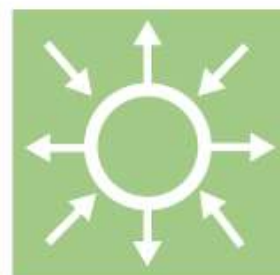


Åldring av el-, styr- och reglerutrustning i kärnkraftverk

Studie kring svenska och finska kärnkraftverk

Elforsk rapport 11:09



ÅF-Industry AB

December 2010

ELFORSK

Förord

Den här studien har utförts i två etapper av ÅF, med Håkan Lundberg som uppdragsledare för Etapp 1 och Anna Nordling som uppdragsledare för Etapp 2. Som rådgivare inom ÅF har Sören Steinholtz, Lars T Andersson och Lars Eriksson deltagit, den senare även i en kvalitetssäkringsfunktion.

Projektet har haft en styrgrupp bestående av:

Etapp 1

- Jyrki Kohopää, Fortum Nuclear Services LTD
- Nils-Olov Jonsson, Vattenfall AB
- Jan-Erik Lindbäck, Vattenfall AB
- Göran Lagerstedt (under arbetets gång ersatt av Inge Pierre), Svensk Energi
- Camilla Söderqvist, E.ON Kärnkraft Sverige (ersatt av Tord Granhäll under föräldraledighet)
- Lars Wrangensten, Elforsk

Etapp 2

- Bo Svensson, Ringhals, Vattenfall AB
- Teppo Tähti, Fortum
- Sven-Olof Palm, Forsmark, Vattenfall AB
- Jan-Erik Lindbäck, Vattenfall AB
- Inge Pierre, Svensk Energi
- Lars Wrangensten, Elforsk

I början av projektet deltog även Elkomponentgruppen i ett startmöte. Deltagare var Sven-Olof Palm, Forsmark, Ingemund Karlsson och Kenneth Skoglund, Ringhals, Per-Erik Grimert och Fredrik Warne, OKG samt Juha Halminen TVO.

Elforsk tackar styrgrupperna och Elkomponentgruppen som bidragit med värdefulla synpunkter i projektet.

Lars Wrangensten

Elforsk AB, Programområde Kärnkraft

December 2010

Sammanfattning

Dagens svenska och finska kärnkraftverk byggdes under perioden 1965 – 1985. Till skillnad från andra konventionella värmekraftverk och de flesta processindustrier, drivs kärnkraftverk i ungefär ursprunglig utformning under relativt lång tid. Detta medför att åldring av komponenter och tillgänglighet och hantering av reservdelar är en viktig fråga för kärnkraftsindustrin.

Sedan byggnationen av kärnkraftverken i Sverige och Finland har det även skett ett antal teknikskiften när det gäller styr- och reglerteknik. Förenklat kan skiftet beskrivas som övergång från analoga till digitala system och utbyte av komponenter har därför blivit komplicerat. Som konsekvens av teknikskiftet har det blivit svårt att få tag i reservdelar till originalutrustningen.

Uppdraget initierades av Elforsk med syftet att förbättra kunskapen om förhållandena kring åldring av el-, styr- och reglerutrustningar i svenska och finska kärnkraftverk.

Projektet som helhet har följande huvudinriktning:

- Att kunna förstå åldrandeprocesserna
- Att kunna indikera effekter och var problem finns/förväntas

Rapporten består av tre delar, del 1 består av en sammanfattning av åldringshanteringen vid de svenska och finska kärnkraftverken samt komponenter, reservdelar och pensionering av kompetens, del 2 består av litteraturstudie av internationell litteratur inom åldringshantering vid kärnkraftverk samt föreskrifter från svenska och finska strålskyddsmyndigheter. Del 3 presenterar slutsatser från projektet samt förslag på fortsatt forskning inom området.

Samtliga svenska och finska kärnkraftverk har endera utarbetat en process eller har organisatoriskt bildat en avdelning för att sköta frågor kring åldringshantering.

Processerna och arbetssätten är influerade av bland annat IAEA:s åldringsprogram, Beznau modellen samt egna framarbetade program, och skiljer sig något åt mellan de olika kärnkraftverken.

De viktigaste grundorsakerna till åldringsproblem kan sammanfattas till:

- Temperatur (hög, låg eller fluktuerande)
- Hög luftfuktighet
- Vibrationer
- Strålning

Nedanstående tabell är ett exempel på hur inventeringar av komponenter och deras åldringsmekanismer och konsekvenser kan utformas.

Detta exempel är framtaget som en del i detta projekt och är baserat på möten med styrgruppen och intervjuer på verken.

Exempel på utformning av komponentinventering

Objekts-grupp	Objekt	Åldringsmekanism	Miljöbestämning	Omfattning av problemet	Kontroll Uppföljning Åtgärd	Konsekvens
Vilken objektsgrupp objektet hör till.	Objekt inom objektsgruppen:	Typ av problem som uppstår	Beskrivning av miljön som komponenten vistas i.	I hur stor omfattning förekommer dessa komponenter	Hur ofta bör dessa underhållas och bytas ut	Hur omfattande är konsekvenserna vid fel
<i>Ex. Givare</i>	<i>Ex. Tryckgivare</i>	<i>Ex. Anslutningsproblem</i>	<i>Ex. Hög temperatur, strålning etc.</i>	<i>Ex. flera hundra runt om i anläggningen eller endast ett fåtal</i>	<i>Ex. Kontrolleras dagligen, byts ut varje år</i>	<i>Ex. Fel givarsignaler kan orsaka överhettning.</i>

Hanteringen av åldringsproblemet på kärnkraftverk kan enligt ovan göras i form av en process eller inom en särskild avdelning inom företaget. Kärnkraftverket Lovisa i Finland har en särskild avdelning för åldringshantering medan de svenska kärnkraftverken har en process vilken hanterar problemet.

Vidare ska den vara så tydlig och transparent att kraftverksledning och berörda myndigheter enkelt kan övertyga sig om att åldringsproblematiken sköts på ett tillfredsställande sätt.

Åldring ska hanteras långsiktigt. Åldringsfenomen måste också upptäckas tidigt så att åtgärder blir möjliga innan degradering påverkar säkerheten, driftklarheten och tillförlitligheten, varmed degraderingen kan hållas inom acceptabla gränser.

Summary

Nuclear Power Plants in Sweden and Finland were built during the period 1965-1985. Unlike conventional heat and power plants and most process industries, nuclear power plants are operated almost in its original form for a very long time. Therefore ageing of components, availability of spare parts and storage of spare parts, are very important questions for the nuclear industry.

A number of technological shifts have occurred since the construction of the Swedish and Finnish nuclear power plants, in simplicity it can be described as a transition from analogue to digital equipment. This has made it even more difficult to find spare parts and replacements for original equipment.

This project was initiated by Elforsk with the aim to improve the knowledge on electrical and I & C equipment in Swedish and Finnish nuclear power plants.

The project has the following two main directions:

- Understand the ageing processes
- To indicate where the problems are or are expected

The report consists of three parts; part 1 is a summary of the ageing management programs at the Swedish and Finnish nuclear power plants, components, spare parts, and retiring of competencies, part 2 consists of a review of international literature and Swedish and Finnish regulations. Part 3 present conclusions and suggestions of further research.

All nuclear power plants in Sweden and Finland has developed either a process or a department to take care of the ageing problems at the plant. The ageing management is influenced by for example the IAEA's ageing management program, the Beznau model and their in house developed ageing management programs.

The most important causes of the ageing problem can be summarized to the following four:

- Temperature (high, low, or fluctuating)
- Humidity
- Vibrations
- Radiation

The table below show how a component inventory can be done in a ageing management program.

Example layout of a component inventory

Object group	Object	Ageing mechanism	Environment	Extent of the problem	Control, Follow up and Measure	Consequences
What object group the component belongs too	Object within the object group	Type of problem that occur	Description of the environment that the component is in	How frequent is the component in the plant	How often should these components be changed	What are the consequences at fault
<i>Ex. Transmitters</i>	<i>Ex. Pressure Transmitters</i>	<i>Ex. Connection problems</i>	<i>Ex. High temperature, radiation etc.</i>	<i>Ex. several hundred around the plant</i>	<i>Ex. Checked daily, changed every year</i>	<i>Ex. Faulty transmitter signals can cause over heating</i>

As mentioned above management of the aging problems at nuclear power plants can be done in the form of a process or being dealt with in a specific company department. Loviisa Nuclear power plant has a separate department dealing with aging management while the three Swedish nuclear power plants have an aging management process.

The aging management process should be clear and transparent to the power plant management and authorities in order to see that the aging problems are dealt with in a satisfactory way.

Aging management should be long term and aging mechanisms must be discovered at an early stage so that measures can be taken before a component has degraded to a degree that is jeopardizing safety, operability and reliability.

Innehåll

1	Inledning	9
1.1	Bakgrund	9
1.2	Syfte	9
1.3	Styrgruppen	10
1.4	Rapportens Struktur	10
1.5	Förkortningar	11
2	Åldringshantering vid svenska och finska kärnkraftverk	14
2.1	Begäran av information om åldringsprogram från SSM.....	14
2.2	Åldringshanteringsprogram i finska kärnkraftverk.....	19
2.3	Åldringshantering från andra industrier - Värtaverket	21
3	Åldring av Komponenter	22
3.1	Orsaken till Åldring.....	22
3.2	Åldringsmekanismer	24
3.3	Standarder	27
4	Hantering av Reservdelar	28
4.1	Hanteringen på kärnkraftverken.....	28
4.2	Förrådshållning och åldringshantering.....	30
4.3	Värtaverket	31
4.4	Re-engineering	31
4.5	Synpunkter från leverantörer.....	31
5	Kompetens som pensioneras	32
5.1	IAEA.....	32
5.2	Kompetenshantering hos STUK	33
6	Strålsäkerhetsmyndigheten i Sverige	37
7	Strålsäkerhetscentralen i Finland	39
8	Internationella Strategier	41
8.1	IAEA.....	41
8.2	IEEE	42
8.3	NEA.....	42
8.4	NULIFE	42
8.5	MAGIC.....	43
8.6	Sammanställning Internationella Organisationer	44
8.7	Nationella strategier och organisationer	45
8.8	Publikationer om åldringshantering	57
9	Slutsatser	60
9.1	Orsaken till åldring av komponenter	61
9.2	Förslag till process för åldringshantering	61
9.3	Fortsatt forskning.....	65
10	Referenser	66

11 Bibliografi	71
11.1 EPRI publications	71
11.2 NRC publications	73
11.3 IAEA publications	73
11.4 IEEE	78
11.5 NEI	78
11.6 NPAR	79

Tabeller

Tabell 1	Status på forskningsläget - Givare och Sensorer	25
Tabell 2	Status på forskningsläget - Kablar	26
Tabell 3	Status på forskningsläget - El	26
Tabell 4	Exempel på utformning av komponentinventering	27
Tabell 5	Standarder – kvalificering och åldring av komponenter	27
Tabell 6	Kategorisering av obsolete material	28
Tabell 7	Internationella Organisationer	44
Tabell 8	Jämförelse mellan de svenska kärnkraftsverkens åldringshanteringsprogram	60

Figurer

Figur 1	Nationella kärnkraftsorganisationer	45
Figur 2	Beznaumodellen	54
Figur 3	Beznaus underhållsprogram	55
Figur 4	Införandeprocess av Beznaumodellen	56

1 Inledning

1.1 Bakgrund

Dagens svenska och finska kärnkraftverk byggdes under perioden 1965 – 1985. Till skillnad från andra konventionella värmekraftverk och de flesta processindustrier, drivs kärnkraftverk i ungefär ursprunglig utformning under väldigt lång tid. Detta medför att åldring av komponenter och tillgänglighet och hantering av reservdelar är en viktig fråga för kärnkraftsindustrin.

Sedan byggnationen av kärnkraftverken i Sverige och Finland har det även skett ett antal teknikskiften när det gäller styr- och regler teknik. Förenklat kan skiftet beskrivas som övergång från analoga till digitala system och utbyte av komponenter har därför blivit komplicerat. Som konsekvens av teknikskiftet har det blivit svårt att få tag i reservdelar till originalutrustningen.

Frågeställningar såsom reparera eller byta, lägga upp egna reservdelslager, byta ut kontrollanläggningarna en del i taget eller alltihopa på en gång, hur påverkas säkerheten etc. har i hög grad blivit aktuella. Även rekvalificering av utrustning p.g.a. livstidsförlängning av verken har fått stor betydelse i sammanhanget.

Utbyte av utrustning på grund av åldring eller liknande är ett större problem inom kärnkraftsindustrin än i andra branscher. Detta eftersom kärnkraftsindustrin vanligtvis har mycket stränga krav för produkter som används i säkerhetsrelaterade system. Å andra sidan är mängden komponenter som kärnkraftsindustrin behöver inom en viss period inte så stor att det främjar långsiktig produktion hos och support av tillverkare.

Kombinationen av höga krav och liten efterfrågan gör det relativt oattraktivt för leverantörer att tillverka komponenter för kärnsäkerhetsrelaterade applikationer och ge fortsatt support.

Från myndighetens sida finns krav på att det ska finnas program för underhåll, fortlöpande tillsyn och kontroll samt hantering av åldersrelaterade försämringar och skador. Programmen ska vara dokumenterade samt ses över och uppdateras mot bakgrund av vunna erfarenheter och utvecklingen inom vetenskap och teknik. I Sverige är den ansvarige myndigheten Strålsäkerhetsmyndigheten (SSM) och den finska motsvarigheten är Strålsäkerhetscentralen (STUK). Dessa beskrivs mer i detalj i kapitel 6 och 7.

1.2 Syfte

Uppdraget initierades av Elforsk med syftet att förbättra kunskapen om förhållandena kring åldring av el-, styr- och reglerutrustningar i svenska och finska kärnkraftverk.

Projektet utfördes i två etapper, den första etappen fokuserade på att samla in material och information om åldringläget och åldringshanteringen vid de svenska och finska kärnkraftverken och den andra etappen koncentrerades på att strukturera upp det framtagna materialet samt dra slutsatser och ge förslag till framtida arbete.

Projektet som helhet har följande huvudinriktning:

- Att kunna förstå åldrandeprocesserna
- Att kunna indikera effekter och var problem finns/förväntas

1.3 Styrgruppen

Uppdragets inriktning och utformning bestämdes av en från Elforsk tillsatt styrgrupp under Etapp 1. Denna grupp bestod av representanter från industrin och de olika kärnkraftverken i Sverige och Finland. En lista på personer som deltog i de olika etapperna kan ses i nedan:

Etapp 1

- Jyrki Kohopää, Fortum Nuclear Services LTD
- Nils-Olov Jonsson, Vattenfall AB
- Jan-Erik Lindbäck, Vattenfall AB
- Göran Lagerstedt (under arbetets gång ersatt av Inge Pierre), Svensk Energi
- Camilla Söderqvist, E.ON Kärnkraft Sverige (ersatt av Tord Granhäll under föräldraledighet)
- Lars Wrangensten, Elforsks kontaktperson

Etapp 2

- Bo Svensson, Ringhals, Vattenfall AB
- Teppo Tähti, Fortum
- Sven-Olof Palm, Forsmark, Vattenfall AB
- Jan-Erik Lindbäck, Vattenfall AB
- Inge Pierre, Svensk Energi
- Lars Wrangensten, Elforsks kontaktperson

I början av projektet deltog även Elkomponentgruppen i ett startmöte. Deltagare var Sven-Olof Palm, Forsmark, Ingemund Karlsson och Kenneth Skoglund, Ringhals, Per-Erik Grimert och Fredrik Warne, OKG samt Juha Halminen TVO.

1.4 Rapportens Struktur

Denna rapport består av tre delar, del 1 består av en sammanfattning av åldringshanteringen vid de svenska och finska kärnkraftverken samt komponenter, reservdelar och pensionering av kompetens, del 2 består av litteraturstudie av internationell litteratur inom åldringshantering vis kärnkraftverk samt föreskrifter från svenska och finska strålskyddsmyndigheter. Del 3 presenterar slutsatser från projektet samt förslag på fortsatt forskning inom området.

Del 1 Åldringshantering i svenska och finska kärnkraftverk	Del 2 Litteraturstudie och gälland lagar och föreskrifter	Del 3 Slutsatser
Inventering av nuvarande hanteringssätt av åldring	Myndigheter	Förslag till åldringshanteringsprocess
Komponenter, Reservdelar och Pensionering av kompetens	Internationella metoder	Fortsatt arbete inom området

1.5 Förkortningar

AM	Ageing Management
AMP	Ageing Management Programme
ASAR	As Operated Safety Analysis Report
ATS	Finnish Nuclear Society
BMU	Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety
BWR-OG	BWR Owners Group
CCF	Common Cause Failure
CFU	Central Feedback Unit
CLAB	Centralt Lager Använt Bränsle
EDF	Electricite de France
EKG	Elkomponentgruppen
ENS	European Nuclear Society
EPRI	Electrical Power Research Institute
EPROM	Erasable Programmable Read Only Memory
F1-3	Forsmark 1-3
FKA	Forsmarks Kraftgrupp AB
FU-PROGRAM	Förebyggande Underhållsprogram
GALL	Generic Aging Lessons Learned
GAN	Groupe d'analyse nucléaire, The Nuclear Analysis Group
I&C	Instrumentation and Control
IAEA	International Atomic Energy Agency
IEC	International Electrotechnical Commission
IEEE	Institute of Electrical and Electronics Engineers
IRSN	L'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire
JAIF	Japan Atomic Industrial Forum
KBE	Kvalitets- och kontrollbestämmelser för elektrisk utrustning
KKV	Kärnkraftsverk
KM	Knowledge Management
KTG	German Nuclear Society
LIRA	Line Resonance Analysis
LOCA	Loss of Coolant Accident
LTO	Long Term Operation
LUP	Långsiktig Underhållsplanering
MAGIC	Management of Ageing of I and C equipments in Nuclear Power Plants
MCT	Multi Cable Transit
NEA	Nuclear Energy Agency
NOG	Nordic Owners Group

NPAR	Nuclear Plant Aging Research
NPP	Nuclear Power Plant
NRC	National Regulatory Commission
NSD	Nuclear Safety Directorate
NULIFE	Nuclear Plants Life Prediction
ODU	OKGs Drift- och Underhållssystem
OEM	Original Equipment Manufacturer
PLC	Programmable Logic Controller
PLIM	Plant Life Management
RCM-ANALYSER	Reliability Centered Maintenance
SFEN	Société Française d'Energie Nucléaire
SKALTO	Safety Knowledge Base on Ageing and Long Term Operation
SKB	Svensk Kärnbränslehantering
SKI	Statens Kärnkraftsinspektion
SRCM	Streamlined Reliability Centred Maintenance
SSM	Strålsäkerhetsmyndigheten i Sverige
SSMFS	Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter
STUK	Strålsäkerhetscentralen i Finland
TBE	Tekniska bestämmelser för Elektrisk utrustning
TTKE	Finska motsvarigheten till STF, Säkerhetstekniska föreskrifter
TU-SYSTEMET	Teknisk Uppföljning
TVO	Teollisuuden Voima Oyj
UH	Underhåll
UPS	Uninterrupted Power Supply
UT	Ultrasonic Testing
WANO	World Association of Nuclear Operators
YVL	STUK Föreskrifter

Del 1

Åldringshantering i Svenska och Finska Kärnkraftverk

2 Åldringshantering vid svenska och finska kärnkraftverk

Samtliga svenska och finska kärnkraftverk har endera utarbetat en process eller har organisatoriskt bildat en avdelning för att sköta frågor kring åldringshantering.

Processerna och arbetssätten är influerade av bland annat IAEA:s åldringsprogram, Beznau modellen samt egna framarbetade program, och skiljer sig något åt mellan de olika kärnkraftverken. På grund av skillnaden mellan de olika verken, i sättet att hantera åldringsproblematiken, har arbetet med att hitta gemensamma verktyg och samarbetsmöjligheter varit komplicerat. Erfarenhetsutbyte mellan verken skulle dock underlätta dess hantering av åldringsproblematiken betydligt då liknande komponenter används i alla verk och åldringsförfarandet är likartat.

Nedan beskrivs den begäran om information om åldringsprogram som skickades ut av SSM under 2010. Vidare beskrivs de olika svenska kärnkraftverkens åldringsprogram baserat på de svar som skickades in till SSM innan 17 september.

2.1 Begäran av information om åldringsprogram från SSM

Den 14 juni 2010 skickade den svenska strålsäkerhetsmyndigheten ut en *"Begäran av information om åldringshanteringsprogram"* till Oskarshamns kärnkraftverk, Forsmarks kärnkraftverk och Ringhals kärnkraftverk. Följande efterfrågades:

- Allmänt upplägg av åldringshanteringsprogrammen
- Hur uppföljning och uppdatering av programmen hanteras
- Hur identifiering, övervakning och hantering av de åldringsmekanismer som kan påverka system och komponenter som har betydelse för säkerhet, sker
- Hur obsolet materiel identifieras och hanteras samt hur reservdelsfrågor till denna materiel hanteras (beskrivs i kapitel 3)
- Statusläge på programmen

Den efterfrågade informationen avser utrustning för elförsörjningssystem och kontrollutrustning (I&C). Svar på denna begäran skulle skickas in till strålskyddsmyndigheten innan 17 september 2010¹

Nedan presenteras de olika svenska kärnkraftsverkens åldringshanteringsprocesser baserat på de svar som skickades in till SSM.

¹ Strålsäkerhetsmyndigheten, Begäran av information om åldringshanteringsprogram, 2010-06-14, SSM 2010/659

2.1.1 Allmänt upplägg av ålderhanteringsprogrammen svenska kärnkraftverk

Forsmark - Åldringshanteringsprogram²

Forsmark har ett underhållsprogram med tillståndskontroller, tidsbaserat underhåll samt planerat avhjälpande underhåll. Programmet inkluderar även s.k. återkommande kontroller avseende tryckkärlintegritet. FKA har även ett delprogram för säkerhetsrelaterad utrustning s.k. STF-prover.

För att uppfylla kravet på ett ålderhanteringsprogram har en systematisk dokumentation av åldringsmekanismer samt övervakning och hantering av åldersdegraderingar genomförts på byggnadsdelar, system och komponenter och andra anordningar som har betydelse för säkerheten.

Fakta om komponenternas åldrande är dokumenterade i analysrapporter. Resultatet av analyserna definierar nya eller modifierade åtgärder i underhållssystemet FENIX samt därtill kopplade instruktioner.

Oskarshamn - Åldringshanteringsprogram³

OKGs åldringsprogram är i enlighet med IAEAs modell, en systematisk sammanställning av redan pågående aktiviteter inom underhåll-, drift- och teknikorganisationen. OKGs hantering av åldersrelaterade försämringar och skador beskrivs i respektive säkerhetsrapport för block 1,2 och 3 samt motsvarande för BFA.

Omhändertagande av krav beskrivs i ledningsdokumenten, *Krav och riktlinjer för hantering av åldring* och *Krav och riktlinjer för underhållsverksamhet på OKG*. I dokumentet *Övergripande instruktion för hantering av åldring* beskrivs de aktiviteter på OKG som krediteras för att upptäcka degradering av system, byggnader och komponenter.

