



Nordisk kernesikkerhedsforskning
Norrænar kjarnöryggisrannsóknir
Pohjoismainen ydinturvallisuustutkimus
Nordisk kjernesikkerhetsforskning
Nordisk kärnsäkerhetsforskning
Nordic nuclear safety research

NKS-116
ISBN 87-7893-177-0

Seminarium om avveckling Risø, 13-15 september 2005

Karin Brodén (Editor)
Studsvik Nuclear AB, Sverige

December 2005

Abstract

A Nordic workshop on decommissioning of nuclear facilities was held at Risø in Denmark September 13-15, 2005. The workshop was arranged by NKS in cooperation with the company Danish Decommissioning, DD, responsible for decommissioning of nuclear facilities at Risø.

Oral presentations were made within the following areas:

International and national recommendations and requirements concerning decommissioning of nuclear facilities

Authority experiences of decommissioning cases

Decommissioning of nuclear facilities in Denmark

Decommissioning of nuclear facilities in Sweden

Plans for decommissioning of nuclear facilities in Norway

Plans for decommissioning of nuclear facilities in Finland

Decommissioning of nuclear facilities in German and the UK

Decommissioning of nuclear facilities in the former Soviet Union

Results from research and development

A list with proposals for future work within NKS has been prepared based on results from group-work and discussions. The list contains strategic, economical and political issues, technical issues and issues regarding competence and communication.

Key words

decommissioning, nuclear facilities, decommissioning plan

NKS-116

ISBN 87-7893-177-0

Electronic report, December 2005

The report can be obtained from

NKS Secretariat

NKS-775

P.O. Box 49

DK - 4000 Roskilde, Denmark

Phone +45 4677 4045

Fax +45 4677 4046

www.nks.org

e-mail nks@nks.org

Sammanfattning

Ett nordiskt seminarium om avveckling av nukleära anläggningar hölls på Risø i Danmark den 13-15 september 2005. Seminariet arrangerades av Nordisk kärnsäkerhetsforskning, NKS, i samarbete med företaget Dansk Dekommissionering, DD, ansvarigt för avveckling av nukleära anläggningar på Risø.

Ca 70 representanter från nukleär industri, myndigheter och konsultföretag i Norden deltog i seminariet. Programmet för seminariet inkluderade

- Föredrag (ca 30) inom följande områden:
 - A Internationella och nationella rekommendationer och krav vid avveckling av nukleära anläggningar
 - B Myndighetserfarenheter från avvecklingsärenden
 - C Avveckling och rivning av nukleära anläggningar i Danmark
 - D Avveckling och rivning av nukleära anläggningar i Sverige
 - E Avvecklingsplaner för nukleära anläggningar i Norge
 - F Avvecklingsplaner för nukleära anläggningar i Finland
 - G Avveckling av nukleära anläggningar i Tyskland och Storbritannien
 - H Avveckling av nukleära anläggningar i forna Sovjetunionen
- Studiebesök till följande anläggningar på Risø:
 - kvarvarande delar av undervisningsreaktorn DR1
 - Aktivitetslaboratoriet
 - Friklassningslaboratoriet
- Grupparbete och diskussioner: Framtagning av förslag på framtida insatser inom NKS

En lista med förslag till framtida insatser inom NKS har tagits fram. Listan innehåller strategiska, ekonomiska och politiska frågor, tekniska frågor och frågor som gäller kompetens och kommunikation.

Summary

A Nordic workshop on decommissioning of nuclear facilities was held at Risø in Denmark September 13-15, 2005. The workshop was arranged by the Nordic Nuclear Safety Research, NKS, in cooperation with the company Danish Decommissioning, DD, responsible for decommissioning of nuclear facilities at Risø.

About 70 representatives from the Nordic nuclear industry, authorities and consultant companies participated in the workshop. The program for the workshop included

- Oral presentations (ca 30) within the following areas:
 - A International and national recommendations and requirements concerning decommissioning of nuclear facilities
 - B Authority experiences of decommissioning cases
 - C Decommissioning of nuclear facilities in Denmark
 - D Decommissioning of nuclear facilities in Sweden
 - E Plans for decommissioning of nuclear facilities in Norway
 - F Plans for decommissioning of nuclear facilities in Finland
 - G Decommissioning of nuclear facilities in German and the UK
 - H Decommissioning of nuclear facilities in the former Soviet Union
 - I Results from research and development
- Study visits to the following facilities at Risø:
 - remaining parts of the former educational reactor DR1
 - Aktivitetslaboratoriet (Activity Laboratory)
 - Friklassningslaboratoriet (Free Release Laboratory)
- Group-work and discussions: Focused on proposals for future work within NKS

A list with proposals for future work within NKS has been prepared. The list contains strategic, economical and political issues, technical issues and issues regarding competence and communication.

