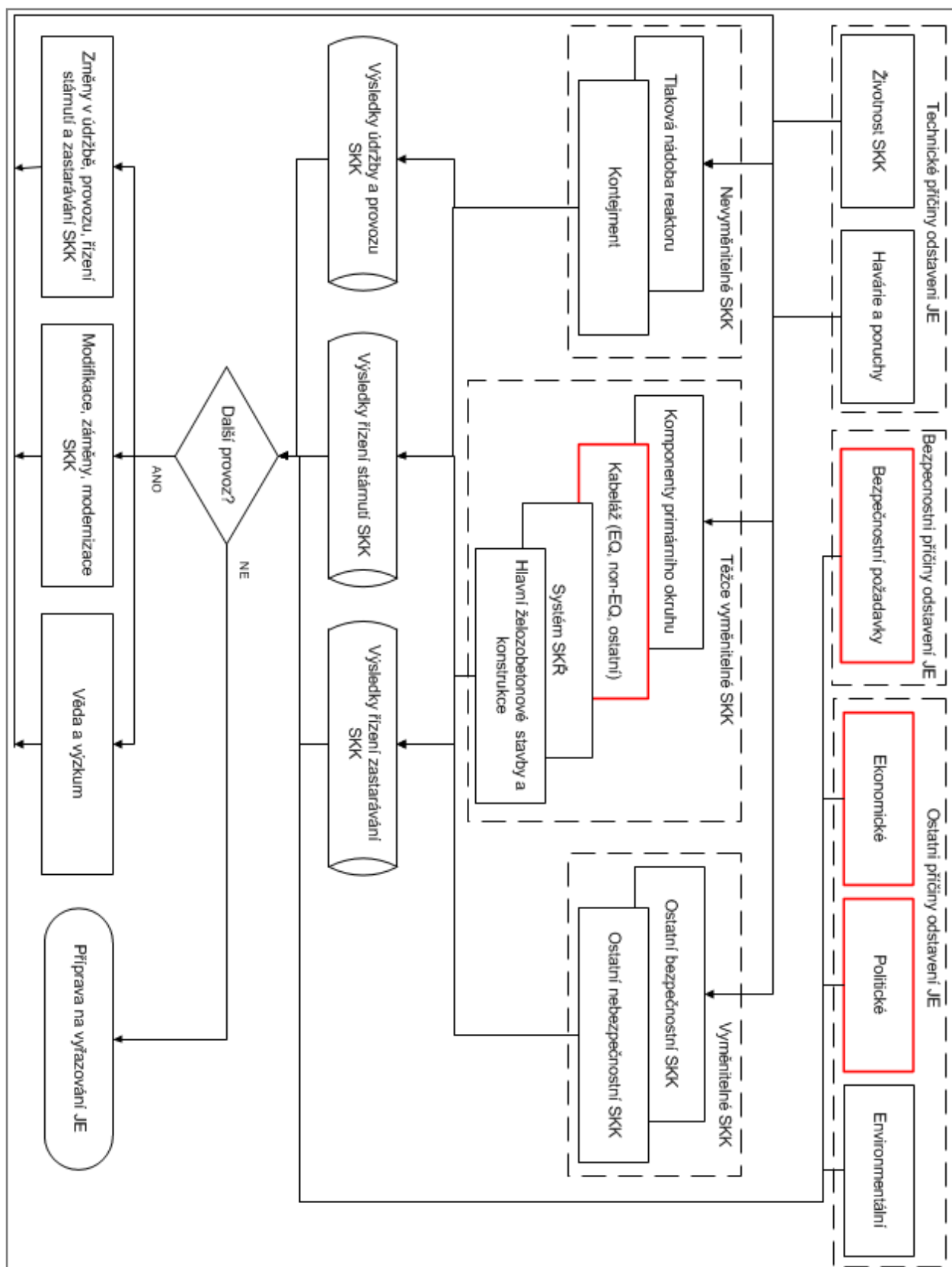
Tento proces je schématicky popsán na obr. 26. Zároveň jsou zde červenou barvou zvýrazněny typické příčiny odstavení JE v období do 40 roků provozu včetně. Jak již bylo dříve diskutováno,

patří mezi hlavní důvody odstavení JE s reaktory PWR/VVER před nebo po 40 letech důvody ekonomické a politické.

V případě prodloužení doby provozu JE s reaktory PWR/VVER **na 60 roků** samozřejmě zůstávají důležité ekonomické a politické příčiny, ovšem nabývají významu také bezpečnostní příčiny a požadavky. Jak bylo diskutováno v kapitole 6.3.2, bezpečnostní požadavky na JE se obvykle zvyšují z důvodu Periodického hodnocení bezpečnosti s periodicitou každých deset roků a také jako následek významných havárií typu JE Černobyl na Ukrajině v roce 1986 nebo JE Fukushima-Daiichi v Japonsku v roce 2011.

Co se týče technických příčin odstavení JE, nejsou zatím evidovány významné poruchy nebo havárie JE s reaktory PWR/VVER, které by vedly k odstavení JE (viz kapitola 6.2.4). Z hlediska stárnutí a končící životnosti SKK se pro provoz 60 roků také nejeví žádné jednoznačné překážky (viz kapitola 6.3.3). Za zmínku stojí zřejmě jenom problém kabelových systémů. Jak bylo detailně diskutováno v kapitole 6.3.3, zejména pro JE s reaktory VVER byly často použity nevhodné kabely (např. s izolací z PVC), jejichž životnost je v prostředí JE omezena. Kvalifikace kabelů je často nedořešena. Nepřesná nebo chybná identifikace kabelů a jejich trasování a použití značného množství typu a výrobců kabelů znesnadňují řízení jejich životnosti. A v neposlední řadě použití protipožárních pěn a nátěrů neumožňuje výměnu kus po kusu. Tento problém je v současnosti nedořešen v řadě JE s reaktory VVER.

Naplnění požadavků na zvýšení bezpečnosti často souvisí se značnými finančními náklady. V kombinaci s hrozbou potřeby záměny kabeláže a záměny SKŘ (z důvodu technologického zastarávání), politickou nejistotou a ekonomickým tlakem (z důvodu podpory obnovitelných zdrojů energie, daní na používání jaderné energie, nízké ceny elektřiny) může docházet a i občas již dochází (viz kapitola 6.3.2) k odstavování JE s reaktory PWR/VVER před dosažením 60 roků provozu. Tento proces je schematicky popsán na obr. 27. Zároveň jsou zde červenou barvou zvýrazněny potenciální příčiny odstavení JE v období do 60 roků provozu včetně.