ODU (OKGs Drift- och Underhållssystem) utgör stommen till OKGs program för att på ett strukturerat sätt hantera system, byggnader och komponenters åldersrelaterade skador och försämringar. ODU används för att planera underhåll och hantera produktionsutrustning och reservdelar. Med hjälp av ODU är det möjligt att arbeta proaktivt med åldringshanteringen.

Ringhals - Åldringshanteringsprogram⁴

Ringhals åldringshanteringsprogram bygger på den av IAEA framtagna modellen "Safety Report Series No. 15" *Implementation of NPP Ageing Management Programme*. Modellen innebär att redan pågående aktiviteter systematiseras och koordineras. Vid framtagandet av Ringhals åldringshanteringsprogram har även rapporten *Åldringshanteringsprogram-Behov och Innehåll* beaktats.

Åldringsprogrammet på Ringhals är uppdelat i sex teknikområden vilka alla har en Funktionsbeskrivning som mer ingående beskriver åldringsprogrammet för respektive teknikområde.

² Forsmarks Kärnkraftgrupp AB, Redovisning av efterfrågad information enligt SSM 2010/659 "Begäran av information om ålderhanteringsprogram", 2010-09-16, FQ-2010-0991

³ OKG Aktiebolag, Oskarshamn 1, 2, 3 – Svar på Strålsäkerhetsmyndighetens brev SSM 2010/659 avseende begäran av information om åldringshanteringsprogram, 2010-09-10, 2010-23303

⁴ Vattenfall, Ringhals AB redovisning av åldringshanteringsprogram, 2010-09-08, 2098719

2.1.2 Hur uppföljning och uppdatering av programmen hanteras i de svenska kärnkraftverken

Forsmark – Uppföljning & Uppdatering⁵

Det övergripande åldringshanteringsprogrammet AMP beskriver hur uppföljning och uppdatering hanteras och styrs utifrån de i ledningssystemet ingående programmen.

Underhållsprogrammen följs kontinuerligt upp alltefter behov. Uppföljningsprocessen är indelad i flera delar:

- Uppföljning med personal på underhåll och driftövervakning
- Aktiv värdering av felorsaker genom behandling av felavhjälpningshistorik och erfarenheter av förebyggande underhåll
- Statistisk uppföljning av felavhjälpande underhåll
- Tillgänglighet och prestanda på systemnivå gällande säkerhetsfunktioner
- Tillgänglighet och prestanda på anläggningsnivå (produktionssiffror)
- Tillgänglighet och tillförlitlighet på komponentnivå
- Information och erfarenhet om miljökvalificering av komponenter (EQ) avsedda för posthaverimiljö
- Teknisk grundorsaksanalys av RO eller säkerhetsmässiga avvikelser
- Värdering av rutinmässiga statusrapporter
- Aktiv bevakning av externa erfarenheter via hemsidor t.ex. EPRI och WANO samt via FKA erfarenhetssystemet ERFKA
- Erfarenhetsutbyte via olika typer av erfarenhetsgrupperingar t.ex. BWR-OG, OEM, NOG samt motsvarande avdelningar inom underhåll på Oskarshamn och Ringhals

Oskarshamn – Uppföljning & Uppdatering⁶

OKGs underhållsprogram utgörs huvudsakligen av förebyggande underhållsposter som har en koppling till åldring och är upplagda i ODU. Uppdatering, granskning och godkännande av dessa poster finns beskrivet i verksamhetssystemet.

Utvärdering av avhjälpande och förebyggande underhåll samt periodisk provning utgör grunden för att följa upp åldringsprogrammet. Genom att utföra trendning och analys av felstatistik kan åldringsproblem upptäckas i ett tidigt skede och lämpliga åtgärder genomföras.

Systematiska grundorsaksanalyser genomförs för att klargöra förlopp och orsaker vilka behandlas på respektive anläggnings driftsammanträde. Vid dessa utvärderas även om åldringsprogrammet behöver justeras och uppdateras.

Såväl intern som extern erfarenhetsåterföring, relaterade till åldringsrelaterade fenomen, utnyttjas som en viktig källa vid beslut om nytt förebyggande underhåll avseende åldring eller initiering av ett eventuellt utbyte av komponenter.

Översyn av åldringsprogrammet sker fortlöpande med hjälp av erfarenheter och trendanalyser. Vid behov använder man sig även av fördjupande analyser i form av t.ex.

⁵ Forsmarks Kärnkraftgrupp AB, Redovisning av efterfrågad information enligt SSM 2010/659 "Begäran av information om ålderhanteringsprogram", 2010-09-16, FQ-2010-0991

⁶ OKG Aktiebolag, Oskarshamn 1, 2, 3 – Svar på Strålsäkerhetsmyndighetens brev SSM 2010/659 avseende begäran av information om åldringshanteringsprogram, 2010-09-10, 2010-23303

RCM-analyser som utförs av analysverktyget BiCycle. BiCycle hämtar i sin tur data ifrån ODU.

Underhållsavdelningen ansvarar för att följa upp och uppdatera åldringsprogrammet. Bland de delegerade uppgifterna ingår:

- Planera, bereda, utföra, utvärdera och utveckla förebyggande och avhjälpande underhåll, inspektioner, provningar och besiktningar
- Förebygga åldersrelaterad degradering
- Upprätthålla underhållsprogram och instruktioner för underhållsarbete enligt riktlinjer i OKGs verksamhetssystem
- Utvärdera anläggningarnas tekniska status
- Ständigt bevaka ny teknik och såväl intern som extern erfarenhetsåterföring i syfte att utveckla och förbättra den egna verksamheten

Underhållsavdelningen har även som uppgift att delta och initiera branschgemensamma projekt inom åldringsområdet t.ex. NOG och NULIFE.

Ringhals - Uppföljning & Uppdatering⁷

Ringhals åldringshanteringsprogram består av en mängd delprogram som uppdateras via erfarenhetsåterföring. Delprogrammen samordnas på ett övergripande plan via "AMP-gruppen" vilket beskrivs i dokumentet *Ringhals övergripande åldringshanteringsprogram*.

Till uppgifterna som delegerats till "AMP-gruppen" hör:

- Tillse att delprogrammen är heltäckande
- Koordinera olika aktiviteter
- Utvärdera och optimera delprogrammets effektivitet
- Rapportera till ledningen

Till AMP-gruppens uppgifter hör även att ansvara för erfarenhets och informationsutbyte med externa organisationer som andra KKV, SSM m.fl.

Genomförandet av programmets aktiviteter styrs och följs upp i SAP-systemets PM-modul varpå resultaten dokumenteras i protokoll, databaser och rapporter samt utvärderas av ansvariga underhållsingenjörer. Uppdatering av de olika delprogrammen utförs normalt på initiativ från de ansvariga underhållsingenjörerna.

Effekterna från åldringsprogrammen följs upp på ett övergripande plan genom att t.ex. RO orsakade av brister i FU-programmen följs upp i RQ kvartalsvisa värderingar av säkerheten.

2.1.3 Hur identifiering, övervakning och hantering av de åldringsmekanismer, som kan påverka system och komponenter som har betydelse för säkerheten, sker

Forsmark - Identifiering och Övervakning⁸

Särskilda dokument har upprättats för att samla befintlig kunskap om åldrandets effekter. Dokumenten redovisar en systematisk åldringsanalys av utvalda grupper av komponenter eller strukturer som har liknande åldringsegenskaper. Informationen ska ge klarhet i vilka åldringsproblem som påverkar olika grupper av komponenter. Därigenom ska enskilda komponenter i grupperna kunna tillskrivas det förebyggande underhåll (FU)

⁷ Vattenfall, Ringhals AB redovisning av åldringshanteringsprogram, 2010-09-08, 2098719

⁸ Forsmarks Kärnkraftgrupp AB, Redovisning av efterfrågad information enligt SSM 2010/659 "Begäran av information om ålderhanteringsprogram", 2010-09-16, FQ-2010-0991

samt den kontroll och uppföljning som krävs för att hantera åldrandets negativa inverkan.

Informationen om åldring av komponenter och uppdatering av programmet för förebyggande underhåll (FU-programmet) sker inom underhållsprocessen.

Oskarshamn - Identifiering och Övervakning⁹

OKG utgår ifrån rapporter och guider som finns inom ämnesområdet, främst från organisationer som IAEA och IEEE, för att identifiera åldringsmekanismer. Rapporterna ger, tillsammans med rekommendationer från tillverkare av utrustningen, bra underlag för identifieringsarbetet.

Identifieringsarbetet sker även interna via analyser från utfört förebyggande och avhjälpande underhåll, inspektioner, provningar och besiktningar. Vid arbetet noteras ökande intensitet av kända åldringsmekanismer samt identifiering av tidigare okända åldringsmekanismer.

Underhållsavdelningen ansvarar för övervakningen av åldringsmekanismer. De utvecklar och uppdaterar underhållsprogram med erfarenheter från det utförda arbetet i form av periodiska prov, tillståndskontroller och händelser som leder till säkerhets- eller produktions påverkan och som orsakats av felfungerande komponent eller utrustning.

Identifierade åldringsmekanismer hanteras genom återföring till underhållsprogrammet, där övervakning direkt påverkar frekvens och framtida åtgärder. Underhållsåtgärderna administreras via drift och underhållssystemet ODU som generar arbetsordrar med kopplingar till instruktioner.

För utrustning som från övervakningen påvisar ökande felfrekvens eller nya åldringsmekanismer initieras efter initial analys direkt felavhjälpande utbyte mot ersättningsutrustning. Därpå följer en noggrannare analys för att hitta grundorsaken och därpå lämplig åtgärd.

Ringhals - Identifiering och Övervakning¹⁰

Tillverkarnas rekommendationer tillsammans med resultatet från genomförda förebyggande underhållsinsatser och funktionskontroller utgör grunden för identifiering och övervakning av åldringsmekanismer. Identifieringen sker dessutom systematiskt både reaktivt och proaktivt genom:

- En orsaksanalys av samtliga händelser som leder till produktionspåverkan eller säkerhetspåverkan (RO) och som orsakats av felfungerande komponenter eller utrustningar, dokumenteras i en underhållsrapport. Erfarenheterna från dessa fungerar sedan som en källa till ny kunskap om åldringsmekanismer samtidigt som den utgör underlag för eventuell justering eller komplettering av det förebyggande underhållet.
- Genomförande av förebyggande analyser och värdering av externa erfarenheter tillämpas för att identifiera potentiella åldringsmekanismer.
- RISK-analyser som genomförts sedan slutet av 80-talet och syftar till att identifiera komponenter eller system som kräver åtgärder för att vidmakthållas eller utbyte för att säkerställa dess funktion.
- SRCM (Streamlined Reliability Centred Maintenance) som etablerades på Ringhals 2003 och där totalt 146 system i ett 40-tal block analyseras.

⁹ OKG Aktiebolag, Oskarshamn 1, 2, 3 – Svar på Strålsäkerhetsmyndighetens brev SSM 2010/659 avseende begäran av information om åldringshanteringsprogram, 2010-09-10, 2010-23303

¹⁰ Vattenfall, Ringhals AB redovisning av åldringshanteringsprogram, 2010-09-08, 2098719

- Externa erfarenheter som inhämtas från TU-systemet men också genom diverse branschforum eller direkta kontakter med leverantörer och tillverkare

För att på ett strukturerat sätt dokumentera historik, analyser, status, erfarenheter och strategi för framtiden utarbetas utrustningsvisa så kallade "Strategiska Underhållsplaner", SUP.

2.1.4 Statusläge på programmen

Forsmark - Status¹¹

Enligt den grundliga analysen som genomfördes nyligen (2010-06-14) gällande åldringsanalys är utgångsläget gott för att gå vidare med att implementera rekommendationerna från analysen till praktiska underhållsåtgärder i UH-systemet.

Oskarshamn - Status¹²

Åldringsprogrammet är en itererande process för att kontinuerligt förbättra det förebyggande underhållet för system, byggnader och komponenter som är viktiga för säkerheten. Programmet kommer fortlöpande uppdateras under hela Oskarshamnsverkets livslängd.

OKG:s befintliga underhållsprogram utgör idag stommen till åldringsprogrammet och pågående aktiviteter för systematisk verifiering av det befintliga underhållet görs nu i form av så kallade Artikelrapporter. Med hjälp av Artikelrapporterna är det möjligt att gruppera utrustning med likvärdiga degraderingsmekanismer. Dokumenten beskriver ur reaktorsäkerhetssynpunkt viktiga komponenter med tillhörande degraderingsmekanismer och motverkande åtgärder.

Artikelgruppsrapporterna ger en översiktlig bild över åldringsmekanismer för respektive artikelgrupp vilket jämförs fortlöpande med det befintliga FU-programmet i ODU. Vid eventuella avvikelser uppdateras FU-programmet enligt specifikationer som anges i artikelgruppsrapporterna. Arbetet med artikelgruppsrapporterna och verifieringen av FU-programmet kommer att vara intensivt de närmaste åren men måste även därefter fortlöpa kontinuerligt. Detta då nya erfarenheter erhålls kontinuerligt både internt och externt, vilket är särskilt viktigt för den nya mjukvarubaserade kontrollutrustningen.

Ringhals - Status¹³

Arbetet med Ringhals åldringshanteringsprogram är implementerat och AMP-gruppen har haft regelbundna möten sedan programmet etablerades 2008.

Man har tagit fram funktionsbeskrivningar för alla sex teknikområden; primärsystem och provning, mekanik, el, instrument, bygg och bränsle.

Arbetet med att ta fram SUP:ar pågår och man har i dagsläget tagit fram ca 40 SUP:ar i en första utgåva. Detta arbete planeras vara avslutat först år 2012.

2.2 Åldringshanteringsprogram i finska kärnkraftverk

Loviisas - Åldringshanteringsprogram¹⁴

¹¹ Forsmarks Kärnkraftgrupp AB, Redovisning av efterfrågad information enligt SSM 2010/659 "Begäran av information om ålderhanteringsprogram", 2010-09-16, FQ-2010-0991

¹² OKG Aktiebolag, Oskarshamn 1, 2, 3 - Svar på Strålsäkerhetsmyndighetens brev SSM 2010/659 avseende begäran av information om åldringshanteringsprogram, 2010-09-10, 2010-23303

¹³ Vattenfall, Ringhals AB redovisning av åldringshanteringsprogram, 2010-09-08, 2098719

¹⁴ Intervjuer utförda under Etapp 1 av projektet

Vart 10:e år görs en ASAR (As operated Safety Analysis Report). Loviisa's "Plant Life Management" (PLIM) strategy är tänkt att möjliggöra 50 års drift och de strategiska långsiktiga verktygen är:

- Ageing Management (AM) för kritiska system, strukturer och komponenter.
- Kontinuerlig säkerhetsuppgradering
- Långsiktig personalplan
- Långsiktig investeringsplan

Under 2002 genomfördes organisatoriska förändringar vilket medförde följande viktiga ändringar:

- AM övervakning och samordning utförs av en särskild organisation.
- Tillsättandet av heltidsengagerade ingenjörer för specifika system. Deras ansvar är att följa upp belastningar och åldringsmekanismer, metodutveckling för livstidsprognoser och införande av åldringsmotmedel.
- För särskilt kritiska system utnyttjas specialister från Fortum Nuclear Services.

I övrigt gäller:

- AM fokuseras huvudsakligen på komponenter som är tekniskt svåra att byta eller är kostsamma.
- Underhållsansvar är att följa upp konditionen på ett stort antal säkerhetsrelaterade komponenter, som går att ersätta och inte begränsar Lovisas livstid.
- Underhållsansvar innebär också att säkra att systemen alltid är i ett tillstånd definierat av TTKE (finska motsvarigheten till svenska STF, Säkerhetstekniska Föreskrifter).

Figuren nedan till vänster visar indelningen av komponenter och system från sådana som där livslängdsstyrningen är en del av normal drift och underhåll, till sådana som kräver fullständig tillämpning av PLIM-verktyg. Informationsflödet inom Lovisa framgår av figuren till höger.

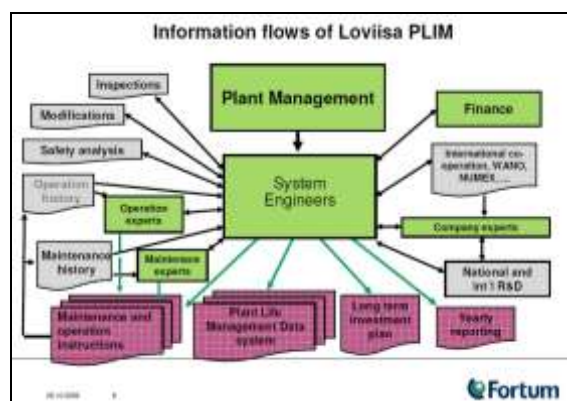
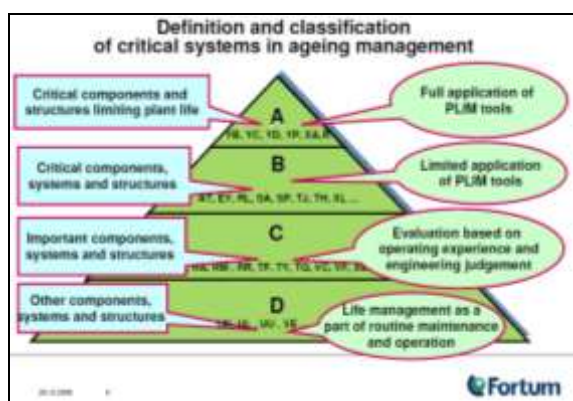


Figure 1 Åldringshantering vid Loviisa kärnkraftverk

Systems Engineers är den del av personalen som avsatts för direkt hantering av åldringsfrågorna. De har instruktioner som beskriver de olika källor de ska hämta information från.

Informationen lagras i LOMAX datasystem, DORIS dokumentarkiveringsystem samt DACAAM-AM-program. Bland den årliga rapporteringen märks åldringsrapporter om el- och automationsutrustning. AM utsätts för två uppföljningsmöten om året och ett årligt granskningsmöte med högsta ledningen.

Olkiluoto - Åldringshanteringsprogram¹⁵

Huvudprincipen i Olkiluotos åldringshanteringsprogram är att hålla alla system i bra trim genom kontinuerlig förnyelse och moderniseringar.

Olkiluoto deltar i MAGIC EU-projekt (Euratom) Management and Maintenance of Ageing I&C Components. NULIFE för förlängning av livslängden på kärnkraftverk har körts för mekanisk utrustning, nu ska det även köras på instrumentering.

I kravspecifikationer väljs lämplig utrustning för olika miljöer. I varma miljöer värmetåliga kablar etc. Inbränning görs på en del utrustning, ibland har leverantören testrapport på inbränning.

Alla viktiga reservdelar lagras i Olkiluoto och man har en nedre gräns för antal i förrådet, och låter detta styra beställning av fler reservdelar. Kvalificering av nya reservdelar kan ta år. Alla viktiga reservdelar finns i Olkiluoto, övriga lagras någon annan stans eller köps vid behov.

2.3 Åldringshantering från andra industrier - Värtaverket

I uppdraget ingick att titta på åldringsproblematiken på en industri utanför kärnkraften. En bransch med liknande utrustning och långa livslängder är kraftvärmen och Värtaverket valdes därför som studieobjekt. Värtaverket ägs av Fortum och är beläget i Stockholm.

Värtaverket har ett underhållssystem. Generellt byts mekanisk utrustning ut i större utsträckning än styr och regler. Tillståndet för mekanisk utrustning anses lättare att bedöma, och det kan gå att peka på högre verkningsgrad eller annan förbättring.

Fortum har sina Allmänna Tekniska Bestämmelser som biläggs förfrågningar. Ibland begärs av leverantören att produkten är inbränd vid leverans men In-bränning sker inte i egen regi.¹⁶

¹⁵ Intervjuer utförda under Etapp 1 av projektet

¹⁶ Intervjuer utförda under Etapp 1 av projektet

3 Åldring av Komponenter

Åldring definieras som förändring av fysiska egenskaper av en byggnadsdel, anordning, system eller komponent i något avseende, med tiden och under normala driftförhållanden inklusive slitage. Åldring kan innebära kontinuerlig försämring av egenskaper samt skador, vilket kan påverka säkerheten, driftklarheten och tillförlitligheten i anläggningarna.

3.1 Orsaken till Åldring

De viktigaste grundorsakerna till åldringsproblem kan sammanfattas till:

- Temperatur (hög, låg eller fluktuerande)
- Hög luftfuktighet
- Vibrationer
- Strålning

IAEA-rapporten TECDOC-TE1147 *"Management of Ageing Of I&C Equipment in Nuclear Power Plants"* behandlar typiska åldringsmekanismer och deras effekter på olika instrumenttyper.

Miljöqualificering och miljöqualificeringsstatus för att fastställa den miljö som komponenten befinner sig i är väldigt viktigt för att bestämma hur snabbt och på vilket sätt en komponent kommer att åldras.

Miljöqualificering utförs alltid vid anläggningsändringar och tas upp som en del av det ordinarie förebyggande underhållet. Både tillståndsbaserat underhåll och förutbestämt underhåll förekommer.

Löpande hantering av åldring består av miljöqualificering, statuskontroll, analys, säkerhetsvärdering med driftklar anläggning och verifierad status hos anläggning i drift som resultat.

Nedan ges ett antal exempel på de olika förhållandena som skyndar på åldringen av komponenter och utrustning.

3.1.1 Hög Temperatur

Hög temperatur kan inte alltid undvikas, men när det går att placera komponenter, kablar etc. så att de skyddas från värme, så ska man göra det. Höga omgivningstemperaturer kan orsaka att organiska isolermaterial blir spröda. Ökad temperatur påskyndar även den dominerande åldringsmekanismen för kondensatorer med flytande elektrolyt.

Kontinuerlig drift av vissa elektroniska komponenter (t.ex. dioder, motstånd) vid höga omgivande temperaturer kan orsaka att utrustning går utanför toleranser eller specifikation, framkalla kretsavdrift och leda till förtida slitage.

3.1.2 Fluktuerande Temperatur

Fluktuerande temperaturer orsakar också spänningar i material genom skapa expansion och kontraktion om vart annat. Detta påverkar både livslängden och prestationen hos materialet och komponenten.

3.1.3 Fukt

Fukt eller fysisk kontakt kan resultera i en förlust av dielektrisk integritet. Hög luftfuktighet kan öka punktfrätning och korrosion i reläkontakter. Hög luftfuktighet eller kontakt med vatten eller kemikalier kan orsaka korrosion av oskyddade delar.

Hög luftfuktighet kan öka lagerslitage i roterande delar som saknar tillräcklig tätning eller smörjning.

3.1.4 Strålning

Strålning kan bryta ner antioxidationskemikalier i organiska isoleringsmaterial och orsaka försprödning liknande den som orsakas av höga temperaturer.

Exempel på komponenter som utsätts för strålning är komponenter som mäter neutronflöde.

Åldringsmekanismer som observerats i dessa komponenter är försämring i isolationsförmåga som resulterar i läckage och missvisande mätvärden

3.1.5 Vibrationer

Vibrationer och mekaniska stötar kan resultera i förskjutning av komponenter eller lossade infästningar och därmed orsaka förlust av elektrisk kontakt. Även utmattning av metall i givarkomponenter och kallbearbetning av ledningar kan förekomma.