Innehållsförteckning

- 1 Inledning 5
- 2 Presentationer 6
 - A Internationella och nationella rekommendationer och krav vid avveckling av nukleära anläggningar 8
 - A 1: Internationella rekommendationer och krav vid avveckling av nukleära anläggningar 8
 - A 2: Nationale og internationale anbefalinger og krav til afviklingen af de nukleare anlæg på Risø 12
 - A 3: Pågående översyn av regler för friklassning av material och byggnader i Sverige 14
 - A 4: Early stage cost calculations for decontamination and decommissioning of nuclear research facilities 17
 - B Myndighetserfarenheter från avvecklingsärenden 19
 - B 1: Planering inför avveckling - erfarenheter från SSIs avvecklingsinspektioner 19
 - B 2: Organisatoriska aspekter av avveckling 20
 - B 3: Länsstyrelsen i Skåne läns arbete med avvecklingen av Barsebäck ur ett beredskaps- och miljöperspektiv 22
 - C Avveckling och rivning av nukleära anläggningar i Danmark 24
 - C 1: Decommissioning of the Danish research reactor DR 1 24
 - C 2: Karakteriseringsprojekter for DR-1, DR-2 og DR-3 28
 - C 3: Karakterisering af dekommissioneringsaffald i aktivitetslaboratoriet, A-lab 29
 - C 4: Beregning af indhold af aktiveringsprodukter i Dekommissionerings-affald ved brug af skalatal 30
 - D Avveckling och rivning av nukleära anläggningar i Sverige 32
 - D 1: Avveckling av reaktorerna i Barsebäck 32
 - D 2: Avställning- och avveckling av reaktorerna på Studsvik 33
 - D 3: Sanerings och mäterfarenheter från ACL-Projektet 35
 - E Avvecklingsplaner för nukleära anläggningar i Norge 38
 - E 1: Dekommissioneringsplan for IFEs nukleære konsesjonsunderlagte anlegg 38
 - F Avvecklingsplaner för nukleära anläggningar i Finland 39
 - F 1: Avvecklingsplaner för Olkiluoto 3 och befintliga kärntekniska anläggningar i Finland 39
 - F 2: Radiation safety on decommissioning of OL1 and OL2 41
 - F 3: Overview of the nuclear waste management plan of the FiR 1 research reactor 43
 - G Avveckling av nukleära anläggningar i Tyskland och Storbritannien 44
 - G 1: Avveckling av nukleära anläggningar i Tyskland och Storbritannien 44
 - H Avveckling av nukleära anläggningar i forna Sovjetunionen 46
 - H 1: Avveckling av Ignalinas två RBMK-reaktorer 46
 - H 2: Avveckling av nukleära anläggningar i Paldiski och Tammiku, Estland 48
 - H 3: Experiences of Swedish international co-operation in projects concerning decommissioning 51
 - H 4: Alternativer for behandling av brukt brensel fra opphugging av ubåter under EBRD strategisk masterplan 54
 - I Resultat från forskning och utveckling 56
 - I 1: Radiochemical Analysis of Radionuclides Difficult to Measure for Decommissioning of Nuclear Facilities 56
 - I 2: On the fate of contaminant particles formed during decommissioning 58
 - I 3: Specific characteristics of the decommissioning waste in the final disposal 61
 - I 4: Traceability and communication of life cycle requirements for systems at nuclear facilities 63
 - I 5: VRdose - Virtual Reality for strålingsvisualisering og arbeidsplanlegging i et dekommissioneringsprosjekt 66
 - I 6: Avfallskonditionering av stora komponenter 69
- 3 Resultat, slutsatser och rekommendationer 71
 - 3.1 Förslag på nytt programområde inom NKS 71
 - 3.2 Förslag till fortsatta aktiviteter 71

3.3 Erfarenhetsåterföring från programkommittén 74

Bilaga 1: Deltagarförteckning 75

Bilaga 2: Program 77

1 Inledning

Ett nordiskt seminarium om avveckling och rivning av nukleära anläggningar hölls den 13-15 september 2005 på Risø i Danmark. Seminariet arrangerades av NKS tillsammans med Dansk Dekommissionering (DD).

Syftet/formål med seminariet var att

- bidra till ökad förståelse och kunskap om avveckling/rivning av nukleära anläggningar
- ge grunden för ett nordiskt nätverk inom avvecklingsområdet
- ge NKS förslag till framtida NKS-aktiviteter om avvecklingsfrågor

Målgruppen för seminariet var representanter från den nukleära industrin, myndighetsrepresentanter, konsulter/entreprenörer etc. Totalt deltog ca 70 personer (se deltagarförteckningen i Bilaga 1).

Programmet för seminariet omfattade föredrag, diskussioner och studiebesök till kvarvarande delar av reaktorn DR1, Aktivitetslaboratoriet och Friklassningslaboratoriet på Risø (se Bilaga 2).

Följande personer har ingått i en programkommitté för seminariet:

- Karin Brodén, Studsvik (ordförande)
- Kurt Lauridsen, DD
- Steen Carugati, DD
- Kresten Breddam, SIS
- Grete Rindahl, IFE Halden
- Carl Göran Lindvall, Barsebäck
- Petra Lundström, NKS
- Torkel Bennerstedt, NKS

Administrativa och praktiska frågor kring seminariet har skötts på ett förtjänstfullt sätt av Annette Lemmens från NKS-sekretariatet.

2 Presentationer

Föredragen vid seminariet delades upp i olika ämnesområden (se Tabell 1). I följande underavsnitt redovisas skriftliga sammanfattningar av föredragen.

Tabell 1

Föredrag indelade i ämnesområden.

Id	Ämnesområde/Titel	Författare
A	Internationella och nationella rekommendationer och krav vid avveckling av nukleära anläggningar	
A 1	Internationella rekommendationer och krav rörande avveckling av kärntekniska anläggningar	Torsten Eng, OECD/NEA
A 2	Nationale og internationale anbefalinger og krav til afviklingen af de nukleare anlæg på Risø	Kresten Breddam, SIS
A 3	Pågående översyn av regler för friklassning av material och byggnader i Sverige	Henrik Efraimsson, SSI
A 4	Early stage cost calculations for decontamination and decommissioning of nuclear research facilities	Rolf Sjöblom, Tekedo AB och Staffan Lindskog, SKI
B	Myndighetserfarenheter från avvecklingsärenden	
B 1	Planering inför avveckling – erfarenheter från SSIs avvecklingsinspektioner	Anki Hägg, SSI
B 2	Organisatoriska aspekter på avveckling	Pia Jacobsson, SKI
B 3	Länsstyrelsen i Skåne läns arbete med avvecklingen av Barsebäck ur ett beredskaps- och miljöperspektiv	Andreas Swärdh och Göran Fagerström, Länsstyrelsen i Skåne län
C	Avveckling och rivning av nukleära anläggningar i Danmark	
C 1	Dekommissionering af reaktor DR 1 på Forskningscenter Risø	Kurt Lauridsen, DD
C 2	Karakteriseringsprojekterne for DR1, DR2 of DR3	Povl L Ølgaard, DD
C 3	Karakterisering af dekommissioneringsaffald fra de nukleare anlæg på Risø ud fra prøver målt på A-lab	Anne Sørensen, DD
C 4	Karakterisering af dekommissioneringsaffald fra de nukleare anlæg på Risø ved brug af skala tal	Steen Carugati, DD
D	Avveckling och rivning av nukleära anläggningar i Sverige	
D 1	Avveckling av reaktorerna i Barsebäck	Håkan Lorentz och Leif Johansson, Barsebäck kraft AB
D 2	Avställning och avveckling av reaktorerna på Studsvik	Lennart Gustafson och Bengt Söderbäck, Studsvik