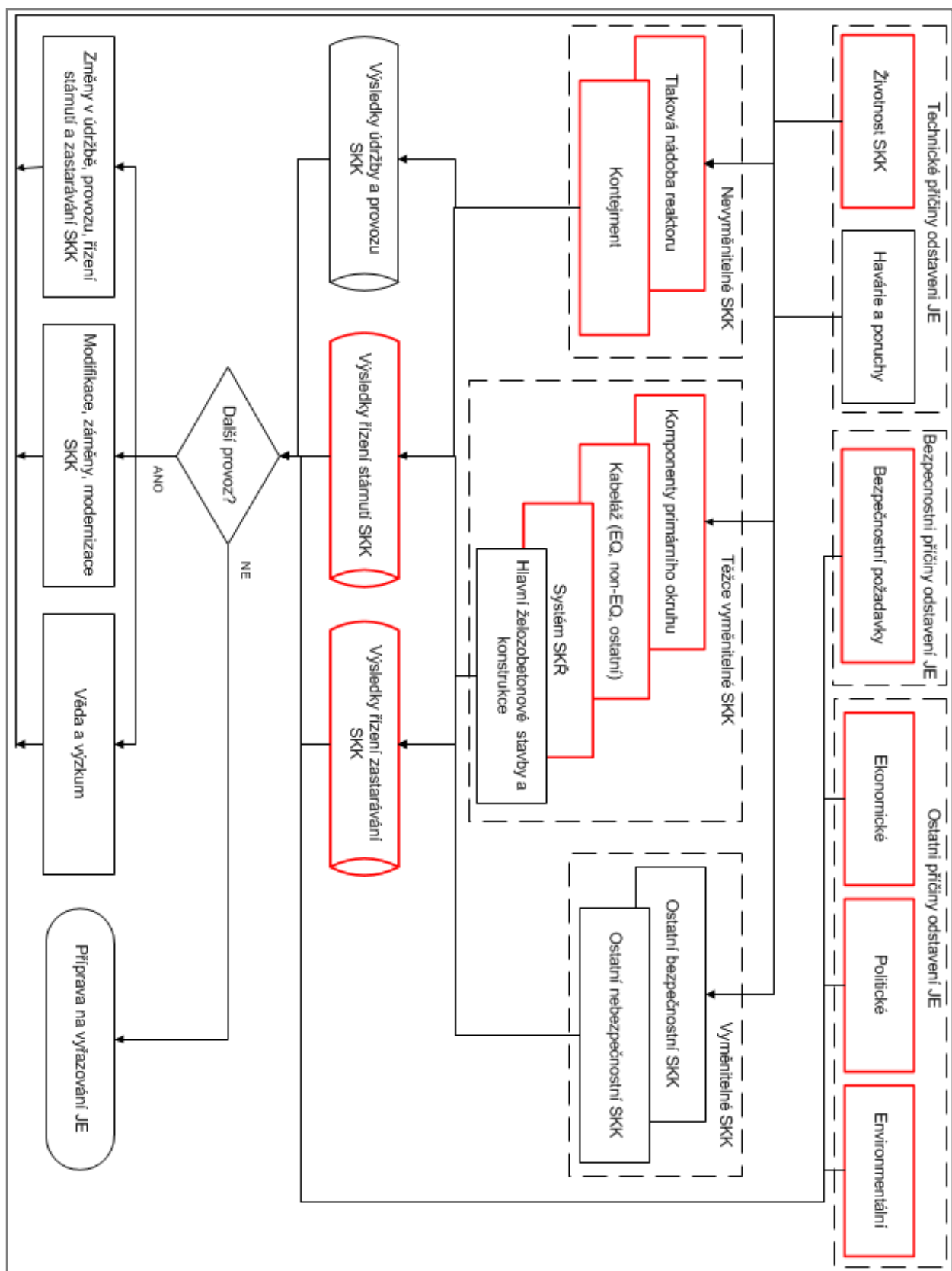


Obr. 27 Potencionální faktory limitující životnost JE s reaktory PWR/VVER při provozu 60 roků

Provoz JE **po dobu 80 roků** je v současné době ve stádiu příprav legislativy, vědecké a technické báze. Když se nejprve podíváme na jiné typy reaktorů než PWR/VVER, i zde probíhají činnosti na významné prodloužení doby provozu 60 let. Např. reaktory typu CANDU již mají schválenou a částečně i provedenou komplexní obnovu bloku, která umožní prodloužení doby provozu osmi bloků JE Bruce a čtyř bloků JE Darlington až na 76 roků. Také JE Olkiluoto ve Finsku se dvěma bloky BWR, které jsou v současnosti v provozu téměř 40 let, již plánuje a připravuje elektrárnu na možnost prodloužení provozu na 80 roků.

U JE s reaktory PWR/VVER v případě potencionálních příčin odstavení JE z ekonomických, politických a bezpečnostních důvodů, přibudou také environmentální důvody (viz kapitola 6.3.2). Zvýší se ale také význam končící životnosti hlavního SKK. Jak je podrobně diskutováno v kapitole 6.3.3, bude třeba provést ještě celá řada činností pro zajištění a prokázání dostatečné životnosti nevyměnitelných SKK, zejména TNR a kontejnmentu. Životnost TNR může být problematická pro celou řadu bloků PWR/VVER. V případě těžce vyměnitelných SKK bude nutné zcela jistě řešit u některých JE záměnu SKŘ za plně digitální. To zatím naráží na legislativní problémy v celé řadě zemí (např. v USA a Kanadě) a bude se muset řešit. Dále bude nutno vyřešit problematiku úplné nebo částečné záměny kabeláže u některých JE, zvláště typu VVER. Z komponent primárního okruhu bude potřeba věnovat největší pozornost VČR a primárnímu potrubí (viz kapitola 6.3.3).