3.1.6 Övriga orsaker

- Dålig passning accelererar slitage i rörliga delar; lösa elektriska kontakter kan leda till värmerelaterad nedbrytning; skador i elektriska kopplingar och förskjutning av isolering och anslutningar kan leda till problem.
- Upprepade underhåll medförande demontage/montage av kretskort, (t.ex. EPROM) och andra halvpermanenta anslutningar som inte uttryckligen specificerats för upprepad användning kan försämma elektriska anslutningar.
- Förslitning av halvledarkomponenter kan i allmänhet förknippas med sådana felmekanismer som metallmigration, varma elektroneffekter, intermetallisk trådanslutning, termisk utmattning. Däremot är det numera samstämmighet om att dessa komponenter (transistorer, integrerade kretsar) är driftstabila under flera decennier inom deras normala driftsmiljö.
- Användning av elektroniska komponenter ovanför den angivna maximala spänningen kan framkalla förslitning och minska deras förväntade livslängd.
- Överdriven spänningscykling kan leda till för tidigt bortfall av elektrolytkondensatorer.

3.2 Åldringsmekanismer

Detta kapitel beskriver ett urval av komponenter och deras åldringsmekanismer.

Givare och Transmitterar

Givare och transmitterar bör enligt IAEA inkluderas i åldringsprogram¹⁷, speciellt för kärnkraftanläggningar som ansöker om tillstånd för livsförlängning. Även om givare och transmitterar kan ersättas med nya är det viktigt att verifiera att de fungerar korrekt med jämna mellanrum. Anledningen till att dessa bör följas upp ofta är:

- Säkerhetsrelaterade givare är avgörande för anläggnings säkerheten
- Många givare och transmitterar är belägna i mycket svår miljö och dess funktion degraderas därför
- När givarna åldras ökar deras felfrekvens snabbt och kan orsaka multipla fel under en kort period
- Det är viktigt att följa upp och registrera beteendet av givarna för livsbestämning och ersättningsschema

Givare kan ge fel signal också på grund av att kabeln har problem, det bör därför utredas om problemet är i givaren eller kabeln när fel signal uppfattas.

Kretskort¹⁸

EPRI har tagit fram en metod för att hantera åldring av kretskort. Rapporten *“Evaluating the Effects of Aging on Electronic Instrument and Control Circuit Boards and Components in Nuclear Power Plants”* behandlar förståelse för åldrandets effekter på elektroniska instrument- och styrkretskort i kärnkraftverk. Det övergripande målet är att avgöra hur förstadier till fel i kretskort kan mätas, och hur dessa mätvärden kan användas för att uppskatta sannolikheten för ett fel under nästa driftsperiod inom ett statistiskt konfidensintervall.

EPRI:s studie hade tre uppgifter:

- Ge en översyn av information om beskrivningar av åldringsfel på kretskort, och en identifiering av tillförlitlighetsdata för instrumentkomponentfel.
- Föreslå och granska sex unikt olika metoder och tillhörande tekniker som kan tillämpas för att mäta och förutsäga åldrandets effekter inom instrumentkretskort.
- Ta fram ett systematiskt ramverk för att avgöra hur man väljer kretskort samt metoder för att förbättra processen för övervakning av åldrandets effekter på kretskort i kärnkraftverk - ramen innefattar en relativ bedömning av kostnader och fördelar för varje teknik.

Det finns många orsaker till att kretskortsfel utvecklas långsamt. Detta öppnar möjligheter för att mäta effekterna av åldrandets framskridande före fullständigt haveri. Mätningar av förändringar i elektriska egenskaper ger ett underlag för att beräkna sannolikheten för ett haveri vid nästa driftsperiod. Simulering av åldringsprocessen kan användas för att producera en statistisk konfidens för sannolikhetsuppskattningen. Sådan information kan användas för att stödja optimerad underhållsplanering och beslut.

Granskning av beskrivningarna av åldringsfel i kretskort ger mycket värdefulla insikter. Till exempel, en slutsats från granskningen av information från EPRI, är att haveri i de

¹⁷ IAEA-TECDOC-1147 Management Of Ageing of I&C Equipment in Nuclear Power Plants, Wien 2000

¹⁸ EPRI Evaluating the Effects of Aging on Electronic Instrument and Control Circuit Boards and Components in Nuclear Power Plants Final Report, May 2005

flesta elektroniska komponenter beror på antingen en öppen förbindning eller kortslutning. Dessa insikter bidrar till att förenkla utformningen av potentiella mätsystem genom att göra det möjligt att övervaka varje krets i fråga som en ekvivalent krets med mätbara elektroniska parametrar såsom spänning, impedans, resistans, ström, och resistans till jord. Förändringar i dessa parametrar blir ett varningstecken på försämring som kan leda till ett fullständigt haveri för komponenten.

Åldersorsakade fel (på grund av temperatur, driftstress, kvalitet på komponenter, korrosion, och miljö) är ofta långsamma och många mellanliggande tillstånd av delfel finns. Förändringar i elektriska parametersignaler från kretsen kan mätas innan ett obrukbart skick uppnåtts. När det gäller en snabbt påkommet fel (t.ex. p.g.a höga spänningstoppar, snabb korrosion eller hög temperatur från brand, etc.), är tiden mellan den utlösande händelsen och komponentfelet för kort för att korrigerande åtgärder ska hinna vidtas.

En rad olika tekniker och programvaror kan användas för att utveckla förbättrad övervakning, inklusive utrustning för kontinuerlig kretsövervakning, och aktiva såväl som passiva testmetoder.

- De EPRI-rapporter som utarbetats av EdF (EPRI 2002 och EPRI 2004) påvisar effekterna av komponentfel där kapacitans och induktans kan mätas med frekvensvariationstester.
- Enkla spänningstester kan lätt identifiera kretsar som driver mot kortslutning eller avbrott.

Utbyte av en åldrande komponent med ett reservkretskort kanske inte alltid är möjlig.

Potentiellt användbara tekniker för att övervaka åldrande av kretskort presenteras i avsnitt 4 i Ref. 11. Teknikerna har grupperats i sex metoder: återkommande provning, tillförlitlighetsmodellering, resistansmätningar, signaljämförelse, yttre (passiva) mätningar, och interna (aktiva) mätningar.

Neutronflödesmätare¹⁹

För att mäta neutronflödet måste neutronflödesmätaren ha ett omvandlingsmaterial vilket består av joniserande partiklar som är elektrisk laddade, de måste också ha ett material där dessa partiklar kan avge energi och slutligen måste de kunna mäta och återge denna absorberade energi.

Åldringsproblem med neutronflödesmätare är till exempel att isoleringen försämras och orsakar därmed läckage vilket därmed ger en felaktig mätning av neutronflödet.

3.2.1 Status på forskningsläget

Följande tabeller anger komponenter som är känsliga för åldring i kärnkraftverk. IAEA TECDOC 1147 har kategoriserat dessa efter deras status i åldringsforskning.

Tabell 1 Status på forskningsläget - Givare och Sensorer²⁰

	Forskning utförts	Forskning pågår	Forskning behövs
RDTs (resistanstemperaturgivare)	X		
Termoelement	X		
Tryckgivare (nivå och flödesgivare)	X		
Tryckvakter			X
Impulsledningar	X		

¹⁹ IAEA-TECDOC-1147 Management Of Ageing of I&C Equipment in Nuclear Power Plants, Wien 2000

²⁰ IAEA-TECDOC-1147 Management Of Ageing of I&C Equipment in Nuclear Power Plants, Wien 2000

Skyddssock för temperaturgivare	X		
Neutrondetektorer	X		X
Ultraljudsnivåmätning			X
kapacitans nivåmätning			X
Konduktivitetsgivare			X

Tabell 2 Status på forskningsläget - Kablar²¹

	Forskning utförts	Forskning pågår	Forskning behövs
Instrumenterings- och styrkablar	X		
Elkablar	X		
Kontakter / genomföringar / plintar	X		
Kabelskarvar	X		

Tabell 3 Status på forskningsläget - EI²²

	Forskning utförts	Forskning pågår	Forskning behövs
Reläer, relä logik mikrobrytare	X		
Brytare	X		
Transformatorer	X		
Omkopplare	X	X	
Ventilställdon	X		
Motorer	X		
Kondensatorer	X	X	
Resistorer, dioder, transistorer, integrerade kretsar	X		X
Branddetektorer	X	X	
Potentiometrer	X		
Kretskort	X	X	
Elastomerer: vibrationsdämpande	X		
Batterier, batteriladdare	X		
Kontrollrum utrustning (visarinstrument)			X
Analoga & digital elektronik		X	

3.2.2 Inventering av komponenter och deras åldringsmekanismer

Nedanstående tabell är ett exempel på hur inventeringar av komponenter och deras åldringsmekanismer och konsekvenser kan utformas.

Detta exempel är framtaget som en del i detta projekt och är baserat på möten med styrgruppen och intervjuer på verken.

²¹ IAEA-TECDOC-1147 Management Of Ageing of I&C Equipment in Nuclear Power Plants, Wien 2000

²² IAEA-TECDOC-1147 Management Of Ageing of I&C Equipment in Nuclear Power Plants, Wien 2000

Tabell 4 Exempel på utformning av komponentinventering

Objektsgrupp	Objekt	Åldringsmekanism	Miljöbestämning	Omfattning av problemet	Kontroll Uppföljning Åtgärd	Konsekvens
Vilken objektsgrupp objektet hör till.	Objekt inom objektsgruppen:	Typ av problem som uppstår	Beskrivning av miljön som komponenten vistas i.	I hur stor omfattning förekommer dessa komponenter	Hur ofta bör dessa underhållas och bytas ut	Hur omfattande är konsekvenserna vid fel
<i>Ex. Givare</i>	<i>Ex. Tryckgivare</i>	<i>Ex. Anslutningsproblem</i>	<i>Ex. Hög temperatur, strålning etc.</i>	<i>Ex. flera hundra runt om i anläggningen eller endast ett fåtal</i>	<i>Ex. Kontrolleras dagligen, byts ut varje år</i>	<i>Ex. Fel givarsignaler kan orsaka överhettning..</i>

3.3 Standarder

IAEAs TECDOC-1147 anger ett antal IEC standarder och IAEA dokument angående kvalificering och åldring av komponenter i kärnkraftverk. Tabellen nedan ger några exempel:

Tabell 5 Standarder – kvalificering och åldring av komponenter²³

Environmental testing procedures	IEC-60068-X-XX
Electromagnetic compatibility (EMC) – Part 4: Testing and measurement techniques	IEC-61000-2-XX
Maintenance of nuclear power plants: A safety guide	IAEA Safety Series NO. 50-SG-07 (Rev. 1)
Equipment qualification in operational NPPs	IAEA Safety Reports Series No. 3

²³ IAEA-TECDOC-1147 Management Of Ageing of I&C Equipment in Nuclear Power Plants, Wien 2000

4 Hantering av Reservdelar

Hantering av reservdelar och obsolet material vid kärnkraftveken är en mycket viktig fråga då konsekvenserna vid brist av komponenter kan bli omfattande och dyra.

I IAEAs rapport "Ageing Management for Nuclear Power Plants, Safety Guide No. NS-G-2.12" delas obsolete material in i tre grupper enligt tabellen nedan.

Tabell 6 Kategorisering av obsolete material²⁴

Omodernt System eller komponent	Problem	Konsekvens	Hantering
<i>Kunskap</i>	Kunskap om gällande standarder och teknik om komponenten eller systemet är föråldrat	Minskade förutsättningar för långsiktig kärnkraftsproduktion minskade möjligheter till säkerhetsförbättring	Kontinuerlig uppdatering av kunskap om system och komponenter och deras användning
<i>Standarder och Föreskrifter</i>	Avvikelse från nuvarande föreskrifter och standarder, både hårdvara och mjukvara	Säkerheten blir lägre än standard. Minskad livslängd på kärnkraftverket	Kontinuerlig utvärdering av kärnkraftverket mot aktuella standarder
<i>Teknik</i>	Brist på reservdelar och eller teknisk support Brist på leverantörer och eller kunskaper inom, industrin	Ökad felfrekvens, minskad stabilitet i produktionen	Systematisk identifiering av uppskattad föråldring av komponenter och system. Hålla reservdelar till utrustning och i god tid planera för ersättningskomponenter Långsiktiga kontrakt med leverantörer

4.1 Hanteringen på kärnkraftverken

Nedan följer en sammanställning över hur de svenska kärnkraftverken hanterar obsolet material. Denna information grundas på den information som delgavs SSM som en del i deras begäran den 14 juni 2010.

4.1.1 Hur obsolet materiel identifieras och hanteras samt hur reservdelsfrågor till denna materiel hanteras – SSM begäran av information

Forsmark – Obsolet materiel²⁵

FKA för en nära dialog med leverantörer av artiklar där det framkommer om utrustning kommer att finnas kvar hos leverantören i framtiden. Det ligger i FKA:s intresse att ha god framförhållning vad gäller utrustningen i anläggningen.

²⁴ IAEA, "Ageing Management for Nuclear Power Plants, Safety Guide No. NS-G-2.12, Wien, 2009

²⁵ Forsmarks Kärnkraftgrupp AB, Redovisning av efterfrågad information enligt SSM 2010/659 "Begäran av information om ålderhanteringsprogram", 2010-09-16, FQ-2010-0991

Oskarshamn - Obsolet materiel²⁶

Problemet är störst inom området kontrollutrustningar. Reläteknik har här en relativt lång livslängd på ungefär 40 år, fast elektronik medellång och programmerbar teknik har en kort livslängd. För att möta problemet med obsoleta material behöver man antingen byta ut tekniken i förtid eller bygga upp ett adekvat lager av reservdelar. Detta gäller främst den programmerbara tekniken då den har kort livslängd. Insikten om att programmerbara system måste hanteras annorlunda än sina föregångare är viktig.

OKG har regelbundna kontakter med olika tillverkare och leverantörer och får därigenom uppgifter om när olika komponenter fasas ur tillverkningen. Om detta sker finns oftast framförhållning som gör att det är möjligt att fatta beslut om att:

- Komplettera reservdelslager för en viss tid eller för hela livslängden
- Betala leverantören extra pengar för att fortsätta leverans och/eller support
- Köpa loss tillverkningsunderlag och låta en tredje part sätta upp tillverkning
- Starta ersättningsprojekt

Ringhals - Obsolet materiel²⁷

Problemet med obsolet material betyder att utrustningar måste bytas ut i förtid trots att utrustningen ofta är tekniskt funktionell då förebyggande underhåll ej går att genomföra då reservdelar inte går att anskaffa. Leverantören eller tillverkarens kompetens om komponentens uppbyggnad och funktion tunnans även den successivt ut.

Ringhals har goda kontakter med leverantörer och tillverkare vilket innebär att man har god framförhållning om någon utrustning försvinner från marknaden och kan då agera enligt följande:

- Handla upp ett lager av reservdelar
- Starta egen tillverkning av reservdelar vilket kräver mer detaljerade tillverkningsunderlag än det som ingår den ursprungliga dokumentationsleveransen
- Specialavtal med leverantören för att upprätthålla supporten av utrustningen
- Ta fram ersättningskomponenter

4.1.2 Ny och befintlig utrustning

Vid nya projekt får leverantören rekommendera reservdelar. För befintlig utrustning finns erfarenheter, man kontrollerar felfrekvens, sätter en nedre gräns för antal i förrådet, och låter detta styra beställning av fler reservdelar. Vid nedre gräns för antal görs beställning.

4.1.3 Leverantörer

Ibland köper man på sig lager av reservdelar. Leverantörerna lovar, när man köper, att de tillhandahåller reservdelar. Problem som ofta uppstår är att delarna inte finns på hyllan när de senare behövs. Leverantörer berättar inte alltid när de ändrar produkten. När produkter är på väg att försvinna från marknaden, gäller det att handla upp innan tillverkningen upphör.

²⁶ OKG Aktieföretag, Oskarshamn 1, 2, 3 – Svar på Strålsäkerhetsmyndighetens brev SSM 2010/659 avseende begäran av information om åldringshanteringsprogram, 2010-09-10, 2010-23303

²⁷ Vattenfall, Ringhals AB redovisning av åldringshanteringsprogram, 2010-09-08, 2098719

Reservdelar som köps in utsätts för mottagningskontroll. Reservdelar som varit ute i verket, sätts på mottagningskontroll innan de kommer in på förrådet igen.

4.1.4 Teknikskifte

När man gått från reläteknik till PLC har livstiden för utrustningen blivit mycket kortare.

Med UPS:er (Uninterrupted Power Supply) har man problemet att batterierna är olika till de olika modellerna av UPS:er och inte passar överallt.

4.2 Förrådshållning och åldringshantering

En viktig del av hanteringen av åldringsproblemet på ett kärnkraftverk är förrådshållningen. Den ska vara rationell och se till att onödig inkurans undviks. Inkuransen kan bestå av att komponenten åldras så att dess egenskaper försämras, eller att komponenten har hunnit bli omodern. Sistnämnda t.ex. genom att komponentens omgivning i kraftverket har hunnit bli utbytt till en annan, nyare utformning.

4.2.1 Förrådets fysiska miljö

IAEA-rapporten TECDOC-TE1147 Management of Ageing Of I&C Equipment in Nuclear Power Plants behandlar typiska åldringsmekanismer och deras effekter på olika instrumenttyper. Detta beskrivs i kapitel 3 och de olika påverkande faktorerna såsom temperatur, strålning och fukt förklaras.

Rätt temperatur

I förrådet bör man undvika höga omgivningstemperaturer som till exempel kan orsaka att organiska isolermaterial blir spröda. Hög temperatur påskyndar även den dominerande åldringsmekanismen för kondensatorer med flytande elektrolyt. Det blir förlust av elektrolyt genom ändlocksförslutningen. Kylförvaring av gummidetaljer har visat sig effektivt.

Organiskt material på förråd kan generellt innebära problem, förvaring i kontrollerat mörkt och svalt rum kan fördubbla livslängden på vissa material.

Fukt

Fukt eller fysisk kontakt kan resultera i en förlust av dielektrisk integritet. Hög luftfuktighet kan öka punktfrätning och korrosion i reläkontakter och oskyddade delar. Exponering för fukt kan vidare leda till delaminering av isolerade ledare.

Allmänt

Sammanfattningsvis bör alla reservdelar ha specifikationer på hur de ska förvaras, och att dessa specifikationer följs.

4.2.2 Om inköp till förrådet

Man måste utreda vad som behöver finnas i förrådet och åldringsaspekterna måste ha tyngd i kravspecifikationerna vid upphandling till förrådet.

Avtal med systembyggare och tillverkare av originalutrustning kan vara av stor nytta och det är viktigt med övervakning av överlevnaden för originalutrustningstillverkare.

Ibland är det lämpligt att begära av leverantören att produkten är inbränd vid leverans (alltså körd så att eventuella tidiga fel hunnit inträffa).

4.2.3 Om administration av förrådet

Bestämning av förväntad livslängd för utrustningen blir ett underlag för utredningen om vad som bör finnas i förrådet. Detta görs t.ex. med hjälp av sådana modeller som Arrhenius-modellen (kemisk reaktionshastighet varierar med tillförd energi) och det är viktigt att berörda specialister på kraftverket deltar.

Program för övervakning av status på komponenter och material i förrådet krävs.

Förrådsreservdelar ska in i programmet för förebyggande underhåll. Åldringsbenägna komponenter bör identifieras, och först in – först ut ska gälla.

4.3 Värtaverket

När det gäller reparation av gammal utrustning från en viss stor leverantör, vänder man sig till en liten firma. Dess innehavare har ett förflutet från den stora leverantören och har en del dokumentation och testutrustning.

Fabrikanterna, särskilt försäljningssidan, säger köp nytt (gärna dyrare). Det är bättre att försöka med serviceavdelningarna, är erfarenheten från Värtaverket.

4.4 Re-engineering

I USA "re-engineeras" gammal utrustning och lämnas för tillverkning för utbyte komponent för komponent. Ingenjörskapet görs således om. Exempel på en firma som både utför denna "engineering" och sedan tillverkar komponenten, t. ex. ventilmotordon, är Ralph A. Hiller Co, i Pittsburgh, Pennsylvania, USA.

Det är dock viktigt att tänka på systemfunktionen. Man får inte "re-engineera" med skygglappar.

4.5 Synpunkter från leverantörer

Vissa leverantörer har en reservdelspolicy på 10 år sedan komponenten gått ur livscykeln, alltså 10 år efter att en ny komponent har kommit.

Leverantörerna försöker få serviceavtal med kraftverket, och gör då upp en reservdelsstrategi tillsammans med kraftverket. Då ingår en plan för hanteringen när delarna har utgått.

5 Kompetens som pensioneras

Den hantering som har som mål att behålla kompetens inom kraftindustrin går hos IAEA m.fl. ställen under benämningen Knowledge Management (KM). Problemet som uppstår när kompetens pensioneras och värdefull kunskap därmed försvinner behandlas i detta kapitel.

5.1 IAEA

IAEA använder teknik för KM för att utveckla processflöden, kartlägga kunskap om säkerhet och att främja kunskapsutbyte. Den första praktiska tillämpningen var inrättandet av en kunskapsbas som rör säkerhetsaspekter kring åldrande och långsiktig drift av kärnkraftverk.

IAEA främjar och underlättar också inrättandet av regionala kärnkrafts- och strålskydds nätverk för att bevara befintlig kunskap och expertis samt stärka utbyte och skapande av ny kunskap inom dessa områden.

Framgångsrika exempel är Asian Nuclear Safety Network etablerad inom ramen för IAEA:s Programme on the Safety of Nuclear Installations in South East Asia, Pacific and Far East Countries och Ibero-American Radiation Safety Network inom ramen för Ibero-American Forum of Nuclear Regulators. Resultaten hittills är mycket uppmuntrande och man föreslår att detta pionjärarbete bör utvidgas till andra regioner och så småningom till ett globalt kärnsäkerhetsnätverk.

5.1.1 SKALTO²⁸

SKALTO (Safety Knowledge Base on Ageing and Long Term Operation) är ett program initierat av IAEA för att hantera dessa frågor.

SKALTO för kärnkraftverk är den första praktiska tillämpningen av IAEA:s KM-tekniker för kärnkraftssäkerhet, detta område valdes år 2002 till ett KM pilotprojekt.

Omfattningen av SKALTO är begränsad till hanteringen av det fysiska åldrandet av kärnkraftverkens strukturer, system och komponenter viktiga för säkerheten och andra LTO (long term operation) program.

Målet för SKALTO är att identifiera och lagra relevant kunskap (eller innehålla länkar till relevanta webbplatser) för att underlätta hämtning, uppdatering, utvidgning och spridning till potentiella användare och därigenom främja en mer kreativ och effektiv hantering av åldrande och LTO-program och LTO-aktiviteter.

De viktigaste användarna är: IAEA-personal, kraftverksdrift, myndigheter, teknisk support, konsulter, leverantörer, forskningsinstitut och universitet.

Grundstrukturen för SKALTO innefattar:

- Delar av IAEA Safety Standards som handlar åldringshantering och LTO
- Programinriktade och komponentspecifika guider om åldringshantering
- Nationella standarder
- Resultat av åldringshantering och LTO-säkerhetsgranskningar
- Lärdomar från driftserfarenheter

²⁸ IAEA-CN-123/02/O/08 KNOWLEDGE MANAGEMENT AND NETWORKING FOR ENHANCING NUCLEAR SAFETY T. Taniguchi, L. Lederman IAEA, Austria

- FoU-resultat
- Utbildning och utbildningsmaterial

Genomförandet av SKALTO pågår i etapper för att underlätta system för testning, förfining och en gradvis ökning av kunskapen.