D 3	Sanerings och mäterfarenheter från ACL-projektet	Christoffer Ellmark, Studsvik
E	Avvecklingsplaner för nukleära anläggningar i Norge	
E 1	Dekommisjoneringsplan for IFEs nukleære konsesjonsunderlagte anlegg	Atle Valseth, IFE Halden
F	Avvecklingsplaner för nukleära anläggningar i Finland	
F 1	Avvecklingsplaner för Olkiluoto 3 och befintliga kärntekniska anläggningar i Finland	Jari Tuunanen, TVO
F 2	Radiation safety on decommissioning of OL1 and OL2	Pekka Viitanen, TVO
F 3	Overview of the nuclear waste management plan of the FiR 1 research reactor	Seppo Salmenhaara, VTT
G	Avveckling av nukleära anläggningar i Tyskland och Storbritannien	
G 1	Avveckling av nukleära anläggningar i Tyskland och Storbritannien	Kjell Westerberg, Studsvik
H	Avveckling av nukleära anläggningar i forna Sovjetunionen	
H 1	Avveckling av Ignalinas två RBMK-reaktorer	Börje Torstenfelt, SwedPower
H 2	Paldiski och Tammiku, forna sovjetiska anläggningar under avveckling i Estland	Bo Nirvin, SKB
H 3	Experiences of Swedish international co-operation in projects concerning decommissioning	Jan Olof Snihs, SSI
H 4	Alternativer for behandling av brukt brensel fra opphugging av ubåter under EBRD strategisk marsterplan	Erlend Larsen, Statens strålevern
I	Resultat från forskning och utveckling	
I 1	Radiochemical analysis of radionuclides difficult to measure for decommissioning of nuclear facilities	Xiaolin Hou, Risø
I 2	On the fate of contaminant particles formed during decommissioning	Kasper Andersson, Risø
I 3	Specific characteristics of the decommissioning waste in the final disposal	Tapani Eurajoki, Fortum
I 4	Traceability and communication of life cycle requirements for systems at nuclear facilities	Atoosa P-J Thunem, IFE Halden
I 5	VRdose - Virtual Reality for strålingsvisualisering og arbeidspanlegging i et dekommisjoneringsprosjekt	Grete Rindahl, IFE Halden
I 6	Avfallskondisjonering av stora komponenter	Bo Wirendal, Studsvik

A Internationella och nationella rekommendationer och krav vid avveckling av nukleära anläggningar

A 1: Internationella rekommendationer och krav vid avveckling av nukleära anläggningar

Torsten Eng
OECD/NEA

En första observation i dagsläget är: Avveckling av kärntekniska anläggningar kan och har genomförts! OECD/NEA gav under 2004 ut en broschyr med exempel på framgångsrika avvecklingsprojekt.

Min presentation innehåller några synpunkter och referenser till dokumentation inom följande ämnesområden:

- Policys och regelverk
- Strategier
- Kostnadsberäkningar och fonderingar
- Hantering av material och avfall/ friklassning av material och industriområden
- Tekniska metoder för avveckling
- “Stakeholder involvement”
- Organisations- och personalfrågor
- Dokumentation – NEA, IAEA, EU

Policys och regelverk för avvecklingsfasen börjar röna ett ökande intresse.

En förändring mot regelverk som tar hänsyn till att aktivitetsnivåerna drastiskt minskar under avvecklingsfasen är att vänta.

Nationella policys och regelverk I NEA:s medlemsländer finns beskrivna i NEA:s “National Fact sheets” på websidorna:

<http://www.nea.fr/html/rwm/rf/welcome.html> (RWMC-RF)

<http://www.nea.fr/html/rwm/wpdd/welcome.html> (WPDD)

Nationella strategier för avveckling är under framtagning. Viktiga frågor är:

- Tidig eller fördröjd avveckling?
- Vilket är slutmålet för varje enskilt avvecklingsprojekt?
 - “Greenfield”
 - Återanvändning av områden och byggnader utan restriktioner
 - Återanvändning som industriområde (med restriktioner)
 - “Entombment”

Nuvarande nationella strategier finns beskrivna i NEA:s “National Fact sheets” på websidan:

<http://www.nea.fr/html/rwm/wpdd/welcome.html>

Den nuvarande trenden verkar vara att tidig avveckling föredras.

Kostnadsberäkningar

För närvarande finns inga gemensamt accepterade bedömningsgrunder för beräkningar av avvecklingskostnader. Just nu verkar man kunna genomföra kostnadsberäkningar med en osäkerhet på ca $\pm 15\%$.

En referens är här "A Proposed Standardised List of Items for Costing Purposes"
OECD/NEA, IAEA, EC document 1999.

Fondering

För närvarande finns många metoder för fonduppbyggnad. En utestående fråga i flera länder är hur fonder ska byggas upp för avveckling av forskningsanläggningar.

Intressanta referenser ang fondering är:

- Tarragona WS, 2003
(<http://www.oecdbookshop.org/oecd/display.asp?sf1=identifiers&st1=662004091P1>)
- Rome WS, 2004
Proceeding på CD-Rom
- WPDD Topical session on Funding November 2004
NEA/RWM/WPDD(2005)4/PROV

Hantering av material och avfall/ friklassning av material och industriområden

En ökad kunskap om de parametrar som styr avfalls- och materialvolymerna är önskvärd. Sluttillståndet bör bestämmas tidigt – "how clean is clean".