Rozhodování o případném prodloužení provozu JE na 80 roků bude komplexní problém, který bude potřeba řešit pro každý blok individuálně. Kromě faktoru ekonomických, politických, environmentálních a bezpečnostních však při rozhodování budou mít (na rozdíl od provozu do 60 let) zásadní roli i faktory technické, zejména končící životnost SKK nebo neschopnost prokázat dostatečné bezpečnostní rezervy SKK. Tento proces je schématicky popsán na obr. 28. Zároveň jsou zde červenou barvou zvýrazněny potencionální příčiny odstavení JE v období do 80 roků provozu včetně.



Obr. 28 Potencionální faktory limitující životnost JE s reaktory PWR/VVER při provozu 80 roků

8 CÍLE PRÁCE

Následující body shrnují cíle této práce:

- Analýza stavu připravenosti jaderných elektráren na LTO na základě výsledků SALTO peer review servisu IAEA;
- Analýza nejvýznamnějších poruch, havárií a provozních zkušeností s reaktory typu PWR/VVER se zaměřením na případy způsobené stárnutím zařízení;
- Identifikace hlavních zařízení, staveb a komponent limitujících životnost elektráren s reaktory typu PWR/VVER a možných opatření pro zajištění jejich požadované životnosti.

9 LITERATURA

- [1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management for Nuclear Power Plants: International Generic Ageing Lessons Learned. SRS No. 82, IAEA, Vienna (2015)
- [2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Final Report of the Programme on Safety Aspects of Long Term Operation of Water Moderated Reactors, IAEA, Vienna (2007)
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safe Long Term Operation of Nuclear Power Plants. SRS No. 57, IAEA, Vienna (2008)
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. NS-G-2.12, IAEA, Vienna (2009)
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Design, Specific Safety Requirements No. SSR-2/1, Rev.1, IAEA, Vienna (2016)
- [6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation, Specific Safety Requirements No. SSR-2/2, Rev.1, IAEA, Vienna (2016)
- [7] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-48, IAEA, Vienna (2017)
- [8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-25, IAEA, Vienna (2013)
- [9] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report, Final Report, NUREG-1801 Rev. 2, USNRC, Washington D.C. (2010)
- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Approaches to Ageing Management for Nuclear Power Plants: International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL) Final Report, TECDOC-1736, Vienna (2014)
- [11] R. Krivanek, IAEA International Generic Ageing Lessons Learned Programme Phase 1 Results, Nuclear Engineering and Design, NED8185, <http://dx.doi.org/10.1016/j.nucengdes.2014.11.046>, (2015)
- [12] R. Krivanek, Ageing: clarifying lessons learned, Nuclear Engineering International, (August 2015)
- [13] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, SALTO Peer Review Guidelines, Guidelines for Peer Review of Safety Aspects of Long Term Operation of Nuclear Power Plants, IAEA Services Series No. 26, Vienna (2014)
- [14] R. Krivanek, Long term operation of nuclear power plants – IAEA SALTO peer review service and its results, Nuclear Engineering and Design, NED8070, <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2014.09.021>, (2014)
- [15] R. Krivanek, A peer review for long term operation, Nuclear Engineering International, (July 2014)
- [16] R. Krivanek, R. Havel, Long term operation of nuclear power plants – IAEA SALTO missions observations and trends, Nuclear Engineering and Design, NED8805, <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2014.09.021>, (2016)

- [17] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Equipment Qualification in Operational Nuclear Power Plants: Upgrading, Preserving and Reviewing, Safety Report Series No. 3, IAEA, Vienna (1998)
- [18] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Management System for Facilities and Activities, Safety Requirements No. GS-R-3, IAEA, Vienna (2006).
- [19] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Application of Management system for Facilities and Activities, Safety Guide No. GS-G-3.1, IAEA, Vienna (2006)
- [20] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Operating Organization for Nuclear Power Plants, Safety Guide No. NS-G-2.4, IAEA, Vienna (2001)
- [21] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Management System for Nuclear Installations, Safety Guide No. GS-G-3.5, IAEA, Vienna (2009)
- [22] R. Krivanek, J. Fiedler, Main corrective measures in an early phase of nuclear power plants' preparation for safe long term operation, Nuclear Engineering and Design, NED9185, <http://dx.doi.org/10.1016/j.nucengdes.2017.03.002>, (2017)
- [23] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Title 10 Code of Federal Regulations Part 54, Requirements for Renewal of Operating Licenses for Nuclear Power Plants, Office of the Federal Register, National Archives and Records Administration, USNRC, Washington D.C.
- [24] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Title 10 Code of Federal Regulations Part 50.65, Requirements for Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants, Office of the Federal Register, National Archives and Records Administration, USNRC, Washington D.C.
- [25] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Title 10 Code of Federal Regulations Part 50.55a, Codes and Standards, Office of the Federal Register, National Archives and Records Administration, USNRC, Washington D.C.
- [26] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Title 10 Code of Federal Regulations Part 50.49, Environmental qualification of electric equipment important to safety for nuclear power plants, Office of the Federal Register, National Archives and Records Administration, USNRC, Washington D.C.
- [27] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Appendix B to Title 10 Code of Federal Regulations Part 50, Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants and Fuel Reprocessing Plants
- [28] R. Krivanek, J. Fiedler, Main deficiencies and corrective measures of nuclear power plants in ageing management for safe long term operation, Nuclear Engineering and Design, NED9377, <http://dx.doi.org/10.1016/j.nucengdes.2017.07.035>, (2017)
- [29] ASOCIACE STROJNÍCH INŽENÝRŮ, Normativně technická dokumentace A.S.I., Hodnocení zbytkové životnosti zařízení a potrubí jaderných elektráren typu VVER, Sekce IV, NTD ASI – IV – 2013, (2014)
- [30] Kopec, B. a kol.: Nedestruktivní zkoušení materiálů a konstrukcí., ISBN 978-80-7204-591-4, CERM Brno (2008)
- [31] VUT Brno, Bakalarska Prace Radek Simecek, Moderní Metody v Nedestruktivním Zkoušení Pomoci Ultrazvuku, Brno (2011)