- Fas I, som genomfördes på IAEA:s intranät i januari 2004, var begränsad till att använda tillgängliga IAEA material från kärnsäkerhetsprogrammet. En begränsad version är tillgänglig för allmänheten²⁹:
- I Fas II ökade omfånget till att omfatta ytterligare IAEA-material och förenkla användningsmöjligheterna.
- Fas III kommer att innehålla en full internet-version och länkar till relevanta webbsidor för andra organisationer.
- Bortom Fas III kommer arbetet att omfatta utveckling av ett interaktivt portalsystem för att underlätta kommunikationen mellan praktiker som syftar till problem-lösning och en kontinuerlig förbättring av SKALTO:s kunskapsbas och sökbarhet. SKALTO har lämpliga åtgärder för sekretess och säkerhet inbyggda.

5.2 Kompetenshantering hos STUK^{30 31}

Vid en IAEA-konferens i Saclay, Frankrike i september 2004, berättade Kaisa Koskinen, STUK, hur kompetensproblemet hanterats där.

STUK antog en systematisk strategi för utbildning i början av 90-talet, denna metod presenteras i IAEA TECDOC 1254 (2001). Men den låga personalomsättningen på kärnkraftverken ledde till minskning av utbildningsbehov och därmed också att systematiska utbildningsinsatser minskade. Under 2001 identifierades behovet av en systematisk strategi för att säkra kompetens. För att förbättra kompetenshanteringen på STUK, utfördes en kompetensanalys och en plan för personalresurser för kärnsäkerhetsområdet för den närmaste framtiden gjordes.

Kompetensanalys är en metod som är ganska allmänt använd inom den offentliga sektorn i Finland. STUK studerade noggrant de modeller som används inom andra offentliga organisationer och anpassade metoden till sina egna syften. Den modell som används har fyra kompetens kategorier:

- ämnesrelaterade,
- ledarförmåga,
- allmän arbetskompetens och
- STUK-relaterade arbetsfärdigheter.

Ämnesrelaterade kompetenser definierades och beskrevs på enhetsnivå. Beskrivningarna för de övriga tre kategorierna gjordes på STUK-nivå och de var gemensamma för alla avdelningar.

Ämnesrelaterade kompetenser som är gemensamma för alla som arbetar på avdelningen har också definierats. I STUK:s fall identifierades mer än 80 kompetenser som rör kärnsäkerhet och 7 av dessa var gemensamma för alla experter.

²⁹ <http://www-ns.iaea.org/projects/salto/default.htm>

³⁰ International Conference on Nuclear Knowledge Management 7 - 10 September 2004, Saclay, France IAEA-I1-CN-123

³¹ IAEA-TECDOC-1402 Management of Life Cycle and Ageing at Nuclear Power Plants: Improved I&C Maintenance, Wien 2004

Själva processen var i fyra steg:

- De kunskaper de behöver i framtiden bestämdes på grundval av strategin, även personalstatistiken såsom åldersfördelning användes. Kompetens beskrevs och målvärden definierades.
- Analys av kompetenser genomfördes. Aktuella kompetenser bedömdes först av varje anställd själv och sedan utvärderade cheferna alla sina underordnade. Klyftan mellan målvärdet och verklig situation blev synlig och en gemensam konsensus om situationen var etablerad.
- Utvecklingsplaner utarbetades på grundval av analysen. Kompetensområden som måste förstärkas identifierades och preliminär tidsplan för att förbättra insatser utarbetades.
- Handlingsplaner för att säkerställa och förbättra kompetens togs fram. Dessa handlingsplaner innehåller systematisk utbildning, rekrytering och partnerskapsförvaltning.

Resultatet av kompetensanalyserna var uppmuntrande. De flesta kompetens-områdena täcktes på bra nivå, vissa behövde förbättras, men inget saknades helt. Extra uppmärksamhet krävs så att kunskapen inte försvinner med pensionering av erfarna specialister.

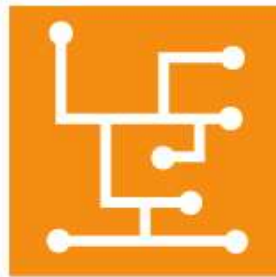
Två separata planer gjordes på grundval av dessa resultat: Plan för utbildning av myndighetsutövande personal och HR-plan (i det första steget rekrytera plan för kommande fem åren).

Det är STUK:s uppfattning att kompetensanalysen är värd besväret. Det ger organisationen och de anställda en gemensam uppfattning om sin kompetens och om framtida behov. Det gör det också lättare att motivera samtliga anställda att använda sin tid för utbildning och utveckling av förmåga. Å andra sidan tar det resurser och alla anställda har inte varit särskilt angelägna om att göra detta.

Resultaten av kompetensanalyserna borde leda till några förbättringsprojekt. Framstegen i förbättringsarbetet bör följas upp regelbundet. Det är viktigt att inte glömma att meddela resultaten till de anställda.

Del 2

Litteraturstudie och gällande lagar och föreskrifter



6 Strålsäkerhetsmyndigheten i Sverige

I detta kapitel och nästa beskrivs den svenska och finska strålskyddsmyndigheten och de föreskrifter och allmänna råd som finns.

6.1.1 Om gällande bestämmelser

Föreskrifter

Strålsäkerhetsmyndighetens (SSM) föreskrift SSMFS 2008:1, kapitel 5, § 3 säger:

"Byggnadsdelar, system, komponenter och anordningar av betydelse för säkerheten vid en anläggning ska fortlöpande kontrolleras och underhållas på ett sådant sätt att de uppfyller de säkerhetskrav som ställs.

För detta ska det finnas program för underhåll, fortlöpande tillsyn och kontroll samt hantering av åldersrelaterade försämringar och skador. Programmen ska vara dokumenterade samt ses över och uppdateras mot bakgrund av vunna erfarenheter och utvecklingen inom vetenskap och teknik."³²

SSMFS 2008:13 Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter om mekaniska anordningar i vissa kärntekniska anläggningar, kapitel 4, § 6 säger:

"Anordningar som avses att användas vid om- och tillbyggnader samt anordningsdelar som avses att användas vid utbyten och reparationer enligt 3 § ska vara tillverkade av material med väl dokumenterade egenskaper, nödvändig hållfasthet vid högsta användningstemperatur, nödvändig slagseghet vid lägsta användningstemperatur, hög åldringsbeständighet och god hårdighet mot omgivande miljö samt god svetsbarhet i de fall svetsning ska ske."³³

SSMFS 2008:17 Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter om konstruktion och utförande av kärnkraftsreaktorer. 17 § säger att:

"Kärnkraftsreaktorns barriärer samt utrustning som tillhör reaktorns säkerhetssystem ska vara utformade så att de tål de miljöbetingelser som barriärerna och utrustningarna kan utsättas för i de situationer då deras funktion tillgodoses i reaktorns säkerhetsanalys. Utrustning i kärnkraftsreaktorn får inte ge upphov till en sådan miljöpåverkan att reaktorns säkerhetsfunktioner nedsätts."³⁴

Allmänna Råd

I Allmänna Råd till kapitel 5, § 3 står:

"Programmet för hantering av åldersrelaterade försämringar och skador bör omfatta identifiering, övervakning, hantering och dokumentering av alla de åldringsmekanismer som kan påverka byggnadsdelar, system och komponenter och andra anordningar som har betydelse för säkerheten."... "Ytterligare vägledning om underhåll och hantering av åldersrelaterade försämringar finns i IAEA:s säkerhetsstandard om underhåll, kontroll och provning av kärnkraftsanläggningar."³⁵

³² SSM, SSMFS 2008:1, kapitel 5, § 3

³³ SSM, SSMFS 2008:13, kapitel 4, § 6

³⁴ SSM, SSMFS 2008:17, 17 §

³⁵ SSM, Allmänna Råd, kapitel 5, § 3

Analys^{36 37 38}

Som SSM ser det ska tillståndsinnehavaren alltså inte bara hantera åldringen, utan helst välja utrustning som inte åldras så lätt. Frågan är om det kan bli en konflikt mellan funktionsmässigt bästa komponent och komponent med bäst åldringsegenskaper.

SSMFS 2008:13 gäller alltså dock bara för mekaniska anordningar, och har därför begränsad betydelse när det gäller el, styr och regler.

Kraven kring åldring i föreskrifterna följs upp med inspektioner från SSM. SSM:s ena föregångare Statens Kärnkraftinspektion (SKI) har gett ut en del forskningsrapporter om åldring av elkomponenter. Till exempel SKI 01:17 "Kvalificering av elkomponenter i kärnkraftverk", som är en slutrapport över ca 10 års arbete.

SSM och STUK samarbetar inte i åldringsfrågan (men kommer kanske att göra det i framtiden), men det finns ett nordiskt samarbete inom IEC Technical Committee 45.

6.1.2 Om reparationer hos småföretag

När det gäller Category A och Category B (enligt IEC 61226), dvs. säkerhets- system eller säkerhetsrelaterade system, anser Liwång på SSM att det inte är tillåtet att lägga ut reparationsarbeten till ett litet företag utan att tillståndshavaren (dvs. kärnkraftverket) först gör en genomgång av att företaget kan göra ett kvalitetsmässigt riktigt arbete. Däri ingår även att eventuell programvara som skall laddas på kortet blir korrekt.

Tillståndshavare har skyldighet att göra leverantörsbedömning. Vid leverantörsbedömningarna samarbetar kraftbolagen. Liwång hävdar dessutom (även om det inte explicit står där) att det skulle strida mot SSM:s föreskrift SSMFS 2008:1 (Ref. 1), 3 kap. 4§, som ställer krav på att system och komponenter skall vara konstruerade, tillverkade, monterade, kontrollerade och provade enligt krav som är anpassade till deras funktion och betydelse för anläggningens säkerhet.

Vidare står det i SSMFS 2008:1, 5 kap. 3§ som handlar om underhåll "*underhållas på ett sådant sätt att de uppfyller de säkerhetskrav som ställs*".³⁹

6.1.3 Begäran av information om åldringsprogram

Som beskrivet i kapitel 2 skickades den 14 juni 2010 ut en "Begäran av information om åldringshanteringsprogram" till Oskarshamns kärnkraftverk, Forsmarks kärnkraftverk och Ringhals kärnkraftverk. En beskrivning av vad som efterfrågas och svar från verken beskrivs i kapitel 2.⁴⁰

³⁶ SSMFS 2008:13 Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter om mekaniska anordningar i vissa kärntekniska anläggningar

³⁷ Möte med Bo Liwång, SSM, 2009-10-28

³⁸ SKI 01:17 Kvalificering av elkomponenter i kärnkraftverk, Kjell Spång, Gunnar Ståhl et al, Stockholm 2001

³⁹ Mailkonversation med Bo Liwång, SSM, 2009-12-04

⁴⁰ Strålsäkerhetsmyndigheten, Begäran av information om åldringshanteringsprogram, 2010-06-14, SSM 2010/659

7 Strålsäkerhetscentralen i Finland

Strålsäkerhetscentralen, STUK, har gett ut ett antal föreskrifter som kallas Guide YVL. Åldring tas upp i guiderna YVL 1.0, 1.1, 2.0, 3.3, 3.8, 4.1, 4.3, 5.2, 5.5 och 5.7.

De som bedöms intressantast för den här rapporten är YVL 5.2 och 5.5. Dessa beskrivs nedan.

YVL 5.2 Elkraftsystem- och komponenter i kärnanläggningar

"Utformningen av elektriska komponenter samt kablar som måste fungera vid olyckor skall vara sådan att, för hela deras konstruktionslivslängd, deras operativa förmåga i olyckor uppfyller kraven.

Typprovningar skall göras i en enhetlig serie provningsfrekvenser då samma provexemplar utsätts för designkraven i fråga. Före test i haverimiljö, skall testexemplaren vara artificiellt åldrade motsvarande deras konstruktions-livslängd.

Ett program skall inrättas för att övervaka den återstående livslängden för elektriska system och komponenter och kablar och förutse behovet för ersättning. Olika åldrande deras betydelse och detektionsmetoder måste beaktas vid planeringen av programmet."⁴¹

YVL 5.5 Instrumentation systems and components at nuclear facilities, kapitel 5 Ageing management

"According to subsection 3.15 of Guide YVL 1.0 in nuclear power plant design, the service life and the effect of ageing on the safety of all safety significant structures, components and materials shall be assessed using sufficient safety margins. Furthermore, provision shall be made for the surveillance of their ageing and, if necessary, their replacement or repair.

According to subsection 2.2 of Guide YVL 2.0 during design, when choosing basic technologies, the life cycles of technologies and components shall be considered and any restrictions resulting thereof anticipated. As great an independence as possible from any single technology shall be aimed at in the design solutions. Also component replacements and potential technological turning points shall be considered in advance so that any modifications required at the plant can be designed controllably and in good time.

An ageing management programme shall be established to monitor the residual lifetime of the systems and equipment at the plant or the need for replacement. The different ageing mechanisms related to various components and their significance shall be considered when planning the programme. The programme shall cover the methods for collecting and analysing the failure data of the systems and equipment to detect possible changes in the failure rates to anticipate the need for replacement. The programme shall cover also other possible analysis and testing made for the assessment of the ageing of the systems and equipment. Also failure data from other plants and vendors shall be made use of, to the extent possible, in ageing management. The ageing management programme shall include all systems and equipment important to safety, regardless of their safety class. The choice of systems and equipment to the programme shall be justified in the programme. Specific attention is to be paid to the condition of equipment needed in accidents as well as the condition of their cables and installations. The requirements of the ageing management of cables is presented in Guide YVL 5.2. The scope and efficiency of the ageing management programme shall be assessed regularly.

⁴¹ Guide YVL 5.2 Elkraftsystem- och komponenter i kärnanläggningar

The ageing management programme of the I&C systems and equipment of the nuclear power plant shall also consider the ageing of the technology of systems and equipment and the possible need for remedial actions.

*The results of ageing management shall be presented in a yearly report. In addition to the results of the fault history analysis of monitored objects and the results of possible other analyses, any repair measures required as well as development plans with their schedules shall be given.*⁴²

⁴² Guide YVL 5.5 Instrumentation systems and components at nuclear facilities

8 Internationella Strategier

Detta kapitel beskriver internationella organisationer och strategier som berör åldringsarbetet vid världens kärnkraftverk. Vidare beskrivs även olika lands individuella strategier med hänsyn till åldringsarbete. Observera att organisationerna som beskrivs i detta kapitel endast är ett urval och att många fler organisationer och myndigheter måste inkluderas för att få en heltäckande bild.

8.1 IAEA

IAEA (International Atomic Energy Agency) är centrum för samarbetet inom kärnkraft i världen. Det inrättades 1957 och är en oberoende organisation med anknytningar till FN-systemet. IAEA arbetar med sina medlemsstater och partners över världen för att främja ett säkert, tryggt och fredligt utnyttjande av kärnteknik.

IAEA:s arbete fokuseras på tre områden vilka är trygghet och säkerhet, forskning och teknik samt säkerhetskontroll och verifiering. IAEA:s högkvarter är beläget i Wien, Österrike.

Nedan beskrivs ett antal dokument och arbetsgrupper som finns inom IAEA.

*Technical working group on nuclear power plant control and instrumentation (TWG-NPPCI)*⁴³

IAEA:s arbetsgrupp TWG-NPPCI har en lång historia (från 1970) som en av de mest aktiva tekniska arbetsgrupperna inom IAEA. Under sin existens har TWG-NPPCI initierat, arrangerat och övervakat många symposier, expertmöten och samordnade forskningsprogram.

TWG-NPPCI har också medverkat i skapandet av olika tekniska rapporter som skall ge vägledning för kärnkraftverk, tillsynsmyndigheter och leverantörer inom instrumentområdet.

Senaste resultat är olika rapporter som ger vägledning för instrumenteringsmoderniseringar vid kärnkraftverken. Nedan följer några exempel:

- Underhåll och reparationsmetoder
- Tillförlitlighet hos hård- och mjukvarukomponenter
- Instrumenteringens åldrande och modernisering
- Test, verifiering och validering av instrumentering
- Common-cause failures i instrumentering

*IAEA Safety standard series No. NS-G-2.12 Ageing management for nuclear power plants safety guide*⁴⁴

Den här standarden är inte specifik för el och/eller instrument, utan mera allmän och handlar mycket om säkerhet. Ett kapitel heter "Ageing Management in Operation", och är av visst intresse i de här sammanhangen. Strukturer för åldringshantering inklusive hur de ska granskas presenteras.

⁴³ http://www.iaea.org/OurWork/ST/NE/NENP/twg_nppc.html

⁴⁴ IAEA, Ageing Management For Nuclear Power Plants Safety Guide NS-G-2.12, Wien 2009

IAEA-TECDOC-TE1147 Management of ageing of I & C equipment in nuclear power plants⁴⁵

Denna rapport handlar om åldringshantering av styr- och reglerutrustning vid kärnkraftverk. Specifika komponenters åldringsmekanismer och egenskaper beskrivs detaljerat och nuvarande hanteringssätt beskrivs.

IAEA-TECDOC-1402 Management of life cycle and ageing at nuclear power plants: Improved I & C maintenance⁴⁶

Denna TECDOC handlar enbart om instrumentering som är relaterad till säkerhet. Annan instrumentering som inte har en särskild säkerhetsfunktion är inte det viktiga i den rapporten, även om strategier och testmetoder som beskrivs i denna TECDOC kan vara till nytta även för annan instrumentutrustning.

Grundläggande åldrings- och inkuranshanteringsprocessen omfattar:

- förstå åldrande och åldringsfenomen och identifiera (eventuella) effekter på instrumentering
- hantera de specifika effekterna av dessa effekter på anläggningen med hänsyn till driftmetoder och analysera risker
- genomföra nödvändiga förebyggande åtgärder för att motverka effekterna av åldrande och inkurans

I TECDOC-1402 beskrivs några strategier för åldringshantering, som tagits fram i olika länder, bl.a. Beznauverket i Schweiz, Paksverket i Ungern, Japan Power Engineering and Inspection Corporation och KNICS R&D Center i Korea.

8.2 IEEE

IEEE (Institute of Electrical and Electronics Engineers) bildades 1963 och är en icke vinstdrivande organisation som ger ut publikationer, anordnar konferenser, sätter standarder samt håller i och finansierar utbildningsverksamhet inom el- och datavetenskap områdena. IEEE har sitt huvudkontor beläget i New York.

8.3 NEA

Nuclear Energy Agency (NEA) är ett fackorgan inom OECD. Uppdraget för NEA är att bistå sina medlemsländer att upprätthålla och vidareutveckla, genom internationellt samarbete, den vetenskapliga, tekniska och rättsliga grunder som krävs för säker, miljövänlig och ekonomisk användning av kärnenergi för fredliga ändamål.

För att uppnå detta arbetar NEA som ett forum för utbyte av information och erfarenheter och främjande av internationellt samarbete, ett kompetenscentra som hjälper medlemsländerna att samla och bevara sin tekniska expertis, ett redskap för att underlätta politiska analyser och att nå enighet baserad på tekniskt arbete.

8.4 NULIFE

NULIFE (Nuclear Plant Life Prediction) lanserades under EURATOM FP6 programmet.

⁴⁵ IAEA-TECDOC-1147 Management Of Ageing of I&C Equipment in Nuclear Power Plants, Wien 2000

⁴⁶ IAEA, TECDOC-1402, Management of Life Cycle and Ageing at Nuclear Power Plants: Improved I & C Maintenance, Wien, 2004

Fokus ligger på att integrera säkerhetsinriktad forskning om material, strukturer och system samt att utnyttja dessa för att skapa metoder att bedöma livslängder.

NULIFE leds av VTT (Technical Research Centre of Finland)

8.5 MAGIC

Magic står för "*Management of Aging of I and C equipments in Nuclear Power Plants*"

Kraftföretag deltar i MAGIC EU-projekt (Euratom) Management and Maintenance of Ageing I&C Components. Även NULIFE (= nuclear plant life prediction; arbetar på europeisk nivå) för förlängning av livslängden på kärnkraftverk; har körts för mekanisk utrustning. Det ska också köras på instrumentering. Gäller övervakning av åldringsmekanismer.

Objectives of magic:

Instrument and control (I&C) systems represent a critical part of Nuclear plant equipment. Several functions of I&C systems are directly safety related, such as the reactor protection system. The ageing of I&C equipment presents a risk for plant safety and availability. A number of utilities have experienced plant shutdowns after electronic failures due to ageing.

A plant shutdown is a transient initiator. Moreover, if ageing phenomena are not anticipated, the renovations costs may be prohibitive because of the increased downtimes and the lack of preparation of these renovations. There is therefore a common need: anticipate the generic ageing mechanisms as early as possible.

MAGIC coordination action gathers nuclear utilities and scientists and its objectives are to:

- ensure a desirable reliability level of I&C systems during the remaining life time of the I&C systems, so that the objective of safety of the plant can be achieved,
- ensure an homogeneous knowledge all over European nuclear utilities about the prevailing ageing mechanisms of I&C equipments, and the advanced tools (already used or under development) that are able to efficiently follow-up these mechanisms and to anticipate and plan refurbishments.
- ensure, until the end of life of each Nuclear Plant, the O&M staff knowledge, necessary to manage I&C ageing.

Here is a brief description of MAGIC actions:

- Create a European network of partners.
- Share utilities and scientific knowledge about: I&C ageing mechanisms, follow-up indicators, and corresponding tools to measure these indicators. A permanent common database will be developed and maintained.
- Share advanced tools to measure ageing indicators for each type of I&C equipment. The feasibility studies will be performed within the MAGIC CA but the subsequent development and tests will be funded with private funds.
- Create a training document for I&C operation and maintenance staff⁴⁷.

⁴⁷ <http://lama.ijs.si/ProjectDetails.aspx?ProjectId=973f89fb686740edbfd186ac2367c33b>

8.6 Sammanställning Internationella Organisationer

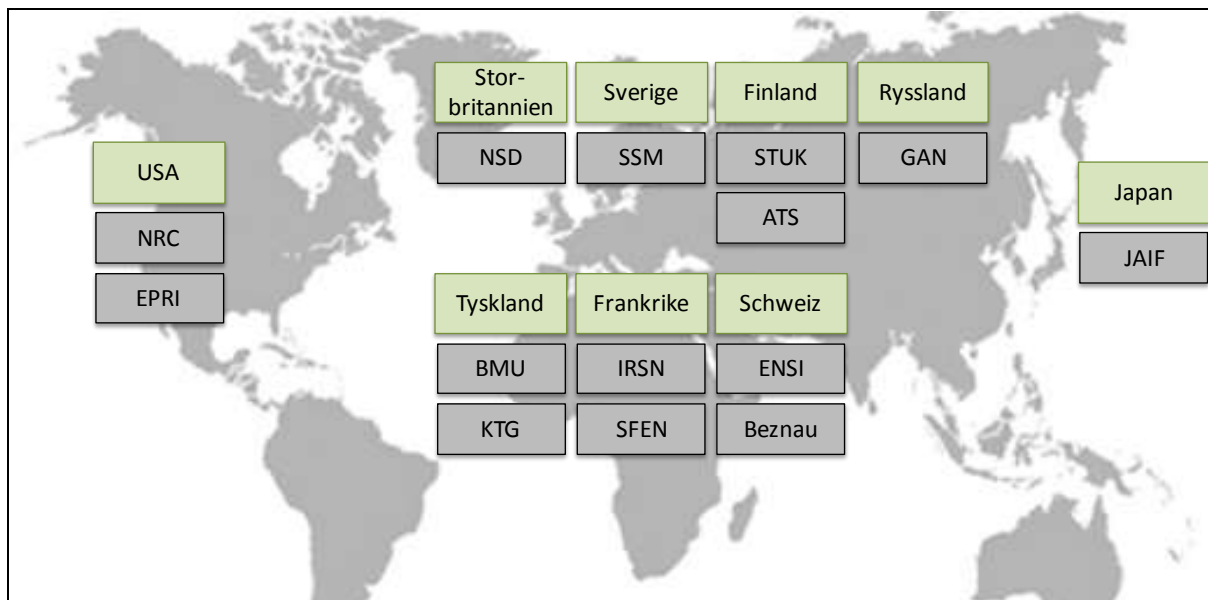
Tabellen nedan ger en översiktlig jämförelse mellan ett urval av internationella organisationer.