Referenser:

- Dokumentation av "Topical Session on Materials Management"
<http://www.nea.fr/html/rwm/docs/2002/rwm-wpdd2002-7.pdf>
- "Removal of Regulatory Controls for Materials and Sites.
National Regulatory Positions"
<http://www.nea.fr/html/rwm/docs/2004/rwm-rf2004-6.pdf>

Tekniska metoder för avveckling

Det viktiga är att ha relevanta och anpassade tekniska metoder tillgängliga vid rätt tidpunkt! I NEA:s Co-operative Programme (CPD) deltar 40 avvecklingsprojekt och utbyter detaljerad teknisk information. Utmärkta tekniska metoder finns ofta redan tillgängliga. Framtida utmaningar ligger exempelvis inom områdena

- Dekontamineringsmetoder och hantering av vätskeformigt avfall
- Användning av sofistikerade fjärrstyrda utrustningar
- Karakterisering och dekontaminering av stora kvantiteter betong

Stakeholder involvement

Tre grundläggande principer för beslutsfattande har givits i ett dokument skrivet av OECD/NEA:s grupp Forum on Stakeholder Confidence (FSC) under 2004:

- Beslutsfattande bör genomföras iterativt och ge möjlighet att anpassa beslutsprocessens innehåll
- Möjlighet för kunskapsuppbyggnad om projektet för alla intressenter
- Möjlighet för deltagande i beslutsprocessen

En uttalad trend finns mot att olika intressenter önskar (och kräver) att få bli en part i beslutsfattandet.

Några viktiga referenser är här:

- NEA Forum for Stakeholder Confidence (FSC) se websidan <http://www.nea.fr/html/rwm/fsc.html>
- Tarragona Workshop, 2003 se websidan <http://www.oecdbookshop.org/oecd/display.asp?sfl=identifiers&stl=662004091P1>

Organisations och personalfrågor

Här ingår frågor om projektledning och projektstyrning, ändringar i regelsystemen, "knowledge management" och kunskapsöverföring, hantering av flera projekt på samma plats, etc. Framgångsrika avvecklingsprogram innehåller alltid stora mått av planering.

Viktig dokumentation om rivningsfrågor från OECD/NEA

- Nuclear Decommissioning: A Proposed Standardised List of Items for Costing Purposes (1999) (Gratis på NEA:s websidor)
- Decontamination Techniques Used in Decommissioning Activities (1999) (Gratis på NEA:s websidor)
- The Decommissioning and Dismantling of Nuclear Facilities: Status, Approaches, Challenges (2002) ISBN 92-64-18488-0 (Gratis på NEA:s websidor)
- The Regulatory Challenges of Decommissioning Nuclear Reactors (2003) ISBN 92-64-02120-5 (Gratis på NEA:s websidor)
- Decommissioning Nuclear Power Plants. Policies, Strategies and Costs (2003) ISBN 92-64-10431-3 (NEA:s "bokhandel" 40 Euros)
- Strategy Selection for the Decommissioning of Nuclear Facilities Seminar Proceedings. Tarragona, Spain 1-4 September 2003 (2004) ISBN 92-64-01671-6 (NEA:s "bokhandel" 60 Euros)
- Removal of Regulatory Controls for Materials and Sites. National Regulatory Positions (2004) (Gratis på NEA:s websidor)
- Safe, Efficient, and Cost-Effective Decommissioning, Rome September 6-10, 2004. Proceedings on CD-Roms (2005) (Gratis. Några få kopior finns tillgängliga via NEA)

Viktig dokumentation från IAEA och EC:

- IAEA-dokumentation se följande websidor:

Safety standards:

<http://www-ns.iaea.org/standards/documentpages/decommissioning.htm>

Guidelines and Technical documents:

<http://www-ns.iaea.org/standards/documentpages/other/decommissioning.htm>

-

EU-dokumentation se websidorna:

http://europa.eu.int/comm/energy/nuclear/decommissioning/regulatoring_en.htm#refere
[nces](#) och

http://europa.eu.int/comm/energy/nuclear/publications/decommissioning_en.htm

A 2: Nationale og internationale anbefalinger og krav til afviklingen af de nukleare anlæg på Risø

Kresten Breddam
SIS

Det danske Folketing vedtog d. 13. marts 2003 at regeringen fremmer afviklingen af de nukleare anlæg på Risø hurtigst muligt i regi af den selvstændige virksomhed Dansk Dekommissionering (DD), sådan at de nukleare tilsynsmyndigheder kan frigive arealerne inden for en tidshorisont på op til 20 år. Afviklingen af nukleare anlæg er uden fortilfælde i Danmark og tilsynsmyndighedernes fastlæggelse af retningslinier for afviklingen beror således i høj grad på internationale anbefalinger. Præsentationen fokuserer på tre hovedpunkter: 1) en række fordringer fra tilsynsmyndighedernes evaluering af den overordnede dekommissioneringsplan og 2) tilsynsmyndighedernes omstilling af driftsbetingelserne til: "Betingelser for drift og afvikling" herunder 3) baggrunden for fastsættelsen af nuklidspecifikke frigivelsesniveauer samt enkelte tilføjelser. Nøglepunkterne er kort gengivet herunder.

Overordnet dekommissionerings plan:

- Det anbefales at den overordnede dekommissioneringsplan udformes efter IAEA Safety Guide No. WS-G-2.1 for dels at fremme en logisk struktur og en systematisk evaluering hos tilsynsmyndighederne og dels for at undgå alvorlige mangler.
- Definer en klar strategi der afspejles i operationelle procedurer, instruktioner og guides.
- Beskriv altid rationale og information bag ethvert valg af metode, teknik, udstyr og ekspertise.
- Undgå lister af mulige løsninger. Hvilken information er nødvendig for at træffe et passende valg.
- Referer altid til nationale/internationale regler, anbefalinger og erfaring hvis det er muligt.

Betingelser for Drift og Afvikling:

- Det lovmæssige grundlag blev tydeligt specificeret.
- Ansvar og nøglefunktioner blev tydeligt specificeret.
- Der blev tilføjet nye krav til dokumentation.
- Krav om etablering af et ISO 9001 certificeret kvalitetsstyringssystem.
- Krav til DD's organisation: Skarpt adskilt projektadministrationen og sikkerhedsorganisationen.
- Krav til overordnede og anlægsspecifikke dekommissioneringsplaners indhold.
- Fastlæggelse af nye udslipsgrænser.
- Fastlæggelse af frigivelseskriterier og nuklidspecifikke frigivelses niveauer.