- [32] Materiály firmy Testima na www.testima.eu
- [33] Materiály firmy Starmans na www.starmans.cz
- [34] Materiály na serveru Nedestruktivní kontrola v průmyslu - www.ndt.cz
- [35] Materiály na serveru Tripol - www.3pol.cz
- [36] Materiály na serveru Konstrukce - www.konstrukce.cz
- [37] Materiály a prezentace firmy ÚJV Řež
- [38] Materiály a prezentace firmy Doosan
- [39] Materiály a prezentace firmy Laborelec
- [40] SNETP, Strategic Research and Innovation Agenda, SRIA (2013)
- [41] ENERGY POWER RESEARCH INSTITUTE, 3002000628, EPRI Materials Degradation Matrix, Revision 3, Charlotte (2013)
- [42] Wilson, P.D., The Nuclear Fuel Cycle, OUP (1996)
- [43] Materiály OECD/NEA na serveru www.world-nuclear.org
- [44] National Report on „Stress Tests“, NPP Dukovany and NPP Temelín Czech Republic, Evaluation of Safety and Safety Margins in the light of the accident of the NPP Fukushima, State Office for Nuclear Safety, Czech Republic (2011)
- [45] Technical and Economic Aspects of Load Following with Nuclear Power Plants, OECD Nuclear Energy Agency, (June 2011)
- [46] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Highlights from Incident Reporting System (IRS) for Operating Experience (IRS) for Events in 1996 – 2013
- [47] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, IRS Topical Study, Analysis of Cracking and Corrosion Issues in the Reactor Coolant System (2005)
- [48] European Commission Joint Research Centre (EU JRC), SPNR/CLEAR/11 11 001 Rev. 00, Topical Study Ageing Related Events (2011).
- [49] European Commission Joint Research Centre (EU JRC), NRSA/CLEAR/14 01 003 Rev. 01, Topical Study Events related to Leaks and Cracks of the Reactor Coolant Pressure Boundary (2014)
- [50] European Commission Joint Research Centre (EU JRC), NRSA/CLEAR/15 07 004 Rev. 00, Topical Study Events Related to Maintenance at Nuclear Power Plants (2015)
- [51] ORGANISATION FOR ECONOMIC CO-OPERATION AND DEVELOPMENT/ NUCLEAR ENERGY AGENCY CODAP Topical Report „FAC of Carbon Steel and Low Alloy Steel Piping Flow Accelerated Corrosion (FAC) of Carbon Steel and Low Alloy Steel Piping in Commercial Nuclear Power Plants, NEA/CSNI/R(2014)6 (2014)
- [52] Japan Atomic Energy Agency, Interimu Report by Investigation Committee on the Accident at the Fukushima Nuclear Power Stations, (2011)
- [53] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NRC INFORMATION NOTICE 2011-20: CONCRETE DEGRADATION BY ALKALI-SILICA REACTION (2011)
- [54] ADAMS Accession No. ML12142A053, Concrete Crack within Shield Building Temporary Access Opening, Condition Report (CR) No. 2011-03346, Revision 1 (2012)
- [55] ADAMS Accession No. ML12173A023, Davis-Besse Inspection Report 05000346-46-12-009 (2012)
- [56] ENERGY RESEARCH POWER INSTITUTE, NUREG/CR-7153, Vol. 1, ORNL/TM-

- 2013/532, Expanded Materials Degradation Assessment (EMDA), Volume 1: Executive Summary of EMDA Process and Results (2014)
- [57] ENERGY RESEARCH POWER INSTITUTE, NUREG/CR-7153, Vol. 3 ORNL/TM-2013/532, Expanded Materials Degradation Assessment (EMDA) Volume 3: Aging of Reactor Pressure Vessels (2014)
- [58] ENERGY RESEARCH POWER INSTITUTE, NUREG/CR-7153, Vol. 2, ORNL/TM-2013/532, Expanded Materials Degradation Assessment (EMDA), Volume 2: Aging of Core Internals and Piping Systems (2014)
- [59] ENERGY RESEARCH POWER INSTITUTE, NUREG/CR-7153, Vol. 5, ORNL/TM-2013/532, Expanded Materials, Degradation Assessment (EMDA), Volume 5: Aging of Cables and Cable Systems (2014)
- [60] U.S. Code of Federal Regulations, Title 10, “Energy,” Part 50 (10 CFR 50), Office of the Federal Register (2013)
- [61] ASME, “Rules for In-service Inspection of Nuclear Power Plant Components,” Section XI, Appendix, Boiler and Pressure Vessel Code (BPVC), American Society of Mechanical Engineers, New York (1995)
- [62] ADAMS Accession No. ML003740284, NRC, Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials, Regulatory Guide 1.99, Revision 2, U.S. Nuclear Regulatory Commission (1988)
- [63] ENERGY RESEARCH POWER INSTITUTE, NUREG/CR-7153, Vol. 4, ORNL/TM-2013/532, Expanded Materials Degradation Assessment (EMDA), Volume 4: Aging of Concrete and Civil Structures (2014)

10 PŘÍLOHA 1 - HODNOCENÍ ZBYTKOVÉ ŽIVOTNOSTI ZAŘÍZENÍ DLE VERLIFE

10.1 HODNOCENÍ ODOLNOSTI ZAŘÍZENÍ PROTI NÁHLÉMU LOMU

Hodnocení je založeno na součiniteli intenzity napětí KI, který se stanoví buď pomocí lineárně-elastické nebo elasto-plastické lomové mechaniky. Hodnocení odolnosti zařízení proti náhlému lomu se provádí pro všechny provozní a havarijní režimy.

Základními vlastnostmi materiálů pro výpočty jsou statická lomová houževnatost KIC (KJC) a přechodová teplota: referenční teplota T_0 (přístup „Master Curve“) a/nebo kritická teplota křehkosti T_k . Poškození materiálu způsobené provozními podmínkami je vyjádřeno pomocí posuvu teplotních závislostí statické lomové houževnatosti (charakterizované referenční teplotou T_0) nebo vrubové houževnatosti (charakterizované kritickou teplotou křehkosti T_k) jako důsledku různých provozních stresorů.

Odolnost proti náhlému lomu je zajištěna, pokud je pro výpočtový defekt typu trhliny splněna podmínka $KI \leq [KIC]_i$, kde $[KIC]_i$ je dovolená hodnota součinitele intenzity napětí pro daný typ provozních podmínek.