Tabell 7 Internationella Organisationer

	IAEA <i>International Nuclear Energy Agency</i>	IEEE <i>Institute of Electrical and Electronics Engineers</i>	NEA <i>Nuclear Energy Agency</i>	ENS <i>European Nuclear Society</i>	WANO <i>World Association of Nuclear Operators</i>
Säte	Wien, Österrike	New York, USA	Paris, Frankrike	Bryssel, Belgien	London, Storbritannien
Huvudsyfte	Arbetar för att främja ett säkert, tryggt och fredligt utnyttjande av kärnteknik	Att främja teknisk innovation och kompetens till gagn för mänskligheten	Bidra till att göra atomenergin till en säker och miljövänlig energikälla	Koppla samman forskare och aktörer inom kärnkraftsbranschen	Att förena alla företag och länder med kärnkraftverk för att uppnå högsta möjliga säkerhetsnivå
Fokusområde	IAEA:s arbete fokuseras på tre områden vilka är trygghet och säkerhet, forskning och teknik samt säkerhetskontroll och verifiering.	Driva fram tekniska innovationer relaterade till elektricitet. Tar fram tekniska standarder för t.ex. trådlös-kommunikation	Fungera som ett forum för utbyte av information och erfarenheter samt främja internationella samarbeten	Främja och bidra till utvecklingen av vetenskap och teknik för fredligt utnyttjande av atomenergi	Ökad säkerhet är den enda målsättningen
Antal medlemmar	151 länder	395 000 medlemmar i 160 länder	28 länder	Ungefär 100 medlemmar bestående av företag, forskningsinstitut och statliga myndigheter	Ungefär 100 medlemsföretag

8.7 Nationella strategier och organisationer

Kartan nedan visar ett urval av olika organisationer på nationell nivå i olika länder i världen.



Figur 1 Nationella kärnkraftsorganisationer

8.7.1 USA^{48 49}

USA har idag drygt 100 kärnkraftsreaktorer i drift varav de flesta håller på att passera hälften av den förväntade livslängden på 40 år. Då det på senare år blivit betydligt lönsammare att driva kärnkraftverk i USA har man valt att förlänga livslängden på många reaktorer till 60 år. I och med detta är frågan om åldring allt viktigare och har så varit de senaste 20 åren.

De flesta problemen med åldring inom styr- och reglerutrustningar rör kablar. Problem med flödesmätare och termoelement kan härledas till problem med felande kablar, vilket är uppenbart från det stora antalet forskningsprojekt som utförts på uppdrag av myndigheter och organisationer⁵⁰.

Forskningen har fokuserats på att studera åldringsmekanismer i kablar, vilket inkluderar både isolerings- och ledarmaterial, samt att utveckla tekniker för kabelövervakning. Dessa frågor diskuterades vid en konferens år 2002, organiserad av NRC med titeln "International Conference on Wire System Ageing"⁵¹. Vid konferensen framkom att det finns ett stort behov av att utveckla effektiva kabelövervakningssystem.

För att i förtid upptäcka problem med åldrande och felande kablar använder man sig av elektriska mätningar, mekaniska mätningar, kemiska prover och visuella inspektioner. Vissa av dessa tester kräver tillgång till kabeln eller en provbit av den. Av den anledningen har man provbitar av kablar inne i inneslutningen för att framkalla naturligt

⁴⁸ IAEA, TECDOC-1402, Management of Life Cycle and Ageing at Nuclear Power Plants: Improved I & C Maintenance, Wien, 2004

⁴⁹ IAEA-TECDOC-1147 Management Of Ageing of I&C Equipment in Nuclear Power Plants, Wien 2000

⁵⁰ the U.S. Nuclear Regulatory Commission, the U.S. Department of Energy, the Sandia National Laboratory, Brookhaven National Laboratory m.fl.

⁵¹ NUREG/CP-0179

Åldring av proverna som sedan kan användas för att bedöma tillståndet på den installerade kabeln. Ett stort antal tekniker för kabeltester är under utveckling eller redan framtagna och då främst icke-förstörande tekniker.

Åldring av styr- och reglersensorer som temperatur-, tryck-, nivå- och flödesgivare har studerats i ett flertal forskningsprojekt⁵² som finansierats av NRC under 90-talet. Resultatet från projekten var att åldring av sensorer kan hanteras genom periodiska tester vilket inkluderar kalibrering och test av responstid.

Degradering av termoelementen i tryckvattenreaktorer på grund av fukt är ytterligare ett åldringsrelaterat problem. Det leder inte bara till att termoelementen ger stokastiska mätresultat, men också till att radioaktivt vatten kan diffundera in i sensorn och finna en väg ut ur det trycksatta området. Problemet kan dock upptäckas genom on-site mätningar av isoleringsmotståndet (LCSR-mätningar) och kabeltester.

På den amerikanska marknaden är det ett fåtal tillverkare av komponenter till styr- och reglersystem till kärnkraftsindustrin vilket medför att problem med obsoleta delar är ett stort bekymmer för kärnkraftsindustrin då de behöver reservdelar. Under senare år har även digitala styr- och reglerutrustningar blivit allmänt förekommande vilket varit väldigt användbart för industrin. Problemet med obsoleta delar har dock ökat med den digitala utrustningen jämfört med den gamla analoga då den digitala utrustningen har en högre uppgraderingsfrekvens än vad de analoga har.

Det finns idag två databaser i USA som följer upp prestandan hos viktiga anläggningsdelar, inklusive styr- och reglerutrustning. Databaserna är LER (Licensee Event Report) som drivs av NRC samt NPRDS (Nuclear Plant Reliability Data System) som drivs av kärnkraftsindustrin gemensamt. Databaserna är användbara för att fastställa vanliga problem som kan uppkomma i komponenter i kärnkraftverk. Båda databaserna har använts för att tillhandahålla data om åldringsrelaterade fel och degradering av styr- och reglerutrustningar. Ett flertal forskningsprojekt om åldring har utförts utgående från data i dessa databaser.

NRC

NRC (Nuclear Regulatory Commission) grundades 1974 av USA:s kongress med uppdraget att säkerställa en för människor och miljön, säker användning av radioaktiva material för civila ändamål. NRC reglerar kommersiella kärnkraftverk samt andra branscher där radioaktivt material används som t.ex. inom sjukvården. Detta utförs genom licensiering, inspektioner samt tillsyn av uppsatta krav.

- **NPAR**

NPAR (Nuclear Plant Aging Research) är ett program som infördes 1985 och drivs av NRC för att lösa tekniska säkerhetsfrågor relaterade till åldring av system, strukturer och komponenter i kärnkraftverk i drift. NPAR tar fram rapporter om mekaniska, strukturella och termo-hydraliska komponenter och systems åldrande inom kärnkraftindustrin.

En lista på NPAR rapporter finns kapitel 12.

- **GALL – Generic Ageing Lessons Learned**

”The Generic Aging Lessons Learned (GALL) report contains the staff’s generic evaluation of the existing plant programs and documents the technical basis for determining where existing programs are adequate without modification and where existing programs should be augmented for the extended period of operation. The evaluation results documented in the GALL report indicate that many of the existing programs are adequate to manage the aging effects for particular structures or components for license renewal without change. The GALL

⁵² NUREG/CR-5560, NUREG/CR-5851, NUREG/CR-5383, NUREG/CR-5501 m.fl.

report also contains recommendations on specific areas for which existing programs should be augmented for license renewal. An applicant may reference the GALL report in a license renewal application to demonstrate that the programs at the applicant's facility correspond to those reviewed and approved in the GALL report and that no further staff review is required. The focus of the staff review is on the augmented existing programs for license renewal. The incorporation of the GALL report information into the NUREG-1800, "Standard Review Plan for Review of License Renewal Applications for Nuclear Power Plants," as directed by the Commission, should improve the efficiency of the license renewal process."⁵³

Electric Power Research Institute (EPRI)⁵⁴

EPRI (Electric Power Research Institute) är en oberoende ideell organisation som kopplar ihop forskare inom den akademiska världen med näringslivet för att lösa elektricitet relaterade problem som tillförlitlighet, effektivitet, hälsa, säkerhet och miljö. De utför även tekniska, politiska och ekonomiska analyser för att driva långsiktig forskning och stödja forskning inom nya teknologier.

EPRI har forskningsportföljer för 2009 och 2010 om instrumentering och styrning av intresse för den här studien.

Bland de för kraftindustrin listade behoven märks:

- Förbättrad hantering av instrumenteringens åldrande och omodernitet.
- Större förståelse för den mänskliga prestationsförmågan och lönsamhet med ny teknik (till exempel visualisering) i nukleära miljöer.
- Teknik för att behålla befintliga komponenter och system, stöd för modifieringar i komponenter, system, multisystem samt hela block, och stödja nya anläggningskrav.
- Lösningar för att förbättra utrustningens tillförlitlighet och anläggningens kapacitet till lägre kostnader.
- Eliminering av tekniska och rättsliga hinder för instrument- och kontrollrumsförbättringar i kraftverk i drift och för att utforma och licensiera nya anläggningar.
- Strategier för att minska kostnaderna och maximera fördelarna med instrumentutbyten och – förbättringar.

För att behandla dessa behov genomför EPRI under 2009 och framåt ett antal forskningsprojekt.

8.7.2 Sammanställning – Japan⁵⁵

Flertalet projekt om övervakning och utvärdering av åldringseffekten på kablar i kärnkraftverk, pågår vid olika institutioner i Japan.

Det är nödvändigt att utveckla icke-förstörande diagnosmetoder för att genomföra övervakning av tillståndet i kablar. Detta har medfört att Japan sedan ett flertal år tillbaka i tiden utvecklat denna metod⁵⁶.

Tillståndsövervakning av kablar har använts i PWR anläggningar i Japan sedan år 2000^{57,58}. I dessa anläggningar har två typer av metoder för tillståndsövervakning av

⁵³ Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report (NUREG-1801)

⁵⁴ EPRI, 2009 Portfolio, Instrumentation and Control, Program Over-view, by Joseph Naser

⁵⁵ IAEA, TECDOC-1402, Management of Life Cycle and Ageing at Nuclear Power Plants: Improved I & C Maintenance, Wien, 2004

⁵⁶ Y. NISHIDA et al., "Non-destructive diagnosis technique for ageing of cable used at nuclear power plant", The 7th international Conference on Nuclear Engineering, 1999

kablar använts. På kablar isolerade med etylen/propylen gummi och PVC plast används ultraljudsvågor och på kablar med silikonisolering utförs tester av ythårheten.

År 2002 skapades en ny teknik för att bedöma tillståndet på kablarna genom optisk granskning är under utveckling⁵⁹. Med denna metod mäts skillnader i det från kabeln reflekterade ljuset för att bedöma den kvarvarande livslängden av isoleringen. När isoleringen blir mörkare som ett resultat av förfall minskar mängden reflekterat ljus och den kvarvarande livslängden kan beräknas.

I äldre kärnkraftverk i Japan genomförs tekniska bedömningar av utrustningar inklusive kablar, med jämna mellanrum. I den nuvarande utvärderingen av de tekniska bedömningarna av kablars åldring i kärnkraftverk genomfördes en klassificering av kablarna, ett urval av representativa kablar efter kabel- och isoleringstyp samt en utvärdering av de utvalda kablarna i enlighet med IEEE rapporterna nr. 323 och 383⁶⁰.

Resultatet från dessa utvärderingar var att de flesta kablar bibehåller kapaciteten i de elektriska funktionerna under den förväntade livslängden på 60 år.

8.7.3 Tyskland⁶¹

Tyska kärnkraftverk har idag egna strategier som de följer vad gäller underhåll av instrument och styr- och regler teknologier.

Målsättningar för hantering av åldring är att diagnosen av otillåtna förändringar av systemkaraktären och tillhandahållande av erforderliga reservdelar som tar hänsyn till driftserfarenheter och innovativa framsteg.

Nyckelfrågor i detta område är kvalificering vid incidenter, byte till datorbaserade digitala styr- och reglerutrustningar eller alternativa lösningar som t.ex. applikationsspecifika integrerade kretsar.

I de nitton kärnkraftverk som byggdes i Tyskland mellan åren 1968 och 1989 finns det flera generationer av styr- och reglerutrustningar. Tillverkarna av styr- och reglerutrustning har meddelat att man kommer att favorisera de moderna digitala systemen i framtiden och lämna de gamla analoga med mindre och mindre leverantörssupport tillgänglig.

Komponenterna testas hur väl de klarar olyckor där kylningen förloras så kallade LOCA (loss-of-coolant accident) vilka om de inträffar kan ge upphov till skador på reaktorn. Under senare år har diskussioner och undersökningar om hur länge dessa tester bör vara giltiga. Resultaten presenterades i en rapport⁶² som beskriver behoven av upprepning av tester av motståndighet för LOCA hos styr- och reglerutrustningar.

Att använda gammal styr- och reglerutrustning tillförlitligt och säkerställa leveransen av lämpliga ersättningssystem definieras som en av grunduppgifterna vid åldringshantering.

Vid ett ökande antal tillfällen tillverkas inte komponenterna i styr- och reglersystemen längre. Detta medför att de, om de inte finns på lager, måste specialproduceras vilket är kostsamt. De då uppståndsna kostnaderna av detta är inte längre förutsägbara.

⁵⁷ T. YAMAMOTO et al., "The degradation diagnosis of low voltage cables at nuclear power plants", Mitsubishi Cable Industries Review, Vol. 97, No 1, 2001 (Japanese)

⁵⁸ K. MORIMOTO et al., "The degradation diagnosis of low voltage cables at nuclear power plants", Report of technical meeting on Electrical Cable and Wire, IEE Japan, Feb. 27 2002 (Japanese)

⁵⁹ HIROSHI SHOJI et al., "Application of Optical Diagnosis to Aged Low-Voltage Cable Insulation", NUREG/CP-017, "Proceedings of the International Conference on Wire System Ageing", U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2002

⁶⁰ IEEE Standard 383-1974, "IEEE Standard for Type Test of Class 1E Electrical Cables, Field Splices and Connections for Nuclear Power Generating Stations", Institute of Electrical and Electronics Engineers, 1974

⁶¹ IAEA-TECDOC-1147 Management Of Ageing of I&C Equipment in Nuclear Power Plants, Wien 2000

⁶² KTA Standard draft 3706

Kvalitetssäkring och bevis för tillräckliga funktionskapacitet av komponenter i styr- och reglersystemen utförs under tillverkning, montering och idrifttagande. Att komponenternas funktionskrav upprätthålls kontrolleras genom periodiska tester som utförs under drift eller vid revisioner då anläggningen står still.

Ett viktigt typtest på provbitar är rekonstruktion av påfrestningarna vid olycktillfällen. Speciellt för plast har det inte varit möjligt att ta fram teoretiska förutsägelser av åldringseffekterna. Vid accelererad åldringsprover, termisk- och radiologiskbehandling, har det inte heller varit möjligt att ta fram någon förutsägelse då det inte varit möjligt att återskapa oxidationsprocesserna under en så kort tidsperiod. På grund av detta måste den fortsatta motståndståligheten vid olyckstillstånd hos styr- och reglersystems komponenter i drift, säkerställas med andra metoder.

Generellt säkerställs motståndståligheten mot olyckor av LOCA-karaktär genom en trestegs procedur som inleds med teoretiska undersökningar, tester och slutligen, vid behov, utbyte av komponenter. Genom att konsekvent följa denna trestegsmetod är det möjligt att säkerställa motståndståligheten mot olyckor av LOCA-karaktär för alla komponentgenerationer.

För utrustning som är klassificerad som mer eller mindre olyckssäker är det lämpligt att utveckla on-line övervakningsmetoder. En VGB technical committee jobbar med att utveckla denna typ av metoder sedan 1988.

Följande strategier för framtida hantering av problem med åldring och inkurans av styr- och reglerutrustning:

- Ha stora reservdelslager eller specialproducera komponenter till styr- och reglerutrustningarna
- Byt ut gamla styr- och reglerutrustningar till motsvarande komponent med modern mikroelektronik teknik
- Byt ut gamla analoga styr- och reglersystem till nya digitala system
- Fullständigt utbyte till digital styr- och reglerutrustning, inklusive säkerhetssystemen

8.7.4 Frankrike⁶³

Frankrike har 58 kärnreaktorer byggda under åren 1978 till och med 1997. Under åren har såväl modeller på reaktorer som styr- och reglerutrustning utvecklats. Det finns ungefär ett dussin integrerade styr- och reglersystem vilket omfattar programmerbara digitala styrsystem, datorsystem och modulära analoga regulatorer vilka alla är standardiserade för de olika reaktormodellerna.

De första kärnkraftverken, CP-serien, som byggdes under 70- och 80-talet hade främst elektromagnetiska reläer och analogelektronik i styr- och reglersystemen för säkerhets och kontrollfunktioner. Senare reaktormodeller, P4-serien och N4-serien, har digitala programmerbara styr- och reglersystem för både säkerhets- och processkontrollfunktioner, med undantag för några av de tidiga P4-reaktorerna.

De franska kärnkraftverken konstruerades för en livslängd på 40 år. För stunden diskuteras förlängning av denna med 20 år vilket ställer krav på genomgången av anläggningarna och åldringsbedömningen av komponenter.

Visar det sig att det inte är möjligt att underhålla styr- och reglersystemen måste en renovering planeras med installation av ny hårdvara. Kostnaden för denna typ av renovering är stor och uppgår till många tiotals miljoner Euro. En renovering medför även stora tekniska risker jämfört med ett fortsatt underhåll av de befintliga styr- och reglersystemen.

⁶³ IAEA, TECDOC-1402, Management of Life Cycle and Ageing at Nuclear Power Plants: Improved I & C Maintenance, Wien, 2004

Vid den ursprungliga konstruktionen av styr- och reglersystemen togs det hänsyn till utslitning och slumpmässiga fel. Alla säkerhetssystem och de flesta styr- och reglersystemen är övertaliga och av felsäker natur. De initiala säkerhetstesterna av styr- och reglersystemens komponenter genomfördes med accelererad åldring för att garantera att de ska fungera behövt vid slutet på komponenternas livslängd. Detta förutsätter att styr- och reglersystemen har en konstant felfrekvens och att ingående förutsättningarna som fastslogs vid konstruktionsarbetet kvarstår under hela livslängden. Det är därför viktigt att analysera driftsförhållandena och verifiera att lämpliga underhållsåtgärder genomförs under utrustningarnas livslängd.

Specifika åldringsmekanismer har identifierats vilket i vissa fall inte kan tas hänsyn till i utrustningens konstruktionsspecifikationer. Förtida åldring hos komponenter kan i förtid leda till reducerad tillförlitlighet för utrustningar vid normal drift och kan teoretiskt påverka dess lämplighet som säkerhetsfunktion. Dessa effekter är viktiga att identifiera. När livslängden på kärnkraftverkens utrustningar förlängs glider många styr- och reglersystems komponenter in på "utforskad mark" och oron är att nya oväntade åldringsmekanismer uppkommer. Alla potentiella åldringsmekanismer och effekter måste därför beaktas.

Det är viktigt att överväga framtida behov i anläggningen vad gäller kapacitet och behov av support. Det är inte enbart tillgängligheten av reservdelar, även behovet av expertis, dokumenterad kunskap, konstruktions- och utvecklingsverktyg, etc.. Problemet berör inte enbart anläggningsoperatören utan även hela marknaden av styr- och reglerutrustningar.

Utvecklingen av styr- och reglersystem har förbättrat tillgängligheten, driftsmarginalerna och säkerheten men har försvårat uppgiften att underhålla styr- och reglersystemen över en längre period då marknaden för elektronikkomponenter förändras snabbt. Detta gäller även utvecklingen av mjukvara, support från tillverkare och tillgängliga kompetenser på befintliga system.

Hantering av åldrings och inkurans frågor omfattar många frågeställningar och ett val mellan att fortsätta underhålla eller modernisera måste göras. Vid val av fortsatt underhåll behöver fortsatt forskning av möjliga åldringsmekanismer och deras effekter utföras tillsammans med analys av antagna situationer som orsakats av åldring och inkurans av komponenter.

Många av de åldringsrelaterade problemen kan fångas upp vid kontinuerlig övervakning under anläggningens livslängd. Det handlar om vanliga inspektioner av anläggningen, rapportering av händelser och andra undersökningar av uppkomna orosmoment.

EDF (Electricity de France) har sedan 1980 varit involverad i flertalet projekt och program som handlar om förlängning av anläggningars livslängd. Från dessa har man kommit fram till

- Vikten av att uppdatera befintliga underhållsprogram
- Utveckla metoder för utbyte eller reparation
- Att initiera nya forsknings- och utvecklingsprojekt

Erfarenheter från de franska revisioner som alla kärnkraftsverk genomgår vart 10 år visar att de största problemen som uppstår bland styr- och reglerutrustningar beror på inkurans då det uppstår problem att underhålla originalsystem längre än 25 år.

För framtida reaktorer föreslås följande utifrån erfarenheter från befintliga reaktorer:

- Maximalt utnyttjande av vanliga kommersiella komponenter och att undvika specialmodificeringar vilka kan vara svåra att underhålla under lång tid
- Underhåll under en lång tidshorisont bör beaktas vid systemkonstruktionsstadiet och vara med i kravspecifikationen vid upphandlingen

- Moduluppbyggnad av styr- och reglersystemets struktur bör underlätta framtida renoveringar
- Konstruktionen bör ta hänsyn till möjligheten att förflytta mjukvara till nya hårdvaruplattformar

8.7.5 Ryssland^{64 65}

Kärnkraftverken i Ryssland konstruerades för att ha en livslängd på 30 år. Livslängden har varit möjlig att förlänga genom erfarenheter av hantering av komponenters åldring. Under slutet på 1900-talet har konstruktörer av kärnkraftverk, tillverkare av komponenter, övervakande organ, organisationer för tekniskt stöd och Rosenergoatom samt kärnkraftverken själva varit inblandade i arbetet med att förlänga livslängden på anläggningarna. Kunskaper om åldringsmekanismer och driftserfarenheter har kortat ner tiden att lösa problem förknippade med metodiken för förlängning av livslängden. Detta gäller särskilt system och komponenter som är viktiga för säkerheten.