Frigivelseskriterier:

- For materialer er frigivelse niveauerne identiske med listen i IAEA, Safety Guide No. RS-G-1.7.
- For genstande, bygninger og arealer gælder de overfladespecifikke frigivelsesniveauer angivet i European Commission, Radiation Protection 113.
- Midling er tilladt op til 1000Kg eller 1m³. Delvolumener med identificerede aktivitetskoncentrationer over frigivelsesniveauerne skal frasorteres, hvis det er rimeligt opnåeligt.
- Analyser skal foretages af laboratorier der er akkrediteret efter DS/EN ISO17025.

Konklusion

Det blev blandt andet fremhævet at internationale anbefalinger er yderst anvendelige i myndighedernes evaluering af dekommissioneringsopgaver samt, at tidlig og hyppig udveksling af ideer og spørgsmål mellem operatør og myndigheder fremmer processen væsentligt.

A 3: Pågående översyn av regler för friklassning av material och byggnader i Sverige

Henrik Efraimsson
SSI

Sammanfattning

SSI reviderar för närvarande sina föreskrifter för friklassning av material från kärntekniska anläggningar (SSI FS 1996:2). Syftet är att anpassa föreskrifterna till de förändringar som skett inom konventionell avfallshantering och till nya internationella rekommendationer från EU och IAEA, samt att inkludera material och byggnader vid avveckling av kärntekniska anläggningar samt visst material från icke kärntekniska verksamheter.

Nedan beskrivs ett preliminärt förslag till hur friklassning bör regleras i fortsättningen. Ett förslag till föreskrifter planeras att sändas ut på remiss i december 2005. De nya föreskrifterna planeras träda i kraft den 1 januari 2007.

Syfte och tillämpningsområde

Syftet med föreskrifterna ska vara att begränsa uppkomsten av radioaktivt förorenat material och skydda människors hälsa och miljön från joniserande strålning till följd av spridning av radioaktivt förorenat material från verksamheter med strålning. Ett annat viktigt syfte är att genom tydliga och välgrundade regler skapa transparens och förtroende för hur friklassning sker.

Föreskrifterna ska vara tillämpliga på material, lokaler och byggnader som kan ha blivit radioaktivt förorenade vid tillståndspliktig verksamhet med strålning och som avses hanteras eller användas utan några restriktioner från strålskyddssynpunkt. Med material avses exempelvis utrustningar, verktyg, avfall och prover. Föreskrifterna ska inte vara tillämpliga på livsmedel, gas- och vätskeformiga utsläpp eller annat material som får hanteras på annat sätt enligt andra föreskrifter eller särskilda beslut av SSI (exempelvis deponering på kommunala deponier, och förbränning av avfall från icke kärnteknisk verksamhet).

SSI:s preliminära kravbild

Nedan ges en beskrivning av den kravbild som SSI tagit fram inför arbetet med att skriva den nya författningen. Observera att ytterligare beredning inom SSI ännu återstår.

Krav för att begränsa uppkomsten av förorenat material

- Införselbegränsning/begränsning av förekomst av material. Den primära åtgärden för att undvika radioaktiv förorening av material är att inte föra in materialet i utrymmen där det kan förekomma spridning av radioaktiva ämnen.
- Begränsning av risken för kontamination. Verksamheten ska bedrivas så att risken för spridning av aktivitet begränsas.
- Sanering. Enkla saneringsåtgärder bör alltid utföras om kontamination detekteras.
- Utspädning. Avsiktlig utspädning i syfte att komma under friklassningsnivåerna ska inte vara tillåtet.

Krav för att skydda allmänheten och miljön 1) Kontroll av aktivitet

Material som avses hanteras utan restriktioner från strålskyddssynpunkt ska kontrolleras enligt följande:

- Stickprovsmässig kontroll av material som med stor säkerhet inte blivit kontaminerat (exempelvis material som endast hanterats kort tid eller på ett skyddat sätt inom områden där kontamination kan förekomma)
- Fullständig avsökning och stickprovsmässiga kontroller av lös kontamination (strykprover) på åtkomliga och väldefinierade ytor på utrustningar, verktyg, emballage och dylikt som avses användas vidare. I dessa fall kan den person som gör mätningarna besluta om friklassning. För oåtkomliga ytor ska en bedömning göras av risken för kontamination. Utrustningar och verktyg som misstänks innehålla innesluten aktivitet får inte användas utan restriktioner från strålskyddssynpunkt.
- Fullständig avsökning, stickprovsmässiga kontroller av lös kontamination på åtkomliga och väldefinierade ytor samt bestämning av aktivitetskoncentrationen i material (avfall) till återvinning, destruktion eller deponering. I dessa fall ska granskning och godkännande ske internt hos verksamhetsutövaren.

Ytor i lokaler och byggnader ska kontrolleras innan lokalerna används för annan ("icke-radioaktiv") verksamhet eller innan byggnaderna rivs. Aktiviteten ska bestämmas genom mätningar direkt på ytorna eller på representativa prover. Om aktivitet kan misstänkas förekomma som enskilda partiklar med högre aktivitet än 1000 Bq av beta- och gammastrålande nuklider eller 100 Bq av alfastrålande nuklider ska avsökning göras för att lokalisera och avlägsna dessa.

Krav för att skydda allmänheten och miljön 2) Friklassningsnivåer

Friklassningsnivåer för ytkontamination: Mindre än 40 kBq/m² för beta- och gammastrålande nuklider och 4 kBq/m² för alfastrålande nuklider. Ytkontaminationen får beräknas som ett medelvärde över högst 0,03 m². Totala aktiviteten mindre än 1000 Bq av beta- och gammastrålande nuklider och 100 Bq av alfastrålande nuklider för föremål med en area mindre än 0,03 m².

Friklassningsnivåer för aktivitetskoncentration: För material till återvinning, destruktion eller deponering ska de kontroller som görs visa att aktivitetskoncentrationen är mindre än de värden som rekommenderas av EU och IAEA (EU RP 122 och IAEA RS-G-1.7). Aktivitetskoncentrationen får beräknas som ett medelvärde över några hundra kg.