Index i označuje různé provozní podmínky:

$i = 1$ – normální provozní podmínky,

$i = 2$ – abnormální provozní podmínky a tlakové zkoušky,

$i = 3$ – postulované nehody /havarijní podmínky.

Hodnoty KI a $[KIC]_i$ se porovnávají alespoň pro nejhlubší a povrchový nebo podnávarový bod výpočtové trhliny (podnávarový bod leží těsně pod rozhraním mezi náwarem a základním materiálem nebo svarovým kovem). V případě hodnocení zařízení během provozu se ve výpočtech mohou použít skutečné vlastnosti materiálů, pokud je jejich použití předem akceptováno dozornými orgány. Teplotní a napěťová pole se musí stanovit pro všechny normální provozní režimy, hydrozkoušky, abnormální provozní podmínky a havarijní podmínky na základě projektových parametrů nebo parametrů vypočítaných z termohydraulických analýz podle Přílohy VI.

Při výpočtu napětí se musí vzít v úvahu vnitřní přetlak, vlastní tíha a teplotní gradienty. Pokud je to významné, musí se vzít v úvahu i další mechanická napětí, jako jsou napětí vyvolaná předpětím ve šroubech příruby nebo napětí vzniklá od zatížení od připojených potrubí, apod. Pro abnormální provozní podmínky a havarijní podmínky se musí uvažovat i zbytková napětí (ve svarových spojích a v návaru). Zbytková napětí v návaru se zavádějí zadáním hodnoty „teploty nenapjatého stavu“ rovnající se normální provozní teplotě. Jako alternativní přístup lze použít buď teplotu nulového napětí, nebo může být přímo zadán průběh zbytkového napětí (vznikajícího v důsledku procesu navařování návaru) přes tloušťku stěny. Toto zbytkové napětí může být stanoveno buď na základě výpočtu nebo měřením.

Teplotní a napěťová pole se počítají pro zadané teplotní závislosti vlastností základního materiálu, svarového kovu i návarových materiálů. Změny těchto vlastností způsobené radiačním poškozením se mohou brát v úvahu, pokud jsou spolehlivě známy. Doporučené hodnoty parametrů

teplo-technických materiálových vlastností TNR JE typu VVER 440 a 1000 pro použití ve výpočtech jsou uvedeny v Příloze XV [29]. Teplo-technické vlastnosti návaru uvedené v Příloze XV [29] mohou být použity pro obě vrstvy návaru. Výpočet teplotních a napětových polí musí brát v úvahu také existenci austenitického návaru a jeho plastického chování.

Pro elasto-plastické výpočty je konzervativní následující výběr tahových vlastností (určených na základě výsledků programu svědečných vzorků nebo zaručených hodnot dle Sekce I a II), a to jak základního materiálu resp. svarového kovu, tak i návaru:

- Pro případ povrchové trhliny: horní mez intervalu spolehlivosti pro mez kluzu a pevnosti v tahu a dolní mez intervalu spolehlivosti pro rovnoměrnou tažnost;
- Pro případ podnávarové trhliny: dolní mez intervalu spolehlivosti pro mez kluzu a pevnosti v tahu a horní mez intervalu spolehlivosti pro rovnoměrnou tažnost.

Součinitel intenzity napětí

Součinitel intenzity napětí pro vybraný výpočtový defekt typu trhliny se může vypočítat numerickými metodami nebo inženýrskými metodami. Pro určení součinitele intenzity napětí u povrchových i podnávarových trhlin se upřednostňuje použití programů založených na metodě konečných prvků a elasto-plastických modelů zařízení s trhlinou zahrnutou do sítě.

Přechodové teploty materiálu

Pro charakterizaci stavu materiálu se mohou použít následující přechodové teploty T_t : referenční teplota T_0 určená ze zkoušek statické lomové houževnatosti za použití přístupu „Master Curve“ nebo kritická teplota křehkosti T_k určená na základě Charpyho zkoušek vrubové houževnatosti.

Referenční teplota T_0 , rostoucí během provozu, je určována experimentálně ze svědečných vzorků ozářených na požadovanou neutronovou fluenci a umístěných v místech dobře reprezentujících provozní podmínky v aktivní zóně TNR. Za základ pro počáteční hodnocení nutno považovat projektovou fluenci pro konec životnosti. Případné teplotní nebo únavové stárnutí je též třeba vzít do úvahy. Určení referenční teploty T_0 se provádí na základě přístupu „Master Curve“, a to přednostně pomocí zkoušek při více teplotách než zkoušení všech zkušebních těles pouze při jedné teplotě. Referenční teplota T_0 je definována z experimentálně určených hodnot statické lomové houževnatosti KJC přepočtených na tloušťku 25 mm. Přidává se bezpečnostní rezerva σ na pokrytí nejistoty v T_0 v souladu s Přílohou III [29] a v hodnocení integrity se užívá výpočtová teplota RT_0 definovaná jako:

$$RT_0 = T_0 + \sigma$$

Kritická teplota křehkosti během provozu zařízení je určena jako:

$$T_k(t) = T_{k0} + \Delta T_F(t) + \Delta T_T(t) + \Delta T_N(t)$$

kde

$T_k(t)$ – kritická teplota křehkosti pro čas t , °C

Tk0 – počáteční kritická teplota křehkosti, °C

$\Delta TF(t)$ – posun přechodové teploty způsobený radiačním poškozením, °C

$\Delta TT(t)$ – posun přechodové teploty způsobený tepelným stárnutím, °C

$\Delta TN(t)$ – posun přechodové teploty způsobený únavovým poškozením, °C

Hodnoty Tk0 jsou stanoveny z přejímacích zkoušek materiálů. Hodnoty $\Delta TF(t)$, $\Delta TT(t)$ a $\Delta TN(t)$ jsou stanoveny ze zkoušek v rámci programu svědečných vzorků, z atestačních zkoušek materiálu nebo z norem.

Postupy pro stanovení fluence neutronů tlakové nádoby reaktoru

Stanovení hodnot fluencí neutronů v daných místech tlakové nádoby reaktoru je nutné pro přesné určení trendů degradace v materiálech nádoby stejně jako pro predikci zbytkové životnosti nádoby. Stanovení fluence neutronů tlakových nádob reaktorů se provádí kombinací měření a výpočtů. Neutronové fluence v daných místech nádoby a podle potřeby i v místech svědečných vzorků jsou určeny výpočtem absolutních hodnot. Výpočetní metodika je kvalifikována užitím výsledků měření v místech svědečných vzorků a na vnějším povrchu stěny tlakové nádoby.