Metodikerna för förlängning av livslängden är formaliserade i de federala regler och normer i dokumenten NP-017-2000⁶⁶, som förberetts av det övervakande organet samt i de vägledande dokumenten RD EO 0281-01⁶⁷, från Rosenergoatomkoncernen. Utöver RD EO 0281-01 har organisationer för tekniskt stöd fått i uppdrag av Rosenergoatomkoncernen att ta fram vägledande dokument angående hantering av åldring av specifika system och komponenter. Dessa dokument inkluderar metoder för tillståndsbedömningar och förutsägelser av återstående livslängd samt riktlinjer för fortsatt underhåll av system och komponenter. Underlag till dokumenten kommer från data om åldringsmekanismer insamlade vid inspektioner av system och komponenter samt från dokumenten RD EO 0322-02⁶⁸ och RD EO 0321-02⁶⁹.

Metoden för att övervaka det tekniska tillståndet på kärnkraftverkens system och komponenter på ett icke-förstörande sätt är viktiga delar av åldringshanteringsprogrammet. De kan delas in i metoder som används under schemalagda reparationer samt metoder för driftsövervakning som används när reaktorn är i drift. En av de viktigaste aspekterna för åldringshanteringsprogrammet är utvecklingen och introduktionen av sensorer som verifieras och kalibreras omedelbart i drift.

I enlighet med konstruktionen har de flesta av styr- och reglersystem en specificerad livslängd och skall bytas ut oavsett av dess tekniska tillstånd. För kablar och anordningar för reläskydd och automation (DRPA) genomför man utbyten i enlighet med det faktiska tekniska tillståndet.

Man har idag en utvecklad metod för åldringshandling av kablar baserad på kunskap om åldringsmekanismer i polymeriseringsmaterial. Åldring av isoleringsmaterial har studerats både genom accelererade åldringstester och genom utredningar av deras naturliga åldring. Viktiga delar i åldringshanteringsprogrammet för kablar i kärnkraftsverk är tester av nya kablar, icke-förstörande diagnoser av kablar vid revision samt fortgående tester för vilka det är viktigt att bekräfta kvarvarande livslängd med tanke på olyckor.

⁶⁴ IAEA, TECDOC-1402, Management of Life Cycle and Ageing at Nuclear Power Plants: Improved I & C Maintenance, Wien, 2004

⁶⁵ IAEA-TECDOC-1147 Management Of Ageing of I&C Equipment in Nuclear Power Plants, Wien 2000

⁶⁶ NP-017-2000, "Main requirements for prolongation of service life of an NPP unit", Moscow, 2000

⁶⁷ RD EO 0281-01, "Statement on management of the life characteristics of NPP power units", Rosenergoatomkoncernen

⁶⁸ RD EO 0322-02, "Statement on determination of technical condition and ageing cable management in NPP", Rosenergoatomkoncernen

⁶⁹ RD EO 0321-02, "Methodical instructions for technical condition assessment and reassignment of service life of NPP relay devices", Rosenergoatomkoncernen

Implementeringsfasen av åldringshanteringsprogrammen av kablar fortgår enligt schemat och påbörjas på kraftanläggningar innan förlängningen av anläggningens livslängd på 30 år är över. Under detta arbete löser man följande uppgifter:

- Identifiering av kablar utifrån typ, driftförhållanden och funktion
- Sammanställning av en databas över säkerhetsrelaterade kablar
- Identifiering av underhålls "hot spots"
- Analys av data från defekter på kablar i drift samt kablar vid test
- Urval av kablar för tillståndsövervakning
- Bedömning av kabellinors integritet
- Tillståndsövervakning av kablar
- Kvalificering av kablar i hermetiskt slutna utrymmen för den givna återstående livslängden
- Förutsäga den återstående livslängden
- Ta fram rekommendationer för vidare underhåll av kablar

Erfarenheter har visat att de huvudsakliga observationerna av åldringen av kablar enbart hittas vid drift i "hot spots" vilket t.ex. är platser där degraderingsfaktorerna överstiger den genomsnittliga degraderingen vid drift.

8.7.6 Storbritannien⁷⁰

Kärnkraftsindustrin och dess reglerande organ the Nuclear Installation Inspectorate, har länge haft vetskap om problemet med åldrande av komponenter och system i kärnkraftverk. Framtill nyligen genomfördes dock inga särskilda åtgärder för styr- och reglerutrustningar men man har alltid haft problemet i åtanke vid val av utrustning.

För att få behålla sin licens måste anläggningen genomföra periodiska säkerhetsgenomgångar vart 10 år. Syftet med genomgången är att säkerställa att utvärdera om hela anläggningens säkerhet är intakt och upprätthålls till nästa genomgång. För anläggningens system, inklusive styr- och reglerutrustning, innebär det bedömning av åldrings- och degraderingseffekter. Bedömningen inkluderar en översyn av den operativa miljön, underhållsprocessen, driftshistoriken samt att en större hänsyn tas till konsekvenserna av tillgänglig information om åldring och förfall av styr- och reglersystem från andra anläggningar.

Storbritanniens kärnkraftsoperatörer har bildat en organisation, OEF, för erfarenhetsutbyte. Syftet med OEF är att genomföra förbättringar i konstruktion, drift och underhåll av Brittiska kärnkraftverk för att minimera risken för tillbud, öka säkerheten och förbättra tillgängligheten.

CFU (the Central Feedback Unit) är en central koordinerande organisation för OEF-aktiviteter i alla Storbrittanninens kärnkraftverk och är länken mellan internationella organisationer och motsvarande databaser. CFU samlar in tillbudsrapporter från alla kärnkraftverk i Storbritannien som anses vara relevanta att sprida och redovisar dessa på veckobasis samt fattar beslut om den lämpligaste åtgärden att implementera. CFU sammanställer även en "*International Event Report*" utifrån en omvärldsbevakning av internationella källor där relevanta händelser sammanfattas och publiceras på NUPER-databasen.

Man har tidigare ansett att det varit svårt att rättfärdiga forskning om åldring av specifika styr- och reglerutrustningar då det är stora skillnader mellan olika utrustningar, såvida det inte uppstått verkliga driftsproblem på grund av åldring. Man har dock

⁷⁰ IAEA-TECDOC-1147 Management Of Ageing of I&C Equipment in Nuclear Power Plants, Wien 2000

identifierat elkablar som ett område värt att genomföra forskning på. Elkablar är en viktig del av nästan alla styr- och reglersystem och den potentiella effekten av åldring på systemet som helhet motiverar denna forskning. Den brittiska forskningen har givit samma slutsatts som den internationella, att den främsta åldringsmekanismen är värme och strålning som påverkar de fysiska och elektriska egenskaperna hos kabelisoleringen.

Övriga forskningsprojekt och utredningar av specifika komponenter som stött på åldringsrelaterade tillbud men dessa har inte påvisat några generella åldringstrender eller brottmekanismer.

Den brittiska kärnkraftsindustrin finansierar även omfattande forskningsprogram inom alla kärnkraftsrelaterade områden och frågan om åldring och inkurans av styr- och reglersystem har på senare tid erkänts som ett område av intresse.

Förutom det modernaste kärnkraftverket, Sizewell B, har alla Storbritanniens kärnkraftverk genomgått omfattande utbytes- och renoveringsprogram av styr- och reglersystemen. En del av detta arbete har utförts för att behandla problemet med åldring av utrustning men en större andel beror på problem med obsoleta delar eller behov av förbättrad prestanda.

Tidigare strategier var huvudsakligen reaktiva, man har reagerat på problem som uppstår, idag har man insett att man måste ha en mer framåtblickande förhållning.

Erfarenheter från de periodiska säkerhetsgenomgångarna har lett till att arbete med livscykelmetoderna för hantering av styr- och reglerutrustningar som utvecklats av EPRI för hantering av hot mot verksamheten, har påbörjats. För stunden har detta arbete främst behandlat framtagandet av systemunderhållsplaner för nyckelsystem.

8.7.7 Schweiz⁷¹

Beznaumodellen

Beznau är ett Schweiziskt kärnkraftverk som ligger i norra Schweiz vid floden Aare som är en biflod till Rhen. I TECDOC-1402 beskrivs några strategier för åldringshantering, som tagits fram i olika länder, bl.a. Beznauverket i Schweiz, Paksverket i Ungern, Japan Power Engineering and Inspection Corporation och KNICS R&D Center i Korea. Den här rapporten inskränker sig till att behandla Beznaumodellen. I Beznau finns två tryckvattenreaktorblock från Westinghouse.

⁷¹ IAEA, TECDOC-1402, Management of Life Cycle and Ageing at Nuclear Power Plants: Improved I & C Maintenance, Wien, 2004

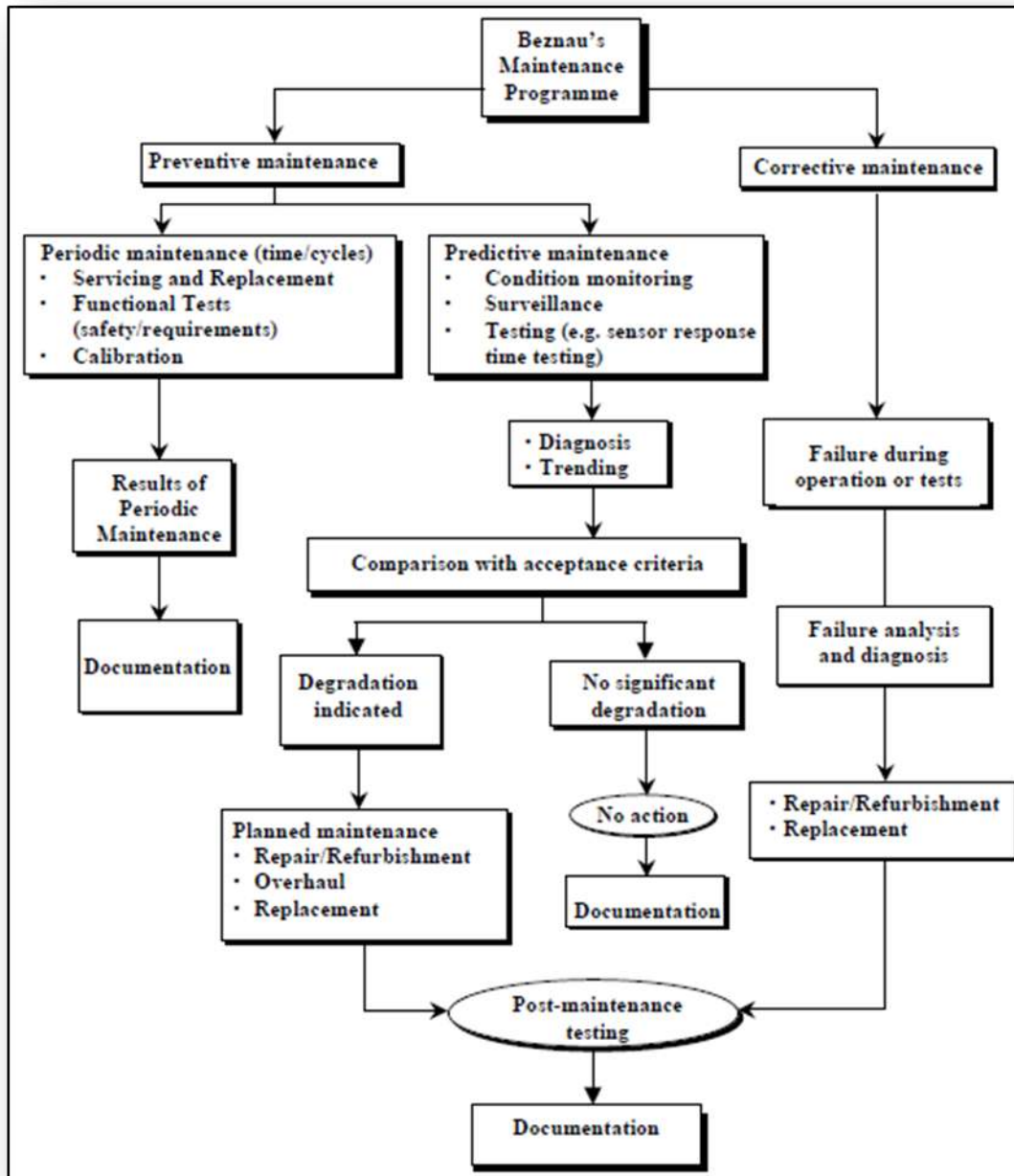
Beznaumodellen ser förenklat ut så här:



Figur 2 Beznaumodellen⁷²

⁷² IAEA, TECDOC-1402, Management of Life Cycle and Ageing at Nuclear Power Plants: Improved I & C Maintenance, Wien, 2004

Beznavs underhållsprogram framgår av bilden nedan:



Figur 3 Beznavs underhållsprogram⁷³

(Bilden publicerad med tillstånd från IAEA)

⁷³ IAEA, TECDOC-1402, Management of Life Cycle and Ageing at Nuclear Power Plants: Improved I & C Maintenance, Wien, 2004

Införandet av åldringshanteringsprogrammet på Beznau gjordes i sex steg, se nedan.



Figur 4 Införandeprocess av Beznaumodellen⁷⁴

⁷⁴ IAEA-TECDOC-1402 Management of Life Cycle and Ageing at Nuclear Power Plants: Improved I&C Maintenance, Wien 2004

8.8 Publikationer om åldringshantering

Nedan följer en lista på befintliga publikationer om åldringshantering:

IAEA

- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Data Collection and Record Keeping for the management of nuclear power plant ageing, Safety series No. 50-P-3, IAEA, Vienna (1991)

Den här publikationen ger guidning och information om åldringshanteringsprogram, guidning av specifika komponenter och åldringshanteringsgranskning.

- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Implementation and review of a nuclear power plant ageing management programme, safety reports series no. 15, IAEA, Vienna (1999)

- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Equipment Qualification in Operational Nuclear Power Plants: Upgrading, Preserving and Reviewing, Safety Reports Series No. 3, IAEA, Vienna (1998)

- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Proactive Management of Ageing for nuclear power plants, safety reports series no. 62, IAEA, Vienna (2009)

- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Methodology for the Management of Ageing of Nuclear Power Plant Components Important to Safety, Technical Reports Series No. 338, IAEA, Vienna (1992)

Denna publikation har använt de första 4 nämnda publikationerna i denna lista och relaterat dessa till erfarenheter hos IAEAs medlemmar.

- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessment and management of ageing of major nuclear power plant components important to safety: PWR pressure vessel, IAEA-TECDOC-1556, IAEA, Vienna (2007)

- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, AMAT Guidelines: Reference Document for the IAEA Ageing management assessment teams (AMATs), IAEA Services Series NO. 4, IAEA, Vienna (1999)

- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Nuclear Power plant life management processes: Guidelines and practices for heavy water reactors, IAEA-TECDOC-1503, IAEA, Vienna (2006)

NRC

- NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Generic Aging Lessons Learned Report, Rep. NUREG-1801 Rev. 1, NRC, Washington, DC (2005)

NEA

- OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, Technical aspects of ageing for long term operation, Rep. NEA/CSNI/R(2002)26, OECD, Paris (2002)
- OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, Glossary of nuclear power plant ageing, OECD, Paris (1999)

EPRI

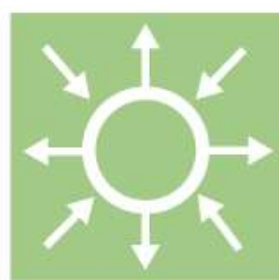
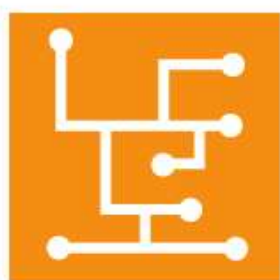
- ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Common ageing terminology, EPRI, Palo Alto, CA (1993)

EC

- EUROPEAN COMMISSION, Safe Management of NPP Ageing in the European union, Rep. EUR 19843, EC, Brussels (2001)

Ytterligare relevant litteratur presenteras i kapitel 12 - Bibliografi

Del 3
Slutsatser



9 Slutsatser

Samtliga svenska och finska kärnkraftverk har endera utarbetat en process eller har organisatoriskt bildat en avdelning för att sköta frågor kring åldringshantering.

Processerna och arbetssätten är influerade av bland annat IAEA:s åldringsprogram, Beznau modellen samt egna framarbetade program, och skiljer något åt mellan de olika kärnkraftverken. På grund skillnaden mellan de olika verken, i sättet att hantera åldringsproblematiken, har arbetet med att hitta gemensamma verktyg och samarbetsmöjligheter varit komplicerat.

Erfarenhetsutbyte mellan verken skulle dock underlätta dess hantering av åldringsproblematiken betydligt då liknande komponenter används i alla verk och åldringsförfarandet är likartat.

Tabellen nedan visar en sammanställning av de olika svenska kärnkraftverkens åldringshanteringsprogram.

Tabell 8 Jämförelse mellan de svenska kärnkraftsverkens åldringshanteringsprogram

Del 1	Forsmark	Oskarshamn	Ringhals
Upplägg av åldringshanteringsprogram	Underhållsprogram med tillståndkontroller, tidsbaserat underhåll och avhjälpande underhåll Systematisk dokumentation av åldringsmekanismer samt övervakning och hantering av åldringsdegradering	Omhändertagande av krav samt aktiviteter för upptäckt av degradering av system beskrivs i dokumentation. Använder programmet ODU för att planera framtida underhåll och hantering av reservdelar.	Åldringshanteringsprogrammet bygger på en av IAEA framtagna modell för att systematisera och koordinera aktiviteter. Har en funktionsbeskrivning för alla sex delar av åldringsprogrammet.
Uppföljning och uppdatering av programmen	Åldringshanteringsprogrammet AMP beskriver hur uppföljning och uppdatering sker via t.ex. drifterfarenheter, värdering av felorsaker och erfarenhetsutbyte med externa källor.	Utvärdering av avhjälpande och förebyggande underhåll sker periodiskt varpå trendanalyser är möjliga att genomföra. Vid behov utförs RCM-analyser med analysverktyget BiCycle.	Åldringshanteringsprogrammet uppdateras via erfarenhetsåterföring både externt och internt. Delprogrammets aktiviteter styrs och följs upp i SAP-systemets PM-modul.
Identifiering och övervakning	Dokumentation har sammanställts för att redovisa systematiska åldringsanalyser vilket ger klarhet i vilka åldringseffekter som påverkar olika komponenter.	Rapporter från IAEA och IEEE används som grund för att identifiera åldringsmekanismer. Identifiering och övervakning sker även genom analyser av förebyggande och avhjälpande underhåll samt provtagningar.	Tillverkarnas rekommendationer och erfarenheter från förebyggande underhåll och funktionskontroller är grunden för identifiering och övervakning av åldringsmekanismer.

Del 2	Forsmark	Oskarshamn	Ringhals
Hantering av obsolet materiel	För en dialog med leverantörerna för att säkerställa att utrustningen finns kvar hos leverantören i framtiden.	Regelbundna kontakter hålls med leverantörer och tillverkare för att i tidigt skede få vetskap om en komponent kommer fasas ut.	Genom kontakter med leverantörer och tillverkare har man god framförhållning om när någon utrustning försvinner från marknaden.
Statusläge på programmen	Läget är gott för att gå vidare med praktisk implementering av föreslagna åtgärder från den senaste åldringsanalysen.	Åldringsprogrammet är en itererande process som kontinuerligt förbättrar det förebyggande underhållet av system, byggnader och komponenter.	Regelbundna möten har hållits sedan starten av åldringsprogrammet 2008. Arbete med att ta fram "Strategiska underhållsplaner" för enskilda komponenter fortgår.

9.1 Orsaken till åldring av komponenter

De viktigaste grundorsakerna till åldringsproblem kan sammanfattas till:

- Temperatur (hög, låg eller fluktuerande)
- Hög luftfuktighet
- Vibrationer
- Strålning

IAEA-rapporten TECDOC-TE1147 "*Management of Ageing Of I&C Equipment in Nuclear Power Plants*" behandlar typiska åldringsmekanismer och deras effekter på olika instrumenttyper.

Miljöklassificering och miljöklassificeringsstatus för att fastställa den miljö som komponenten befinner sig i är väldigt viktigt för att bestämma hur snabbt och på vilket sätt en komponent kommer att åldras.

9.2 Förslag till process för åldringshantering

Hantering av åldringsproblemet på kärnkraftverk kan göras i form av en process eller i form av en särskild avdelning. Kärnkraftverket Lovisa i Finland har en särskild avdelning för åldringshantering medan de svenska kärnkraftverken har en process vilken hanterar problemet.

Utifrån information som delgivits av kärnkraftverken i Sverige och Finland, samt litteraturstudie presenteras här ett förslag till hur en sådan process kan utformas.

Krav på processen

Kraven på en process vilken hanterar åldringsproblematiken på ett kärnkraftverk bör bland annat vara att den klarar av att hantera åldringsproblematiken för el-, styr- och reglerutrustning på ett säkert och ekonomiskt sätt. Vidare ska den vara så tydlig och transparent att kraftverksledning och berörda myndigheter enkelt kan övertyga sig om att åldringsproblematiken sköts på ett tillfredsställande sätt.

Åldring ska hanteras långsiktigt. Åldring ska också upptäckas så att åtgärd blir möjlig innan degradering påverkar säkerheten, driftklarheten och tillförlitligheten, varmed degradering kan hållas inom acceptabla gränser.

Åldring bör i huvudsak hanteras inom underhåll. Den fortlöpande tillsyn och kontroll, åldringshantering, ska utgöra en delmängd av dessa verksamheter. Åldringshantering ska också ske vid drift av kraftverken, utveckling av anläggningen samt vid uppföljning, förbättring och säkerhetsvärdering av verksamheten.

Åldringsprogrammet ska omfatta områden som är prioriterade för insatser, baserat på aktuella kunskaper och erfarenheter inom och utom kraftverket. Dessutom ska erfarenhetsåterföring samt forskning och utveckling inom åldring utföras. Resultat ska tillgodogöras och användas inom åldringsprogrammet. Erfarenheter från arbete inom kraftverket med underhåll, fortlöpande tillsyn och kontroll, samt övrig hantering av åldring enligt ovan, ska tillgodogöras och användas i åldringsprogrammet. Syftet är en ständig förbättring av programmet.

Åldringsprogrammet ska vara dokumenterat i ledningssystemet, och dess koppling till delprogram och projekt ska vara tydlig. Åldringshanteringen ska ingå i verksamhetssystemet på ett tydligt sätt, speciellt viktigt är detta för verksamheter som är organisationsövergripande. Åldringssituationen ska också regelbundet rapporteras av till kraftverkets högsta ledning.

Rutiner, instruktioner och program som ska finnas upprättade i åldringsprogrammet presenteras i respektive avsnitt nedan.

Skadeutredningar och transientanalyser ska göras med beaktande av åldring. Kemidata ska utgöra underlag för skadeutredningar vid behov. Åldringsspåverkande faktorer främst temperatur, strålning, fukt och vibration ska registreras och sammanställas.

Driftförhållanden och procedurer

Lämpliga driftförhållanden och procedurer i anläggningarna ska väljas för att minimera degradering. Underhållsorganisationen ska få information om förändrade driftförhållanden, för att kunna anpassa sina provningar etc. Resultat från driftprover, övervakningar etc. ska utgöra input till underhållsorganisationen med syfte att fastställa statusen på anläggningarna.