För farligt avfall såsom olja, kemikalier m.m. föreslås friklassningsnivåerna vara högre än för övrigt avfall. Detta motiveras av att sådant avfall förekommer i mindre mängder och/eller hanteras på ett mer restriktivt sätt. SSI utreder för närvarande vilka friklassningsnivåer som bör gälla.

De särskilda friklassningsnivåerna i SSI FS 1996:2 för deponering av avfall på kommunal deponi kommer däremot att upphävas. Reglering av sådan deponering kommer i fortsättningen att ske genom beslut från fall till fall.

Friklassningsnivåer för lokaler och byggnader: SSI har låtit utreda om de friklassningsnivåer som rekommenderas av EG-kommissionen (EU RP 113) är tillämpliga i Sverige (Kemakta 2005). Preliminärt avser SSI att tillämpa rekommendationernas tabell 1 och 2 (ytaktiviteter för fri användning respektive rivning). Liksom tidigare kommer beslut av SSI att krävas vid friklassning av större lokaler och byggnader. Mindre lokaler bör dock kunna friklassas av tillståndshavaren själv efter intern granskning.

Krav för att skapa transparens och förtroende

- Kompetenskrav. De som gör mätningar och fattar beslut om friklassning ska ha tillräcklig kompetens för att bedöma risken för kontamination samt förstå och tolka resultatet av mätningarna.
- Mätmetoder. Kalibrering, funktionskontroll, mätningar och dokumentation ska göras enligt befintliga ISO-standarder eller med andra likvärdiga metoder
- Kvalitetssäkring och egenkontroll. Proceduren för friklassning ska vara kvalitetssäkrad och intern egenkontroll ska göras.
- Rapportering till SSI. Kravet bör ändras till att gälla allt avfall som friklassas (idag krävs endast rapportering av avfall som deponeras och olja).

Referenser:

SSI FS 1996:2: SSI:s föreskrifter om utförelse av gods och olja från zonindelade områden vid kärntekniska anläggningar

EU RP 113: Recommended radiological protection criteria for the clearance of buildings and building rubble from the dismantling of nuclear installations, Radiation protection 113, European Commission, 2000

EU RP 122: Practical use of the concepts of clearance and exemption, Part 1, Guidance on general clearance levels for practices, Radiation protection 122, European Commission, 2000

IAEA RS-G-1.7: Application of the concepts of exclusion, exemption and clearance, Safety Guide No RS-G-1.7, IAEA, 2004

Kemakta 2005: Friklassning av material från rivning av kärntekniska anläggningar i Sverige – en genomgång av exponeringsvägar vid omhändertagande av rivningsavfall vid deponier, AR 2005-20, Kemakta Konsult AB, 2005

A 4: Early stage cost calculations for decontamination and decommissioning of nuclear research facilities

Rolf Sjöblom¹, Staffan Lindskog², Anna Cato² and Cecilia Sjöö¹

¹Tekedo AB, ²SKI

The Storage for Old Intermediate Level Waste (SOILW) at Studsvik has been used for interim storage of intermediate and high level radioactive waste from various activities at the Studsvik site including post irradiation investigations. The SOILW facility was in operation during the years 1961 –1984. The waste was stored in tube positions in concrete blocks and in concrete vaults. In some instances, radioactive debris and liquid has contaminated the storage positions as well as the underlying ventilation space.

The Interim Store for Spent Nuclear Fuel (ISSNF) at Studsvik was built in 1962-64 and has been used since for wet storage of spent fuel from the Ågesta Nuclear Power Plant and the Studsvik R2 research reactor. It comprises three cylindrical pools together with facilities and equipment for handling and decontamination.

In the Swedish finance system, adequate funds need to be accumulated long before (most) decommissioning operations take place. Thus, precise cost calculations are needed already at an early stage of planning.

The primary purpose of the present work is to improve and extend the present knowledge basis for cost estimates for decommissioning, with the SOILW and ISSNF facilities as reference cases. The main objective has been to explore the possibilities to improve the reliability and accuracy of capital budgeting for decommissioning costs.

The work has comprised review of previous cost estimates, visits to facilities and information searches.

The following conclusions were made:

- IAEA and OECD/NEA documents provide invaluable advice for pertinent approaches.
- Adequate radiological surveying is needed before precise cost calculations can be made.
- The same can be said about technical planning including selection of techniques to be used.
- It is proposed that separate analyses be made regarding the probabilities for conceivable features and events, which could lead to significantly higher costs than expected.
- It is expected that the need for precise cost estimates will dictate the pace of the radiological surveying and technical planning, at least in the early stages.
- It is important that the validity structure for early cost estimates with regard to type of facility be fully appreciated. E g, the precision is usually less for research facilities.

- The summation method is treacherous and leads to systematic underestimations in early stages unless compensation is made for the fact that not all items are included.
- Comparison between different facilities can be made when there is access to information from plants at different stages of planning and when accommodation can be made with regard to differences in features.
- A simple approach is presented for “calibration” of a cost estimate against one or more completed projects.
- Information exchange and co-operations between different plant owners is highly desirable.

B Myndighetserfarenheter från avvecklingsärenden

B 1: Planering inför avveckling - erfarenheter från SSIs avvecklingsinspektioner

Anki Hägg
SSI

SSI har under hösten 2004 och våren/sommaren 2005 genomfört inspektioner vid samtliga kärntekniska anläggningar för att följa upp hur tillståndshavarna arbetar för att leva upp till SSI:s föreskrifter om planering inför och under avveckling av kärntekniska anläggningar, SSI FS 2002:4.

Presentationen belyser kraven i SSIs föreskrifter och hur dessa tagits om hand vid de kärntekniska anläggningarna. Likheter och skillnader i angreppssätt mellan anläggningarna kommer att diskuteras, likväl som orsaker till dessa.

Exempel på intressanta frågeställningar är till exempel analys av olika (fler än ett) avvecklingsalternativ och utredning av mängder radioaktivt material.