Vstupem pro hodnocení integrity nádoby nejsou pouze neutronové fluence dosažené během aktuálního provozu, ale také odhad změn trendů až do konce životnosti reaktoru. Tyto trendy se připravují se zřetelem na další plánovaný provoz a na případné změny v založení aktivní zóny, délky kampaní, typech a obohacení palivových článků apod.

Dovolené hodnoty součinitele intenzity napětí

Dovolené hodnoty součinitele intenzity napětí $[KIC]_i$ a též dovolené hodnoty součinitele intenzity napětí pro zastavení trhliny $[KIA]_i$ závisejí na relativní teplotě materiálu zařízení, tj. na rozdílu mezi skutečnou teplotou zařízení a přechodovou teplotou jejího materiálu v hodnoceném místě, a na provozních podmínkách zařízení.

Dovolené hodnoty součinitele intenzity napětí založené na referenční teplotě T0

Teplotní závislost $[KIC]_i$ založená na referenční teplotě T0 je definována jako dolní obalová křivka dvou křivek získaných z 5% dolní toleranční meze dle „Master Curve“ přístupu; jedna křivka se stanoví pomocí bezpečnostního součinitele n_k a druhá pomocí teplotní bezpečnostní rezervy ΔT , tj. podle vzorce:

$$[KIC]_i(T-RT_0) = \min \{ n_k - 1, KJC5\%(T-RT_0); KJC5\%(T-RT_0 - \Delta T) \}$$

kde $KJC5\%(T-RT_0)$ představuje 5% dolní toleranční mez dle „Master Curve“ přístupu pro teplotu (T-RT0) apod. Označení $[KIC]_i$ je zde použito pro zjednodušení dalšího textu, přestože je založeno na KJC.

Bezpečnostní součinitelé jsou definovány takto:

- pro NPP ($i=1$): $n_k = 2$; $\Delta T = + 30$ °C
- pro TZ a APP ($i=2$): $n_k = 1.5$; $\Delta T = + 30$ °C

- pro HP (i=3): $n_k = 1$; $\Delta T = + 0 \text{ } ^\circ\text{C}$

Pro materiály použité v tlakových nádobách reaktorů VVER 440 a VVER 1000 se může použít následující vztah:

$$KJC5\%(T) = \min\{25,2 + 36,6 \exp [0,019(T-RT_0)]; 200\}$$

Teplotní závislost dovolené hodnoty součinitele intenzity napětí pro zastavení trhliny [KIA]3 založená na referenční teplotě T_0 pro materiály použité v tlakových nádobách reaktorů VVER 440 a VVER 1000 může být určena dle následujícího vzorce:

$$[KIA]3(T) = \min\{25.2 + 36.6 \cdot \exp[0.019 \cdot (T-RT_0-30)]; 200\}$$

Vzorce pro KJC5% (pro materiály použité v tlakových nádobách reaktorů VVER 440 a VVER 1000 může být použit vzorec) a pro [KIA]3 jsou platné pro délku čela trhliny 25 mm. Pro obecné hodnoty délky čela trhliny musí být pro havarijní podmínky (i=3) provedena korekce.

Dovolené hodnoty součinitele intenzity napětí založené na kritické teplotě křehkosti T_k

Teplotní závislost [KIC]_i založená na kritické teplotě křehkosti T_k je definována jako dolní obalová křivka dvou křivek získaných z teplotní závislosti statické lomové houževnatosti KIC lower bound; jedna křivka se stanoví pomocí bezpečnostního součinitele n_k a druhá pomocí teplotního bezpečnostního součinitele ΔT , tj. podle vzorce:

$$[KIC]_i(T-T_k) = \min \{ n_k-1. \text{ KIC lower bound } (T-T_k); KIC5\%(T-T_k- \Delta T) \}$$

kde KIC lower bound ($T-T_k$) představuje dolní obalovou křivku (představující mechanické spojení nejnižších bodů) jako funkci ($T-T_k$) všech experimentálních dat statické lomové houževnatosti materiálů získaných z atestačních a jiných zkoušek.

Pro zařízení a jejich svarové spoje vyrobené z typů oceli 15Ch2MFA(A) a 15Ch2NMFA(A), se mohou použít následující teplotní závislosti dovolených hodnot součinitelů intenzity napětí:

$$[KIC]1(T) = \min \{ 13 + 18 \cdot \exp[0.020 \cdot (T-T_k)]; 100 \}$$

$$[KIC]2(T) = \min \{ 17 + 24 \cdot \exp[0.018 \cdot (T-T_k)]; 120 \}$$

$$[KIC]3(T) = \min \{ 26 + 36 \cdot \exp[0.020 \cdot (T-T_k)]; 200 \}$$

Výše zmíněné křivky mohou být považovány za 1% dolní obalové křivky.

Teplotní závislost dovolené hodnoty součinitele intenzity napětí pro zastavení trhliny [KIA]3 založená na kritické teplotě křehkosti T_k pro materiály použité v tlakových nádobách reaktorů VVER 440 a VVER 1000 může být určena dle následujícího vzorce:

$$[KIA]3(T) = \min \{ 26 + 36 \cdot \exp[0.020 \cdot (T-T_k-30)]; 200 \}$$

Výpočtové defekty

Pokud se provádějí provozní prohlídky s obsluhou, zařízením a procedurami kvalifikovanými podle požadavků dozorných orgánů, pak se může maximální hloubka výpočtového defektu avýp definovat na základě kritérií pro kvalifikaci nedestruktivních kontrol specifických pro danou

jadernou elektrárnu. V tomto případě je hodnota avýp vzata jako větší z následujících dvou hodnot:

- I. dvojnásobek hloubky trhliny určené s vysokou spolehlivostí detekce (tj. součinitel bezpečnosti je 2);
- II. referenční hloubka trhliny určené s vysokou spolehlivostí stanovení velikosti trhliny (tj. součinitel bezpečnosti je 1).