Strategiska anläggningsplaner

De strategiska anläggningsplanerna omfattar anläggningarnas hela livslängd, d.v.s. de är långsiktiga. Eftersom ett övergripande mål är att driva anläggningarna med bibehållen hög tillgänglighet och säkerhet, ska åldringshantering vara en viktig komponent i anläggningsplanerna.

Vid bedömning av teknisk fråga och vid beredning av anläggningsändringar, ska kontrolleras om koppling finns till åldring. Förstudier ska belysa om åldring kan vara orsak till problemet, d.v.s. grundorsaksanalys görs.

Åldring av anläggningarna ska beaktas vid uppföljning, förbättring, anläggningsändring och säkerhetsvärdering av verksamheten. Hantering av åldersrelaterade försämringar och skador ska ingå i återkommande helhetsbedömningar av säkerheten.

Reservdelar

Kraftverken har skapat rutiner för reservdelshanteringen. Nedan är ett sammandrag över vad som bör ingå i kärnkraftsverkens reservdelsfilosofi.

- Klimatstyrda rum (mörkt och svalt) är att rekommendera för delar med polymera material (plast och gummi)
- Motorer och pumpar som förvaras i förråd behöver motioneras
- En noggrann administration av reservdelarna är viktigt
- Åldringsbenägna komponenter ska identifieras, och först in – först ut ska gälla
- Förrådsreservdelar ska in i programmet för förebyggande underhåll

- Kontroll av förrådshållna reservdelar i form av ett rullande program
- Köp mycket reservdelar och/eller se till att få garantiavtal på reservdelar ihop med inköp av utrustning

Utrustning som har utgått hos leverantören kan ibland repareras via andra företag. När det är fråga om mindre företag, kan de behöva stöttning från kärnkraftföretagen för att uppfylla myndighetskraven.

Dokumentation av relevant information

Sammanställa, granska, analysera och dokumentera all relevant information som är tillgänglig för varje utrustning eller grupp av utrustning (t.ex. data från leverantören, tekniska rapporter, branschstandarder, vetenskaplig litteratur). Gör en lista över utrustning och system som bör ingå i AM-programmet (gör listan med tanke på säkerhetsklassificeringen av utrustningen). Sortera listan efter utrustningskategorier.

Bestämning av mekanismer och faktorer för åldring

Bestäm åldringsmekanismer och åldringsfaktorer som kan orsaka prestandanedbrytning i utrustning och "state of the art" diagnostiska metoder som kan användas för att kontrollera att åldrandet inte har försämrat utrustningens prestanda till en oacceptabel nivå. Bestämna förväntad livslängd för utrustningen.

Underhållsprocedurer

Nya anläggningsunderhållsprocedurer ska skrivas eller befintliga modifieras för utrustning med hänsyn tagen till gällande information om utrustningen och resultaten av analysen av denna information.

Underhåll ska utföras för att verifiera tillräckliga prestanda eller identifiera utrustning med brister.

Utvärdering av resultat

Resultat ska utvärderas för att avgöra om utrustningen behöver förebyggande utbyte, och/eller ökad övervakning. Vidta åtgärder om nödvändigt. Resultaten ska också användas för att identifiera om nya investeringar i utrustning behövs eller är motiverade.

Inköp av ny utrustning

Hanteringen av åldring ska tas hänsyn till redan i kravspecifikationen som tas fram inför upphandling. Leverantören bör lämna en del garantier mot åldring, men i anbuden även ange åldringsskänsliga delar och material i produkten.

Delkomponenter från underleverantörer bör gå att identifiera och inbränning krävs när så är lämpligt.

En utvecklad inköpsfunktion bidrar till en effektivare hantering av åldringsproblematiken. IAEA-TECDOC-1402 tar upp relationen med utrustningstillverkare, avtal med systembyggare och tillverkare av originalutrustning samt övervakning av överlevnaden för originalutrustningstillverkare.

9.3 Fortsatt forskning

Ett av målen med detta projekt var att ta fram förslag till fortsatt forskning och arbete inom åldringsområdet. Genom styrgruppsmöten och workshop under projektet har många synpunkter och förslag kommit fram från representanter både från kärnkraftverken och inom industrin. De två förslagen som togs fram beskrivs nedan.

Internationella metoder för åldringshantering

Internationella metoder och processer används till viss del i de svenska och finska kärnkraftverken idag. Ett förslag som framkommit från flera håll inom detta projekt är att en detaljerad sammanställning av de internationella metoderna och en jämförelse dem emellan skulle vara av stor nytta för kärnkraftindustrin.

I detta projekt har ett sådant arbete inletts och kan hittas i kapitel 8.

Åldringsprocesser

Dokumentera åldringshanteringsprocessen vid företagen som inte har en fysisk avdelning för åldringshantering.

- Viktigt att kunna redovisa hur man systematiskt och strukturerat jobbar med åldringsfrågor och hur man mäter resultaten, metoder för tillståndskontroll samt hur driftsmiljön säkerställs samt också hur driftsmiljön ändras om man gör anläggningsförändringar.
- Jämförelse mellan åldringsprogrammen som skickats till SSM, detta är påbörjat i denna rapport

10 Referenser

- 1, 40 Strålsäkerhetsmyndigheten, Begäran av information om åldringshanteringsprogram, 2010-06-14, SSM 2010/659
- 2, 5, 8, 11, 25 Forsmarks Kärnkraftgrupp AB, Redovisning av efterfrågad information enligt SSM 2010/659 "Begäran av information om ålderhanteringsprogram", 2010-09-16, FQ-2010-0991
- 3, 6, 9, 12, 26 OKG Aktiebolag, Oskarshamn 1, 2, 3 – Svar på Strålsäkerhetsmyndighetens brev SSM 2010/659 avseende begäran av information om åldringshanteringsprogram, 2010-09-10, 2010-23303
- 4, 7, 10, 13, 27 Vattenfall, Ringhals AB redovisning av åldringshanteringsprogram, 2010-09-08, 2098719
- 14, 15, 16 Intervjuer utförda under Etapp 1 av projektet
- 17, 19, 20, 21, 22, 23, 45, 49, 61, 65, 70 IAEA-TECDOC-1147 Management Of Ageing of I&C Equipment in Nuclear Power Plants, Wien 2000
- 18 EPRI Evaluating the Effects of Aging on Electronic Instrument and Control Circuit Boards and Components in Nuclear Power Plants Final Report, May 2005
- 28 IAEA-CN-123/02/O/08 KNOWLEDGE MANAGEMENT AND NETWORKING FOR ENHANCING NUCLEAR SAFETY T. Taniguchi, L. Lederman IAEA, Austria
- 29 <http://www-ns.iaea.org/projects/salto/default.htm>
- 30 International Conference on Nuclear Knowledge Management 7 - 10 September 2004, Saclay, France IAEA-I1-CN-123
- 31, 46, 48, 55, 63, 64, 71, 72, 73, 74 IAEA, TECDOC-1402, Management of Life Cycle and Ageing at Nuclear Power Plants: Improved I & C Maintenance, Wien, 2004

- 32 SSM, SSMFS 2008:1, kapitel 5, § 3
- 33 SSM, SSMFS 2008:13, kapitel 4, § 6
- 34 SSM, SSMFS 2008:17, 17 §
- 35 SSM, Allmänna Råd, kapitel 5, § 3
- 36 SSMFS 2008:13 Strålsäkerhetsmyndighetens föreskrifter om mekaniska anordningar i vissa kärntekniska anläggningar
- 37 Möte med Bo Liwång, SSM, 2009-10-28
- 38 SKI 01:17 Kvalificering av elkomponenter i kärnkraftverk, Kjell Spång, Gunnar Ståhl et al, Stockholm 2001
- 39 Mailkonversation med Bo Liwång, SSM, 2009-12-04
- 41 Guide YVL 5.2 Elkraftsystem- och komponenter i kärnanläggningar
- 42 Guide YVL 5.5 Instrumentation systems and components at nuclear facilities
- 43 http://www.iaea.org/OurWork/ST/NE/NENP/twg_nppc.html
- 44,24 IAEA, Ageing Management For Nuclear Power Plants Safety Guide NS-G-2.12, Wien 2009

- 47 <http://lama.ijs.si/ProjectDetails.aspx?ProjectId=973f89fb686740edbfd186ac2367c33b>
- 50 the U.S. Nuclear Regulatory Commission, the U.S. Department of Energy, the Sandia National Laboratory, Brookhaven National Laboratory m.fl.
- 51 NUREG/CP-0179
- 52 NUREG/CR-5560, NUREG/CR-5851, NUREG/CR-5383, NUREG/CR-5501 m.fl.
- 53 Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report (NUREG-1801)
- 54 EPRI, 2009 Portfolio, Instrumentation and Control, Program Over-view, by Joseph Naser
- 56 Y. NISHIDA et al., "Non-destructive diagnosis technique for ageing of cable used at nuclear power plant", The 7th international Conference on Nuclear Engineering, 1999
- 57 T. YAMAMOTO et al., " The degradation diagnosis of low voltage cables at nuclear power plants", Mitsubishi Cable Industries Review, Vol. 97, No 1, 2001 (Japanese)
- 58 K. MORIMOTO et al., "The degradation diagnosis of low voltage cables at nuclear power plants", Report of technical meeting on Electrical Cable and Wire, IEE Japan, Feb. 27 2002 (Japanese)
- 59 HIROSHI SHOJI et al., "Application of Optical Dianosis to Aged Low-Voltage Cable Insulation", NUREG/CP-017, "Proceedings of the International Conference on Wire System Ageing", U.S. Nuclear Regulatory Commision, 2002
- 60 IEEE Standard 383-1974, "IEEE Standard for Type Test of Class 1E Electrical Cables, Field Splices and Connections for Nuclear Power Generating Stations", Institute of Electrical and Electronics Engineers, 1974
- 62 KTA Standard draft 3706

- 66 NP-017-2000, "Main requirements for prolongation of service life of an NPP unit", Moscow, 2000
- 67 RD EO 0281-01, "Statement on management of the life characteristics of NPP power units", Rosenergoatomkoncepnen
- 68 RD EO 0322-02, "Statement on determination of technical condition and ageing cable management in NPP", Rosenergoatomkoncepnen
- 69 RD EO 0321-02, "Methodical instructions for technical condition assessment and reassignment of service life of NPP relay devices", Rosenergoatomkoncepnen

11 Bibliografi

11.1 EPRI publications

Title: Evaluation the Effect of Aging on Electronic Instrument and Control Circuit Boards and Components in Nuclear Power Plants

Abstract: "This report addresses understanding the effects of aging on electronic instrument and control (I&C) circuit boards in nuclear power plants. The issue is that circuit boards used in I&C systems may suffer from aging failures that can cause a plant trip or unavailability of plant systems. The overall objective is to determine how precursors of failures in I&C circuit boards can be measured, and how these measures can be used to estimate the probability of failure during the next operational period within a statistical confidence level. This initial study provides a framework for identification of techniques that can be used to monitor circuit board component aging failure modes that could lead to a failure of the circuit. This study has three tasks:

- Provide (1) a review of information on circuit board aging failure descriptions, and (2) an identification of reliability data for I&C component failures
- Propose and review six uniquely different methods and associated techniques that could be applied to measure and predict the effects of aging within I&C boards and circuits
- Provide a systematic framework for deciding how to select circuit boards as well as methods for improving the process for monitoring aging effects of circuit boards in nuclear power plants - the framework includes a relative cost benefit assessment for each technique"

Reference: *Evaluating the Effects of Aging on Electronic Instrument and Control Circuit Boards and Components in Nuclear Power Plants*. EPRI, Palo Alto, CA, and U.S. Department of Energy, Washington, DC: 2005. 1011709.

Title: Guidelines for the Monitoring of Aging of I&C Electronic Boards and Components

Abstract: "Failures of instrumentation and control (I&C) systems due to aging of electronic boards and components may have an immediate negative impact on plant reliability and availability. Failures also affect long-term plant performance and safety. Aging management technologies based on predicting failures and aging mechanisms should allow optimization of preventative maintenance activities and scheduling by helping define cost-effective, condition-based maintenances programs. This work supports these goals by providing information to increase knowledge of aging mechanisms for electronic boards and components. The work also defines tools and methods to measure aging indicators on electronic parts, enabling anticipation of failures due to generic aging mechanisms in nuclear power plants."

Reference: EPRI, 2004, "Guidelines for the Monitoring of Aging of I&C Electronic Boards and Components"; EPRI, Palo Alto, CA, EDF R&D, France: 2004. TR-1008166.

Title: Initial Criteria Acceptance Concepts and Data for Assessing Longevity of Low-Voltage Cable Insulations and Jackets

Abstract: "The cables installed in nuclear plants have long lives in most applications. However, the service conditions for some applications can cause the jackets and insulations of cables to age more rapidly than normal. It is desirable to have acceptance criteria for continued service of those cables experiencing significant aging. This report establishes a basis for acceptance criteria, provides a method for estimating remaining cable life, and provides aging profiles under various thermal and radiation conditions for available cable polymer condition-monitoring techniques. This report is not meant to be the final comprehensive source of acceptance criteria, but rather is intended for trial usage so that it can be further refined for easier reference in the future".

Reference: G. Toman, EPRI Project Manager, "Initial Criteria Acceptance Concepts and Data for Assessing Longevity of Low-Voltage Cable Insulations and Jackets", EPRI Technical Report 1008211, Final Report, March, 2005.

Title: Common Aging Terminology

Abstract: "As most operating nuclear power plants approach the midpoint of their current licensed term, potential misunderstanding of aging degradation of systems, structures, and components is becoming an increasingly important issue. This report provides common aging terminology to improve the understanding of aging, facilitate the reporting of relevant plant failure data and research results, and clarify the interpretation of standards and regulations".

Reference: ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Common Aging Terminology, EPRI, Palo Alto, CA (1993).

Title: Natural Versus Artificial Ageing of Electrical Components

Abstract: "Material property tests on specimens placed in ten operating reactors are providing data on the long-term natural aging effects of plant environments on cabling and electrical components. When compared with measured degradation in artificially aged specimens, the data will help improve predictions of the safe, useful life of plant equipment".

Reference: UNIVERSITY OF CONNECTICUT INSTITUTE OF MATERIALS SCIENCE, "Natural Versus Artificial Ageing of Electrical Components", EPRI TR-106845, Work Order 1707-13 (1997).

Title: Aging Effects for Structures and Structural Components

Abstract: "As part of the application process for license renewal, nuclear utilities must perform an evaluation to confirm that they have appropriately considered any aging effects on plant components. A management plan must be developed for all components subject to aging effects. This report identifies structures and structural components subject to aging management review for five Babcock and Wilcox (B&W) nuclear plants. The report also describes aging mechanisms that may impact each component".

Reference: Aging Effects for Structures and Structural Components (Structural Tools): B&W Owners Group Generic License Renewal Program, BAW-2279P, 1997

Title: License Renewal Electrical Handbook

Abstract: "As part of the application process for license renewal, applicants must perform an evaluation to confirm that they have adequately considered aging effects that could cause degradation to plant components during the period of extended operation. For such components, an aging management plan must be developed and presented to the Nuclear Regulatory Commission (NRC) for approval. This report presents a process that can be used by applicants in determining which aging effects are applicable to electrical components and how they can be managed".

Reference: EPRI 1003057 "License Renewal Electrical Handbook"

11.2 NRC publications

Title: Potential Deficiency of Certain Class 1E Instrumentation and Control Cables NRC Information Notice 93-33

Abstract: "Sandia National Laboratories, under contract to the NRC, tested cables to determine the long-term aging degradation behavior of typical instrumentation and control cables used in nuclear power plants and to determine the potential for using condition monitoring for assessing residual life. The results of this testing are described in NUREG/CR-5772, "Aging, Condition Monitoring, and Loss-of-Coolant Accident (LOCA) Tests of Class 1E Electrical Cables," Volumes 1, 2, and 3. The tests were conducted on cross-linked polyolefin/polyethylene, ethylene propylene rubber, and miscellaneous Class 1E cable types. The test program generally followed the guidance of Institute of Electrical and Electronics Engineers (IEEE) Standard 323-1974, "IEEE Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations," and IEEE Standard 383-1974, "IEEE Standard for Type Test of Class 1E Electric Cables, Field Splices, and Connections." IEEE Standard 323-1974 is an industry established standard endorsed by the NRC for qualifying Class 1E equipment for nuclear power generating stations, and IEEE Standard 383-1974 is an industry established standard for type test of Class 1E electric cables, field splices, and connections for nuclear power generating stations".

Reference: NRC, 1993, Potential Deficiency of Certain Class 1E Instrumentation and Control Cables NRC Information Notice 93-33: US Nuclear Regulatory Commission Office of Nuclear Reactor Regulation Washington, D.C. April 1993.

Title: Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report, NUREG-1801 v1 and v2

Abstract: "The Generic Aging Lessons Learned (GALL) report contains the staff's generic evaluation of the existing plant programs and documents the technical basis for determining where existing programs are adequate without modification and where existing programs should be augmented for the extended period of operation. The evaluation results documented in the GALL report indicate that many of the existing programs are adequate to manage the aging effects for particular structures or components for license renewal without change. The GALL report also contains recommendations on specific areas for which existing programs should be augmented for license renewal. An applicant may reference the GALL report in a license renewal application to demonstrate that the programs at the applicant's facility correspond to those reviewed and approved in the GALL report and that no further staff review is required. The focus of the staff review is on the augmented existing programs for license renewal. The incorporation of the GALL report information into the NUREG-1800, "Standard Review Plan for Review of License Renewal Applications for Nuclear Power Plants," as directed by the Commission, should improve the efficiency of the license renewal process".

Reference: NRC, 2001, "Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report," NUREG-1801 v1 and v2 USNRC Office of Nuclear Reactor Regulation Washington, D.C. 2001.

11.3 IAEA publications

Title: Equipment Qualification in Operational Nuclear Power Plants: Upgrading, Preserving and Reviewing

Abstract: "This Safety Report describes current practices and lessons learned in upgrading, preserving and reviewing EQ in operational NPPs. The report will be of interest to technical and managerial personnel of NPPs, safety authorities and supporting organizations that are concerned with:

- upgrading or backfitting EQ in older plants to current practices

- preserving EQ during plant service life, i.e. preserving required equipment performance capability and maintaining evidence of this capability
- reviewing the effectiveness of EQ programmes in NPPs"

Reference: *Equipment Qualification in Operational Nuclear Power Plants: Upgrading, Preserving and Reviewing*, Safety Report Series No. 3, IAEA, Vienna (1998)

Title: Implementation and Review of Nuclear Power Plant Ageing Management Programme

Abstract: "This Safety Report supplements the NUSS Code on Operation and associated Safety Guides by providing information on effective practices relating to the implementation and review of such an AMP.

Systematic AMPs are being implemented by an increasing number of utilities, often as part of nuclear power plant life or life-cycle management³ programmes which involve the integration of ageing management and economic planning. It is recognized that economic considerations are an important aspect of decisions on the type and timing of ageing management actions and continued plant operation. However, since this report is written from the safety perspective, it deals only with ageing management, which is a subset of life management".

Reference: *Implementation and Review of Nuclear Power Plant Ageing Management Programme*, Safety Report Series No. 15, IAEA, Vienna (1999)

Title: Plant Life Management for Long Term Operation of Light Water reactors

Abstract: "This publication describes plant life management from the technological, regulatory, economic and human standpoints. Furthermore, research requirements and international best practices that have been identified are highlighted. Principles and guidelines on how plant life management may be implemented and used to advantage are provided for operating organizations, with a view to ensuring safe long term operation of their nuclear power plants".

Reference: *Plant Life Management for Long Term Operation of Light Water reactors*, IAEA-TRS-448, Vienna (2005)

Title: Final Report of the Programme on Safety Aspects of Long Term Operation of Water Moderated Reactors

Abstract: "This report summarizes the main results, conclusions and recommendations of this Programme. Appendices I-IV contain the four Final Working Group Reports, which provide detailed Programme's results".

Reference: *Final Report of the Programme on Safety Aspects of Long Term Operation of Water Moderated Reactors*, IAEA-EBP-SALTO IAEA, Vienna (2007)

Title: Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: In-containment Instrumentation and Control Cables Volume I-II.

Abstract: "The objective of Part I of this report is to present the results of the Co-ordinated Research Project (CRP) on the Management of Ageing of In-containment Instrumentation and Control (I&C) Cables addressing current practices and techniques for assessing and managing ageing degradation of I&C cables in real nuclear power plant (NPP) environments. These practices and techniques have a different degree of maturity and practical application experience.

Part I provides a technical basis for developing and implementing a systematic ageing management programme and also for dialogue between NPP operators and regulators when dealing with age related licensing issues. Information presented in Part I will also be of interest to NPP designers, suppliers and technical support organizations. Sections 2–7 cover a number of technical methods for ageing management which are at different stages of maturity. Section 8 describes how these technical methods can be integrated to achieve effective ageing management of I&C cables".

Reference: Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: In-containment Instrumentation and Control Cables Volume I-II., IAEA-TECDOC-1188v1 IAEA-TECDOD-1188v2, IAEA, Vienna, (2000)

Title: Pilot Study on the Management of Ageing of Instrumentation and Control Cables

Abstract: "The phase I studies consisted of assessments of the literature and current state of knowledge on age-related degradation, its detection and mitigation, and recommendations for phase n studies. Separate co-ordinated research programmes (CRPs) were set up for each of the above components to implement the phase n studies.

Cables are vital components of instrumentation and control (I&C) systems in NPPs since they link the system components, such as transducers, with the instrumentation and control equipment used to monitor and control the plant. Safety related I&C cables, therefore, need to be qualified to perform their functions both under their normal operating conditions and under a design basis event (DBE) and post-DBE conditions occurring at the end of their installed life.

This report summarizes current experience in the management of cable ageing as developed by CRP participants".

Reference: Pilot Study on the Management of Ageing of Instrumentation and Control Cables, IAEA-TECDOC-932, IAEA, Vienna (1997)

Title: Modernization of Instrumentation and Control in Nuclear Power Plants

Abstract: "This report is designed to identify methodologies, guidelines, processes, concerns, and good practices to help in the modernization of I&C systems of NPPs. It has been developed by the contributors from their experience in identifying the need for modernization and in the performance of actual modernization planning and implementation projects. The methodologies, guidelines, processes, and good practices identified in this report have been developed for and tested on actual modernization activities. It is expected that the user of this report will be able to gain valuable information and experience that will allow future modernization projects to be performed more cost-effectively. This same information and experience will allow the modernized systems and components to be implemented in a manner that will improve productivity, reduce costs, and enhance safety".

Reference: Modernization of Instrumentation and Control in Nuclear Power Plants, IAEA-TECDOC-1016, IAEA, Vienna (1998)

Title: Modernization of Nuclear Power Plant Instrumentation and Control Systems

Abstract: "There are many reasons why I&C systems need to be modernized in nuclear power plants, including obsolescence, results of aging technology, failure rates, and the need for additional functionality and improved performance. For many plants, I&C modernization will be one of the largest and most important activities over the next decade or longer. Modernization of I&C systems will represent a major capital investment for the plants in the future. Therefore, good and informed management to determine what needs to be modernized, how it should be modernized, and then to do the actual modernization is essential in order to minimize the costs and maximize the benefits. While many reports have discussed I&C modernization topics, one topic that needs more work is how to management I&C modernization projects efficiently".