B 2: Organisatoriska aspekter av avveckling

Pia Jacobsson
SKI

Avveckling har varit en politisk fråga sedan omröstningen 1980. De anställda på Barsebäck kraft AB har ett flertal gånger blivit utsatta för propå att nu ska Barsebäck stängas. När avvecklingslagen aviserades 1997 och SKI förstod att det skulle bli allvar behövde myndigheten öka sin kompetens på området. SKI började forma en långsiktig strategi för tillsyn av kärnkraftverk under avveckling. Organisatoriska aspekter på avveckling var ett område som vi behövde ny kunskap om. SKI startade ett forskningsprogram för att ta reda på vad som gjorts tidigare på andra håll i världen. Fokus låg på säkerhetskultur och organisatoriska frågor då det för de tekniska frågorna redan fanns mycket kunskap.

Det finns många likheter mellan en vanlig omorganisation och avveckling men vissa frågor är speciella eftersom verksamheten inte ska fortsätta. När man sedan kopplar säkerhet till förändringen blir det extra viktigt att hantera situationen varsamt. Om målet för en verksamhet hotas rycks grunden för organisationens existens undan vilket skapar osäkerhet. Osäkerhet i sig skapar stress och kan leda till känslor av hjälplöshet och bristande kontroll över situationen vilket i sin tur kan leda till fysisk och mental ohälsa. Att under lång tid leva under osäkerhet kan innebära stora risker i en bransch med höga säkerhetskrav. Det kan ha negativ inverkan på företagets säkerhetskultur och arbetsmotivationen hos personalen kan sjunka. Minskad tilltro till ledningen är också en fara om inte en förändringssituation hanteras på rätt sätt. Dessutom finns det en risk med att den mest kvalificerade personalen och nyckelpersoner lämnar företaget i förtid. Den vanligaste reaktionen på osäkerhet både för organisationer och individer är att försöka minska den bl.a. genom att söka information. Information är viktigt men själva informationssökandet kan vara distraherande och avleda uppmärksamheten för det löpande, vilket kan påverka säkerheten negativt. Andra strategier för att hantera osäkerhet är:

- Att lämna det sjunkande skeppet genom att organisationen flyttas eller att personalen säger upp sig. Risken är att mycket tid riktas mot strategibytet och organisationen förlorar greppet om situationen. Om mycket personal slutar försvinner också det organisatoriska minnet som är oerhört viktigt i säkerhetsarbetet och dessutom nödvändiga kunskaper som blir aktuellt när en anläggning ska rivas.
- Business as usual. Man gör ingenting till följd av att organisationen eller individen förnekar förändringen. Organisationen och personalen lämnas oförberedda inför den stundande förändringen.
- Man lägger saker på is. Sådant som kan vänta genomförs inte, underhållet kan bli eftersatt, personalutbildning skjuts upp etc. Att inte investera i det löpande blir en signal från ledningen att säkerheten har låg prioritet vilket äventyrar säkerhetskulturen och att risken för incidenter ökar.
- Planera för alternativ innebär ökad kontroll och minskad osäkerhet för personalen genom att det finns konkreta förslag att reagera på.
- Att inte stanna upp är både nödvändigt och önskvärt i många situationer. Det finns dock en risk att man tolkar ny information utifrån de gamla premisserna. Det är viktigt att se ny information oberoende av tidigare beslut och analyser och göra en ny värdering.
- Makten koncentreras till experter som kan hantera olika aspekter av säkerheten. Risker är att helheten går förlorad om en säkerhetsfråga plötsligt börjar hanteras av jurister eller utifrån politiskt håll.

- Skydda den tekniska kärnan så att den kan utföra sina uppgifter utan att bli störd t.ex. genom att skapa nya policies, befattningar eller arbetssätt. Vad som är viktigt att tänka på är relationen mellan säkerhetskultur och de organisatoriska och tekniska aspekterna. Eftersom säkerhetsproblem uppstår redan innan några fysiska förändringar har vidtagits kan effektiviteten i den tekniska styrningen och planeringen undermineras.

För att få större inblick i hur säkerhetsarbetet bedrevs map avveckling sattes BKAB 2002 under förstärkt tillsyn. Den förstärkta tillsynen har bl.a. inneburit ökad närvaro av SKI på anläggningen både i form av möten och inspektioner. BKAB har också skriftligt månatligen redovisat säkerhetsläget på ett antal punkter till SKI. De frågor som har varit i fokus har bl.a. varit:

- Strategier för avvecklingen
- De organisatoriska konsekvenserna av stängningen
- Personalens kompetens och motivation
- Drift- och säkerhetsfrågor
- Interna informationsaktiviteter
- Säkerhetsvärderingar

När sedan Studsvik AB meddelade att de skulle upphöra med den egna reaktordriften och stänga forskningsreaktorerna R2 och R2-0 beslutade SKI att sätta även dem under förstärkt tillsyn. Då tidsspannet från besked till stängning var betydligt kortare har den förstärkta tillsynen till största del inneburit högre närvaro på anläggningen. SKI har haft möten och diskuterat säkerhetsfrågor med alla nivåer i organisationen. SKI har också i den nya föreskriften SKIFS 2004:1 infört krav som rör organisatoriska aspekter vid avveckling ”SKIFS 2004:1 9 kap § 3 ...Då beslut har fattats om slutlig avställning inom viss tid av en anläggning, skall utan dröjsmål en samlad analys och bedömning göras av hur säkerheten upprätthålls under den tid som återstår till den slutliga avställningen. Analyserna, bedömningarna och de åtgärder som föranleds av dessa skall dokumenteras och redovisas för Statens kärnkraftinspektion.” varför ytterligare rapportering inte ansågs nödvändig. Denna redovisning låg till grund för möten med VD, personalchef, blockchef och chefen för kvalitet, säkerhet och miljö.

Om personalen vid BKAB har levt flera år med hot om nedläggning och osäkerhet i form av att inget datum var fastställt kom beskedet som en chock för personalen på Studsvik. Avvecklingen av Studsvik skulle också gå mycket snabbt. Den 7 december 2004 kom beskedet att stänga forskningsreaktorerna och 18 juni var måldatum för att stoppa driften. I samband med avvecklingslagen var förslaget att BKAB:s första reaktor skulle stängas den 1 juli 1998 men det kom att dröja till den 30 november 1999. Regeringen tog den 16 december 2004 beslut om att den andra reaktorn skulle stängas den 31 maj. Till följd av överklagan av beslutet lämnades slutbesked av regeringsrätten endast en dag innan stängningen den 31 maj 2005.