Při postulování avýp podle tohoto odstavce je vyžadována zpětná vazba z měření na JE a z kvalifikace, tj. musí být k dispozici výsledky kvalifikace provozních kontrol pro příslušné inspekční oblasti daného zařízení a výsledky provozních kontrol výše zmíněnou kvalifikovanou UT metodou.

Minimální hloubka výpočtového defektu je 4 mm pro podnávarové trhliny a tloušťka návaru plus 4mm pro povrchové trhliny. Výpočtové defekty jsou definovány jako poloeliptické trhliny s poměrem poloos $a/c = 0,3$ a $a/c = 0,7$.

Hodnocení se provádí pro dvě orientace výpočtového defektu: kolmé ke směrům prvního a druhého hlavního napětí, tj. v případě válcové části zařízení se hodnotí trhlina obvodová i osová, vždy s oběma poměry poloos.

Hodnocení normálních provozních podmínek

Odolnost zařízení proti náhlému lomu za NPP je zajištěna, pokud je splněna následující podmínka v bodech výpočtového defektu:

$$KI \leq [KIC]_1$$

Hodnocení přípustných teplot tlakové zkoušky

Odolnost zařízení proti náhlému lomu během tlakové zkoušky je zajištěna, pokud je splněna následující podmínka v bodech výpočtového defektu definovaných v článku 5.1.6 [29]:

$$KI \leq [KIC]_2$$

Tato podmínka musí být splněna během celé tlakové zkoušky.

Hodnocení havarijních podmínek a abnormálních provozních podmínek

Výběr hodnocených abnormálních provozních podmínek se musí provádět v souladu s projektem. Požadavky na výběr režimů havarijních podmínek typu PTS (tlakově-teplotního šoku) a na jejich termohydraulické výpočty jsou obsaženy v Příloze [29].

Pravděpodobnostní hodnocení selhání TNR

Výstupem pravděpodobnostního hodnocení odolnosti TNR proti náhlému lomu je četnost výskytu iniciace náhlého lomu, FI, nebo četnost výskytu selhání TNR, FF (četnost výskytu selhání TNR znamená četnost výskytu jevu šíření trhliny skrz stěnu TNR, přičemž se bere v úvahu

možnost zastavení trhliny). Postup pro stanovení zmíněných četností, včetně jejich definice, je popsán v Příloze XVI [29].

V případě, že pravděpodobnostní hodnocení TNR je založeno na výpočtu četnosti výskytu selhání TNR, FF, použije se následující nerovnost jako kritérium přijatelnosti:

$$FF < 1 \cdot 10^{-6} / \text{reaktorrok, kde FF je střední hodnota četnosti výskytu selhání TNR.}$$

Může být aplikován konzervativní přístup, spočívající v tom, že místo stanovení četnosti výskytu selhání TNR, FF, se určuje četnost výskytu iniciace náhlého lomu, FI, (FI je vždy vyšší než FF). V tomto případě kritérium přijatelnosti má tvar

$$FI < 1 \cdot 10^{-7} / \text{reaktorrok, kde FI značí střední hodnotu četnosti výskytu iniciace náhlého lomu.}$$

Hodnocení zbytkové životnosti zařízení s ohledem na odolnost proti náhlému lomu (s výpočtovou trhlinou)

Pro toto hodnocení musí být připraveny následující vstupy:

- Trendy provozu zařízení, tj. počet a následnost režimů;
- Trendy změn materiálů (posuny přechodové teploty) jako funkce doby provozu.

Zbytková životnost zařízení pro normální provozní režimy se hodnotí z porovnání vypočítaných křivek teplotních závislostí přípustného přetlaku ($[p]-[T]$ křivky závislé na přechodové teplotě materiálu) s limitními závislostmi danými termohydraulickými podmínkami pro bezpečný provoz (saturační křivka páry posunutá o bezpečnostní rezervu). V úvahu se musí vzít znalost trendů v přechodové teplotě materiálů jako funkce doby provozu. Pro životnost zařízení obvykle nejsou limitující normální provozní podmínky ani tlakové zkoušky.

Zbytková životnost zařízení určená pro havarijní podmínky a abnormální provozní podmínky je obvykle limitující pro celou zbytkovou životnost. Pro tlakovou nádobu reaktoru je z tohoto hlediska nejvýznamnější částí oblast aktivní zóny, avšak musí být uvažovány i jiné oblasti tlakové nádoby, např. nátrubky.

Hodnocení se musí provádět pro všechny potenciální režimy HP a APP. Zbytková životnost je určena na základě maximální přípustné přechodové teploty pro statickou iniciaci trhliny $[T_t]$ nebo na základě maximální přípustné přechodové teploty pro zastavení trhliny $[T_A]$ a na základě trendu ve změně přechodové teploty materiálu T_t spolu se znalostí nárůstu neutronové fluence během provozu.

10.2 ZBYTKOVÁ ŽIVOTNOST ZAŘÍZENÍ Z HLEDISKA ODOLNOSTI PROTI ÚNAVOVÉHO POŠKOZENÍ

Hodnocení zbytkové životnosti zařízení z hlediska únavového poškození se provádí ve dvou krocích:

1. Pro fázi do vzniku makro-trhliny velikosti 1 mm, tj. po dobu splnění kritéria $D \leq 1$;
2. Pro fázi potenciálního růstu hypotetické vady, která by nemusela být detekována během nedestruktivních kontrol.

Hodnocení musí podléhat ty oblasti zařízení, ve kterých byla v průkazné dokumentaci stanovena kumulace únavového poškození $D \geq 0,3$.

Při výpočtu zbytkové životnosti zařízení z hlediska odolnosti proti únavovému poškození musí být uvažována skutečná zatížení a skutečné posloupnosti provozních režimů. Při výpočtu zbytkové životnosti zařízení se kumulace únavového poškození určí jako součet jednotlivých dílčích kumulací únavového poškození, vypočtených pro jednotlivé zátěžné bloky, sestavené z příslušných provozních přechodových režimů.

Při hodnocení na únavu mohou být použity projektové výpočty, pokud rozdíly mezi skutečnými a projektovými parametry provozních režimů nejsou větší než 10 %.