Reference: *Managing Modernization of Nuclear Power Plant Instrumentation and Control Systems*, IAEA-TECDOC-1389, IAEA, Vienna (2004)

Title: Managing Safety Aspects of Ageing Nuclear Plants

Abstract: "From the safety perspective, ageing in nuclear power plants must be managed to ensure the availability of required safety functions throughout the plant service life. The management of physical ageing is outlined, with an overview of the main results achieved in 10 years since the inception of an IAEA project on Safety Aspects of Nuclear Power Plant Ageing. A framework for a systematic ageing management or life management programme is presented".

Reference: PACHNER, J., *IAEA Programme on Managing Safety Aspects of Ageing Nuclear Plants*, Kerntechnik 67/4, Karl Hanser Verlag, Munich (2002).

Title: Proactive Management of Ageing for Nuclear Power Plants

Abstract: "From the economic point of view, a nuclear power plant represents a large investment for any operating organization. Capital costs are very high, and the duration of construction and the time required for a return on the investment are quite long. Therefore, once the plant is in operation, it is important for the operating organization to keep it in service as long as possible. Thus, it will generally be cost effective to devote significant resources to systematic ageing management during plant operation, including resources for investigation, understanding and effective management of ageing".

Reference: IAEA, *Proactive Management of Ageing for Nuclear Power Plants*, Safety Reports Series No. 62, IAEA, Vienna (2009).

Title: AMAT Guidelines: Reference Document for the IAEA Ageing Management Assessment Teams (AMATs)

References: IAEA Services Series No. 4, IAEA, Vienna (1999).

Title: Cost Drivers for Assessment on Nuclear Power Plant Life Extension

References: IAEA-TECDOC-1309, IAEA, Vienna (2002)

Title: Data Collection and Record Keeping for the Management of Nuclear Power Plant Ageing

References: Safety Series No. 50-P-3, IAEA, Vienna (1992)

Title: Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear Power Plants

References: IAEA Safety Standard Series No. GS-G-4.1 (2004)

Title: Guidance for Optimizing Nuclear Power Plant Maintenance Programmes

References: IAEA-TECDOC-1383, IAEA, Vienna (2003)

Title: Guidelines for Ageing Management Assessment Teams

References: IAEA Services Series No. 4, IAEA, Vienna (1999)

Title: Harmonization of the Licensing Process for Digital Instrumentation and Control Systems in Nuclear Power Plants

References: IAEA-TECDOC-1327, IAEA, Vienna (2002)

Title: IAEA Guidance on Ageing Management for Nuclear Power Plants, Version 1, 2002,

References: IAEA-GNPPA-CD/1, IAEA, Vienna (2002).

Title: Instrumentation and Control System Important to Safety in Nuclear Power Plants

References: Safety Guide, Safety Standards Series No. NSG-1.3, IAEA, Vienna (2002).

Title: Implementation and Review of a Nuclear Power Plant Ageing Management Programme

References: IAEA Safety Reports Series No. 15 (1999)

Title: Methodology for the Management of Ageing of Nuclear Power Plant Components Important to Safety

References: Technical Reports Series No. 338, IAEA, Vienna (1992).

Title: Material Degradation and Related Managerial Issues of Nuclear Power Plants Proceedings of a Technical Meeting

References: Proceedings Series, Feb. 2005, IAEA, Vienna (2006).

Title: Modern Instrumentation and Control for Nuclear Power Plants

References: A Guidebook, Technical Reports Series TRS-387, IAEA, Vienna (1999)

Title: Management of life cycle and ageing at Nuclear Power Plants: Improved I&C maintenance

References: IAEA-TECDOC-1402, IAEA, Vienna (2004)

Title: Maintenance, Surveillance and In-service Inspection in Nuclear Power Plants

References: IAEA Safety Standard Series No. NS-G-2.6 (2002)

Title: Methodology for the Management of Aging of Nuclear Power Plant Components Important to Safety

References: IAEA Technical Report Series No. 338 (1992)

Title: Management of Ageing of In-Containment I&C Cables

References: Division of Nuclear Safety, Research Co-ordination Meeting, Vienna, Austria (1993).

Title: On-line Monitoring for Improving Performance of Nuclear Power Plants Part 1: Instrument Channel Monitoring

References: Nuclear Energy Series No. NP-T-1.1, IAEA, Vienna (2008)

Title: Periodic Safety Review of Nuclear Power Plants

References: IAEA Safety Standard Series No. NS-G-2.10 (2003)

Title: Specification of Requirements for Upgrades Using Digital Instrument and Control Systems

Reference: IAEA-TECDOC-1066, IAEA, Vienna (1999)

Title: The Role of Instrumentation and Control Systems in Power Upgrading Projects for Nuclear Power Plants

References: Nuclear Energy Series No. NP-T-1.3, IAEA, Vienna (2008)

Title: Working Material, Management of Ageing of In-Containment I&C Cables

References: Erlangen, Germany (1994).

11.4 IEEE

Title: IEEE Std. 1205-2000 Incorporates New Guidance for Electrical Cable Ageing Management and Assessments

Abstract: "A major issue facing nuclear power plants as they mature is the general health of the plant electrical cables. This issue came to the forefront as plants began preparing for license renewal, which requires an evaluation of cables to demonstrate they will perform their function 20 years beyond the original 40-year license period. When the two lead plants started preparing for license renewal, there was no generally accepted approach to the bulk evaluation of plant cables and there were many who thought it not possible to perform a complete plant cable evaluation. The approaches that emerged from the lead plant reviews demonstrated that an assessment of the general health of plant cables could be performed.

In 1997, the Nuclear Power Engineering Committee (NPEC) of IEEE's Power Engineering Society recognized a need for additional industry guidance in this area and authorized its Subcommittee-3's Working Group 3.4 to undertake a revision of IEEE Std. 1205. This revision, now complete, updated the guide to incorporate the aging assessment methods used by the two lead license renewal plants and to add an example annex applying the guidance to electrical cable, which are both summarized in this paper".

Reference: COLAIANNI, R. P., and HORVATH, D. A., "IEEE Std. 1205-2000 Incorporates New Guidance for Electrical Cable Ageing Management and Assessments", American Nuclear Society 2000 Winter Meeting, Washington DC (2000)

11.5 NEI

Title: Industry Guideline for Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants

Abstract: "This industry guideline has been developed to assist the industry in implementing the final Maintenance Rule and to build on the significant progress, programs and facilities established to improve maintenance. The guideline provides a process for deciding which of the many structures, systems, and components that make up a commercial nuclear power plant are within the scope of the Maintenance Rule. It then describes the process of establishing plant-specific risk significant and performance criteria to be used to decide if goals need to be established for specific structures, systems, trains and components covered by the Maintenance Rule that do not meet their performance criteria. It should be recognized that establishing performance criteria can be interpreted as establishing goals. However, as used in this guideline, the approach is to first establish an acceptable set of performance criteria and monitor the structures, systems, and components against those criteria. This is an ongoing activity. If performance criteria are not met, then goals are established to bring about the necessary improvements in performance. It is important to note that the word "goal" as used in this guideline is used only where performance criteria are not being met. This provides the necessary focus at all levels within the utility where additional attention is needed".

Reference: NEI, 1996, "Industry Guideline for Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants," NUMAC 93-01 (Revision 2). Nuclear Energy Institute, Washington, D.C. April 1996

Title: Industry Guideline for Implementing the Requirements of 10 CFR Part 54 the License Renewal Rule

Abstract: " This guideline provides an acceptable approach for implementing the requirements of 10 CFR Part 54, the license renewal rule, hereinafter referred to as the Rule. The process outlined in this guideline is founded on industry experience and expertise in implementing the license renewal rule. It is expected that following this guideline will offer a stable and efficient process, resulting in the issuance of a renewed license. However, applicants may elect to use other suitable methods or approaches for satisfying the Rule's requirements and completing a license renewal application. This guideline uses terminology specific to the license renewal rule".

Reference: NEI, 2001a, "Industry Guideline for Implementing the Requirements of 10 CFR Part 54 the License Renewal Rule," NEI 95-10 (Revision 3). Nuclear Energy Institute, Washington, D.C. 200

11.6 NPAR

Title: Nuclear Plant Ageing Research (NPAR) Programme Plan

Abstract: "A comprehensive Nuclear Plant Aging Research (NPAR) Program was implemented by the U.S. NRC Office of Nuclear Regulatory Research in 1985 to identify and resolve technical safety issues related to the aging of systems, structures, and components in operating nuclear power plants. This is Revision 2 to the Nuclear Plant Aging Research Program Plan. This plan defines the goals of the program, the current status of research, and summarizes utilization of the research results in the regulatory process. The plan also describes major milestones and schedules for coordinating research within the agency and with organizations and institutions outside the agency, both domestic and foreign.

Currently, the NPAR Program comprises seven major areas:

- Hardware oriented engineering research involving components and structures
- System oriented aging interaction studies
- development of technical bases for license renewal rulemaking
- determining risk significance of aging phenomena
- development of technical bases for resolving generic safety issues
- recommendations for field inspection and maintenance addressing aging concerns
- residual lifetime evaluations of major LWR components and structures

The NPAR technical database comprises approximately 100 NUREG/CR reports by June 1991, plus numerous published papers and proceedings that offer regulators and industry important insights to aging characteristics and aging management of safety-related equipment. Regulatory applications include revisions to and development of regulatory guides and technical specifications; support to resolve generic safety issues; development of codes and standards; evaluation of diagnostic techniques, (e.g., for cables and valves); and technical support for development of the license renewal rule".

Reference: U. S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NUREG-1144, "Nuclear Plant Ageing Research (NPAR) Programme Plan", U.S. NRC, Washington DC (1987).

Nuclear Plant Aging Research (NPAR) Reports is a collection of literature on mechanical, structural, and thermal-hydraulic components and systems providing a systematic review of plant aging information in order to assess materials and component aging issues related to continued operation and license renewal of operating reactors.

Rapporterna presenteras i tabellen nedan:

BNL Tech Reports	Title
<i>BNL Tech Reports: A-3270-11-26-84</i>	<i>Scoping Test on Containment Purge and Vent Seal Material</i>
<i>BNL Tech Reports: A-3270-12-86</i>	<i>Aging and Life Extension Assessment Program (ALEAP) Systems Level Plan</i>
<i>BNL Tech Reports: A-3270R-2-90</i>	<i>Interim Report - Aging Effects of Important Balance of Plant Systems in Nuclear Power Plants</i>
<i>BNL Tech Reports: TR-3270-6-90</i>	<i>Maintenance Team Inspection Results: Insights Related to Plant Aging</i>
<i>BNL Tech Reports: TR-3270-9-90</i>	<i>An Operational Assessment of the Babcock & Wilcox and Combustion Engineering Control Rod Drives</i>
<i>BNL Tech Reports: A-3270-6-21-91</i>	<i>Degradation Modeling: Extensions and Applications</i>
<i>BNL Tech Reports: EGG-SSRE-8972</i>	<i>Estimating Hazard Functions for Repairable Components</i>
<i>BNL Tech Reports: EGG-SSRE-9017</i>	<i>User's Guide to PHAZE, a Computer Program for Parametric Hazard Function Estimation</i>
<i>BNL Tech Reports: EGG-SSRE-9777</i>	<i>Isolation Valve Assessment (IVA) Software Version 3.10, User's Manual</i>
<i>BNL Tech Reports: EGG-SSRE-9926</i>	<i>Evaluation of EPRI Draft Report NP-7065-Review of NRC/INEL Gate Valve Test Program</i>
<i>BNL Tech Reports: EGG-SSRE-10039</i>	<i>An Evaluation of the Effects of Valve Body Erosion on Motor-Operated Valve Operability</i>
<i>BNL Tech Reports: Letter Report</i>	<i>Summaries of Research Reports Submitted in Connection with the Nuclear Plant Aging Research (NPAR) Program</i>
NUREG	Title
<i>NUREG-1144, V3</i>	<i>Nuclear Plant Aging Research (NPAR) Program Plan, Status and Accomplishments, Rev. 2</i>
<i>NUREG/CP-0100</i>	<i>Proceedings of the International Nuclear Power Plant Aging Symposium</i>
<i>NUREG/CP-0105 Vol. 3</i>	<i>Proceedings of the Seventeenth Water Reactor Safety Information Meeting (aging session only)</i>
<i>NUREG/CR-2641(ORNL/TM-8271)</i>	<i>The In-Plant Reliability Data Base for Nuclear Power Plant Components: Data Collection and Methodology Report</i>
<i>NUREG/CR-3154(ORNL/TM 8647)</i>	<i>The In-Plant Reliability Data Base for Nuclear Power Plant Components: Interim Report - The Valve Component</i>
<i>NUREG/CR-4144 (PNL-5389)</i>	<i>Importance Ranking Based on Aging Consideration of Components Included in Probabilistic Risk Assessments</i>
<i>NUREG/CR-4279 V1 (PNL-5479)</i>	<i>Aging and Service Wear of Hydraulic and Mechanical Snubbers Used on Safety-Related Piping and Components of Nuclear Power Plants</i>
<i>NUREG/CR-4302 V1 (ORNL-6193)</i>	<i>Aging and Service Wear of Check Valves Used in Engineered Safety-Feature Systems of Nuclear Power Plants</i>

NUREG	Title
<i>NUREG/CR-4302 V2(ORNL-6193)</i>	<i>Aging and Service Wear of Check Valves Used in Engineered Safety-Feature Systems of Nuclear Power Plants</i>
<i>NUREG/CR-4380 (ORNL-6226)</i>	<i>Evaluation of the Motor-Operated Valve Analysis and Test System (MOVATS) to Detect Degradation, Incorrect Adjustments, and Other</i>
<i>NUREG/CR-4597 V1 (ORNL-6282)</i>	<i>Aging and Service Wear of Auxiliary Feedwater Pumps for PWR Nuclear Power Plants, Vol. 1: Operating Experience and Failure Identification</i>
<i>NUREG/CR-4597 V2 (ORNL-6282)</i>	<i>Aging and Service Wear of Auxiliary Feedwater Pumps for PWR Nuclear Power Plants, Vol. 2: Aging Assessment and Monitoring Method</i>
<i>NUREG/CR-4652 (ORNL/TM-10059)</i>	<i>Concrete Component Aging and Its Significance Relative to Extension of Nuclear Power Plants</i>
<i>NUREG/CR-4692 (ORNL/NOAC-233)</i>	<i>Operating Experience Review of Failures of Power Operated Relief Valves and Block Valves in Nuclear Power Plants</i>
<i>NUREG/CR-4731 V1 (EGG-2469)</i>	<i>Residual Life Assessment of Major Light Water Reactor Components, Vol. 1</i>
<i>NUREG/CR-4731 V2 (EGG-2469)</i>	<i>Residual Life Assessment of Major Light Water Reactor Components - Overview, Vol. 2</i>
<i>NUREG/CR-4747 V1 EGG-2473)</i>	<i>An Aging Failure Survey of Light Water Reactor Safety Systems and Components, V1</i>
<i>NUREG/CR-4747 V2 EGG-2473)</i>	<i>An Aging Failure Survey of Light Water Reactor Safety Systems and Components, V2</i>
<i>NUREG/CR-4819 V1 (ORNL/SUB/83-28915/4)</i>	<i>Aging and Service Wear of Solenoid-Operated Valves Used in Safety Systems of Nuclear Power Plants</i>
<i>NUREG/CR-4819 V2 (ORNL/TM-12038)</i>	<i>Aging and Service Wear of Solenoid-Operated Valves Used in Safety Systems of Nuclear Power Plants: Evaluation of Monitoring Methods</i>
<i>NUREG/CR-4967 (EGG-2514)</i>	<i>Nuclear Plant Aging Research on High Pressure Injection Systems</i>
<i>NUREG/CR-4977 V1 (EGG-2505 V1)</i>	<i>SHAG Test Series: Seismic Research on an Aged United States Gate Valve and on a Piping System in the Decommissioned</i>
<i>NUREG/CR-4977 V2 (EGG-2505 V2)</i>	<i>SHAG Test Series: Seismic Research on an Aged United States Gate Valve and on a Piping System in the Decommissioned</i>
<i>NUREG/CR-5057 (PNL-6397)</i>	<i>Aging Mitigation and Improved Programs for Nuclear Service Diesel Generators</i>
<i>NUREG/CR-5159 (KEI-1559)</i>	<i>Prediction of Check Valve Performance and Degradation in Nuclear Power Plant Systems</i>
<i>NUREG/CR-5248 (PNL-6701)</i>	<i>Prioritization of TIRALEX-Recommended Components for Further Aging Research</i>
<i>NUREG/CR-5314 V3 EGG-2562)</i>	<i>Life Assessment Procedures for Major LWR Components</i>
<i>NUREG/CR-5378 (EGG-2567)</i>	<i>Aging Data Analysis and Risk Assessment - Development and Demonstration Study</i>
<i>NUREG/CR-5379 V1 (PNL-6560)</i>	<i>Nuclear Plant Service Water System Aging Degradation Assessment: Phase I, Vol. 1</i>

NUREG	Title
<i>NUREG/CR-5379 V2 (PNL-6560)</i>	<i>Nuclear Plant Service Water System Aging Degradation Assessment: Phase II, Vol. 2</i>
<i>NUREG/CR-5386 (PNL-6911)</i>	<i>Basis for Snubber Aging Research: Nuclear Plant Aging Research Program</i>
<i>NUREG/CR-5404 V1 (ORNL-6566, V1)</i>	<i>Auxiliary Feedwater System Aging Study, V1</i>
<i>NUREG/CR-5404 V2 (ORNL-6566, V2)</i>	<i>Auxiliary Feedwater System Aging Study, Phase I Follow-On Study</i>
<i>NUREG/CR-5406 V1 (EGG-2569, V1)</i>	<i>BWR Reactor Water Cleanup System Flexible Wedge Gate Isolation Valve Qualification and High Energy Flow Interruption Test, V2: Analysis</i>
<i>NUREG/CR-5406 V2 (EGG-2569, V2)</i>	<i>BWR Reactor Water Cleanup System Flexible Wedge Gate Isolation Valve Qualification and High Energy Flow Interruption Test, V2: Data</i>
<i>NUREG/CR-5406 V3 (EGG-2569, V3)</i>	<i>BWR Reactor Water Cleanup System Flexible Wedge Gate Isolation Valve Qualification and High Energy Flow Interruption Test, V3: Review</i>
<i>NUREG/CR-5419 (BNL-NUREG-5221)</i>	<i>Aging Assessment of Instrument Air Systems in Nuclear Power Plants</i>
<i>NUREG/CR-5479 (ORNL/TM/11398)</i>	<i>Current Applications of Vibration Monitoring and Neutron Noise Analysis: Detection and Analysis of Structural Degradation of Reactor Vessel</i>
<i>NUREG/CR-5490 V1 (PNL-7190)</i>	<i>Regulatory Instrument Review: Management of Aging of LWR Major Safety Components</i>
<i>NUREG/CR-5507 (BNL-NUREG-52222)</i>	<i>Results from the Nuclear Plant Aging Research Program: Their Use in Inspection Activities</i>
<i>NUREG/CR-5510</i>	<i>Evaluations of Core Melt Frequency Effects due to Component Aging Maintenance</i>
<i>NUREG/CR-5515 (ETEC 88-01)</i>	<i>Light Water Reactor Pressure Isolation Valve Performance Testing</i>
<i>NUREG/CR-5519 V1 (ORNL-6607/V1)</i>	<i>Aging of Control and Service Air Compressors and Dryers Used in Nuclear Power Plants</i>
<i>NUREG/CR-5555</i>	<i>Aging Assessment of the Westinghouse PWR Control Rod Drive System</i>
<i>NUREG/CR-5558 (EGG-2600)</i>	<i>Generic Issue 87: Flexible Wedge Gate Valve Test Program: Phase II Results and Analysis</i>
<i>NUREG/CR-5583 (KEI No. 1656)</i>	<i>Prediction of Check Valve Performance and Degradation in Nuclear Power Plant Systems-Wear and Impact Tests</i>
<i>NUREG/CR-5587 (SAIC-92/1137)</i>	<i>Approaches for Age-Dependent Probabilistic Safety Assessments With Emphasis on Prioritization and Sensitivity Studies</i>
<i>NUREG/CR-5646 (EGG-2655)</i>	<i>Piping System Response During High Level Simulated Seismic Tests at the Heissdampfreaktor Facility (SHAM Test Facility)</i>
<i>NUREG/CR-5693 (BNL-NUREG-52283)</i>	<i>Aging Assessment of Component Cooling Water Systems in Pressurized Water Reactors-Phase II</i>
<i>NUREG/CR-5699 V1 (ORNL-6666/V1)</i>	<i>Aging and Service Wear of Control Rod Drive Mechanisms for BWR Nuclear Plants - V1</i>

NUREG	Title
<i>NUREG/CR-5706 (ORNL-6671)</i>	<i>NRC Bulletin 88-04: Potential Safety-Related Pump Loss- An Assessment of Industry Data</i>
<i>NUREG/CR-5720 (EGG-2643)</i>	<i>Motor-Operated Valve Research Update</i>
<i>NUREG/CR-5754 (ORNL/TM-11876)</i>	<i>Boiling-Water Reactor Internals Aging Degradation Study-Phase I</i>
<i>NUREG/CR-5779 V1 (ORNL-6687)</i>	<i>Aging of Non-Power-Cycle Heat Exchangers Used in Nuclear Power Plants</i>
<i>NUREG/CR-5783 (BNL-NUREG-52299)</i>	<i>Aging Assessment of the Combustion Engineering and Babcock & Wilcox Control Rod Drives</i>
<i>NUREG/CR-5807</i>	<i>Improvements in Motor Operated Gate Valve Design and Prediction Models for Nuclear Power Plant Systems</i>
<i>NUREG/CR-5848</i>	<i>Recordkeeping Needs to Mitigate the Impact of Aging Degradation</i>
<i>NUREG/CR-5870 (PNL-8051)</i>	<i>Results of LWR Snubber Aging Research</i>
<i>NUREG/CR-5944 (ORNL-6734)V2</i>	<i>A Characterization of Check Valve Degradation and Failure Experience in the Nuclear Power Industry</i>
<i>NUREG/CR-6001 (PNL-8020)</i>	<i>Aging Assessment of BWR Standby Liquid Control Systems</i>
<i>NUREG/CR-6029</i>	<i>Aging Assessment of Nuclear Air Treatment System HEPA Filters and Adsorbers - Phase 1</i>
<i>NUREG/CR-6043 V1 (PNL-8614)</i>	<i>Phase I Aging Assessment of Essential HVAC Chillers Used in Nuclear Power Plants</i>
<i>NUREG/CR-6048 (ORNL-TM-12371)</i>	<i>Pressurized-Water Reactor Internals Aging Degradation Study --A Phase I Report</i>
Övriga	Title
<i>ORNL/NRC/LTR-91/25</i>	<i>Throttled Valve Cavitation and Erosion</i>
<i>PNL-5722</i>	<i>Operating Experience and Aging Assessment of ECCS Pump Room Coolers</i>
<i>PNL-6287</i>	<i>Study Group Review of Nuclear Service Diesel Generator Testing and Aging Mitigation</i>
<i>PNL-7516</i>	<i>Emergency Diesel Generator Technical Specifications Study Results</i>
<i>PNL-7823</i>	<i>Maintenance Practices to Manage Aging: A Review of Several Technologies</i>
<i>PNL-SA-20219</i>	<i>ASME Subsection ISTD Recommendations Based upon NPAR Snubber Aging Research Results</i>