Trend provozních zatížení zahrnující posloupnosti a četnosti výskytu provozních režimů by měl být uvažován a sestaven až do okamžiku příštího periodického hodnocení (nebo do konce technické životnosti).

Pro stanovení únavového poškození musí být použit konzervativní odhad dle průkazné dokumentace (s uvážením skutečného počtu režimů).

Pokud technická životnost zařízení stanovená pro provozní zatížení nesplňuje podmínku:

1. $D_{fp} \leq 1,0$, kde D_{fp} je kumulace únavového poškození predikovaná pro konec technické životnosti, je třeba aplikovat následující postup:
2. Použít vhodná nápravná opatření v oblastech řízení provozu a řízení údržby případně provést rekonstrukce vedoucí ke snížení trendu poškozování materiálu zařízení a potrubí s cílem splnění kritéria $D_{fp} \leq 1,0$.
3. Při dosažení kumulace poškození $D = 0,8$ je třeba provést průkazné nedestruktivní zkoušky příslušné oblasti ke zjištění případných necelistvostí. V případě nalezení únavového defektu musí být tento defekt schematizován a vyhodnocen. Použitá nedestruktivní kontrola musí být zařazena do Programu provozních kontrol.
4. Pokud nedestruktivní zkoušky v určité oblasti jsou neproveditelné nebo v ní žádné defekty nebyly nalezeny, definuje se semi-eliptická „hypotetická počáteční trhlinka“, jejíž parametry jsou následující: $a_{hyp} = 0,1$ s, $a/2c = 1/6$.

V případě, že použitá nápravná opatření nepovedou ke snížení hodnoty kumulace poškození D_{fp} předpokládané na konci doby technického života zařízení nebo potrubí pod hodnotu 1,0, musí být při zjištění necelistvostí použit postup pro hodnocení růstu „hypotetické trhliny“ nebo hodnocení přípustného růstu necelistvosti nalezené při nedestruktivních zkouškách.

10.3 ZBYTKOVÁ ŽIVOTNOST ZAŘÍZENÍ Z HLEDISKA ODOLNOSTI PROTI KOROZNĚ-MECHANICKÉMU POŠKOZENÍ

Zbytková životnost z hlediska odolnosti proti korozně-mechanickému poškození se hodnotí ve dvou krocích, ve shodě s postupy v Příloze IX [29].

1. Hodnocení odolnosti proti vzniku vady typu důlku (důlková koroze) nebo trhlín za podmínek koroze pod napětím;

2. Hodnocení přípustnosti růstu necelistvostí v podmínkách koroze pod napětím. K růstu necelistvostí může dojít při konstantním zatížení (korozní praskání), při proměnném zatížení (korozní únava) a/nebo při časově závislé kombinaci obou.

Hodnocení lze provést pro tzv. „kvalifikovaný“ zátěžný blok provozních zatížení zahrnující posloupnosti provozních režimů a jejich výskyt, s užitím výsledků monitorování systému SKŘ, MDS a SM. V tom případě, napěťová pole a jejich časové změny se spočtou pro výše zmíněná provozní zatížení.

Prokáže-li hodnocení provedené ve shodě s předchozím bodem možnost vzniku vady schopné růst v podmínkách koroze pod napětím již během předpokládané životnosti zařízení (uvedené např. v projektu), je nutné použít následující opatření:

1. Provést nedestruktivní zkoušky oblasti, ve které může dojít ke vzniku vady a jejího růstu vlivem koroze pod napětím.
2. V případě, že nedestruktivní zkouška této oblasti není proveditelná nebo nebyla nalezena žádná necelistvost během nedestruktivních zkoušek, musí se předpokládat „hypotetická počáteční trhlinka“ ve tvaru semi-eliptické povrchové trhliny mající následující poloosy: $a/hyp = 0,1 s$; $a/(2c) = 1/6$.

Zbytková životnost zařízení z hlediska odolnosti proti korozně-mechanickému poškození je prokázána, jestliže během předpokládané životnosti zařízení (uvedené např. v projektu) nevznikne žádná makro-vada schopná růstu v podmínkách koroze pod napětím. Limitní hloubka takové makro-trhliny je 1 mm.

10.4 HODNOCENÍ PŘÍPUSTNOSTI NECELISTVOSTÍ ZJISTĚNÝCH BĚHEM PROVOZNÍCH PROHLÍDEK A ZBYTKOVÉ ŽIVOTNOSTI ZAŘÍZENÍ S NECELISTVOSTMI

Necelistvosti v zařízeních nebo austenitickém potrubí schematizované dle Přílohy X [29] musí být porovnány s Tabulkami přípustných velikostí necelistvostí, které jsou uvedeny v Příloze XI [29].

Necelistvosti, které nepřekračují požadavky na schematizovanou velikost necelistvosti, předepsané v Tabulkách, jsou přípustné a nemusí se dále hodnotit.

Necelistvosti, které nesplňují některý z požadavků předepsaných v Tabulkách, musí být hodnoceny ve shodě s příslušnou Přílohou podle následujícího schématu:

- Necelistvosti v zařízeních - Příloha XII [29];
- Necelistvosti v austenitickém potrubí – Příloha XIII [29];
- Necelistvosti v potrubí z uhlíkové oceli – Příloha XIV [29].

V tomto hodnocení musí být použity parametry proběhlých provozních režimů (tlak, teplota, chemie vody) včetně jejich následností, a pro havarijní podmínky také jejich projektové průběhy.

Ve výpočtu únavového a korozně-mechanického růstu trhlin je nutné přepočítat všechny předtím provedené (v rámci průvodní dokumentace nebo Předprovozní bezpečnostní zprávy) výpočty teplotních a napět'ových polí se zahrnutím následujících provozních podmínek:

- Skutečného teplotně-tlakového průběhu jednotlivých provozních režimů, včetně uvážení skutečných vodních režimů;
- Skutečných následností provozních režimů.

V hodnocení mohou být použity výsledky výpočtů z průkazné dokumentace, jestliže rozdíly mezi skutečnými a projektovými parametry provozních režimů nejsou větší než 10 %.

Zbytková životnost zařízení s necelistvostmi zjištěnými během provozních prohlídek je zajištěna, jestliže buď zjištěné necelistvosti jsou menší než necelistvosti uvedené v tabulkách přípustných velikostí necelistvostí.