Både för BKAB och Studsvik har driften den sista tiden varit exceptionellt bra. Barsebäck hade det bästa produktionsåret och Studsvik har under de sista 6 månaderna haft den högst beläggning någonsin av ramptester, 15 mot normalt 2. Studsvik har dessutom bara rapporterat en rapportervärd omständighet (RO) under perioden jämfört med tidigare år då ca 6 RO rapporterats under samma tidsperiod. Studsvik menar att den detaljerade planeringen för driften var en stor bidragande faktor till att arbetet gick så bra. Det goda resultatet kan också ha sin förklaring i ”Hawthorne-effekten” och att det fanns ett yttre hot att svetsas samman emot. De anställda ville avsluta sitt arbete med flaggan i topp.

B 3: Länsstyrelsen i Skåne läns arbete med avvecklingen av Barsebäck ur ett beredskaps- och miljöperspektiv

Andreas Swärdh och Göran Fagerström
Länsstyrelsen i Skåne län

Beredskap - Bakgrund

I Sverige är Länsstyrelsen ansvarig för räddningstjänst för att skydda allmänheten vid utsläpp från kärntekniska anläggningar. Länsstyrelserna i kärnkraftslän har dessutom ett särskilt ansvar. Det särskilda ansvaret innefattar exempelvis utdelning av:

- Alarmeringssystem
- Jodtabletter
- Särskild information

till allmänheten närmst Barsebäcksverket.

Beredskap – Avvecklingens inledning

Diskussionerna inleddes i och med stängningen av reaktor B1 1999. En arbetsgrupp startades för att se över beredskapens avveckling. Deltagare från Länsstyrelsen, Kävlinge kommun, SSI, SKI, BKAB och Räddningsverket. En rapport togs fram 2001 gällande behovet av beredskapsplanering och åtgärder efter stängningen.

Slutsats: Den särskilda beredskapen bör vara kvar tills det att bränslet är borta.

Motiv? :

- Vissa mindre risker kvarstår som kan få konsekvenser utanför anläggningen så länge bränslet finns kvar
- problem med att effektivt kunna informera allmänheten över tiden, om avvecklingen av beredskapen sker i många steg

Efter att bränslet bortförts anses den allmänna beredskapen mot kärnenergiolyckor som skall finnas i varje län vara tillräcklig.

Beredskap – Idag

- Rapporten från 2001 utgjorde grunden för en ny arbetsgrupp när det blev aktuellt med en stängning av reaktor B2
- Samma inriktning som tidigare, dvs. bibehållande av den särskilda beredskapen fram till att bränslet transporterats bort
- Utbyte av gammalt alarmeringssystem pågår på grund av nytt system för sändningen av varningssignal
- Utdelning av jodtabletter sker fortfarande men behovet minskar snabbt. Ca 6 månader efter stängning bedöms innehållet av radioaktivt jod vara väldigt liten

Beredskap – Framtiden

- Finansieringen av den särskilda beredskapen hos Länsstyrelsen efter årsskiftet är idag inte fastställd

- Inget färdigt datum för när allt bränsle är borttransporterat. Troligtvis senast 2008

Tillståndsprövning enligt miljöbalken

”RIVNING, M.M. verksamhet varigenom kärnkraftverk nedmonteras eller avvecklas, från det att reaktorn stängs av till dess att reaktorn upphör genom att allt kärnbränsle och annat radioaktivt kontaminerat material varaktigt har avlägsnats från anläggningsplatsen”

Miljöavdelningens roll i prövningen

- Tidigt samråd
- Beslut om betydande miljöpåverkan
- Utökat samråd
- Remissinstans till miljödomstolen när det gäller frågor som inte gäller strålning eller är av kärnteknisk karaktär

Miljöavdelningens sakområden

- Avfall
- Buller
- Emissioner till luft och vatten
- Mark- och vattenanvändning
- Kemikalier

Miljöavdelningen - tillsynsmyndighet

- Tillsynsmyndighet när det gäller miljöbalken
- Miljörapporter
- Incidentrapporter
- Mindre ändringar

Dagsläget

Frågor som diskuterats i samråden

- Tidsaspekter
- Deldomar
- Bästa möjliga teknik

Framtiden

- Yttrande till miljödomstolen om huruvida ansökan och MKB behöver kompletteras september 2005
- Ansökan och MKB på remiss från Miljödomstolen under hösten 2005
- Förhandling i Miljödomstolen vintern 2005-2006

C Avveckling och rivning av nukleära anläggningar i Danmark

C 1: Decommissioning of the Danish research reactor DR 1

Kurt Lauridsen
Danish Decommissioning

Introduction

DR 1 is the first out of five facilities being decommissioned at Risø. Therefore, it is seen as a learning experience – and a test – for Danish Decommissioning prior to the decommissioning of the larger facilities.

Description of the facility

DR 1, cf. Figure 1, was a 2 kW thermal homogeneous solution-type research reactor which used 20% enriched uranium as fuel and light water as moderator. The first criticality was obtained in 1957.

The reactor core consisted of a spherical vessel with an outer diameter of 31.75 cm containing a solution of uranyl sulphate in light water. The core was positioned at the centre of a cylindrical reflector consisting of graphite bars stacked in a steel tank, which was placed inside a shield of magnetite concrete. During operation hydrogen and oxygen were produced by radiolysis of the core solution. In order to recombine the gases to water vapour, the reactor had a recombiner tank. The fuel solution was drained from the core vessel in December 2002.

The major part of the activity was concentrated in the reactor vessel, the recombiner, and the 2 $\frac{3}{8}$ " pipe connecting the two. All components are of stainless steel. Although not extremely active, these components required some degree of remote handling and detailed planning of all operations and consideration of the risks involved in order to minimize personnel doses and occupational injuries.

More extensive descriptions of DR 1 and the other nuclear facilities at the Risø site can be found, for instance, in [1].

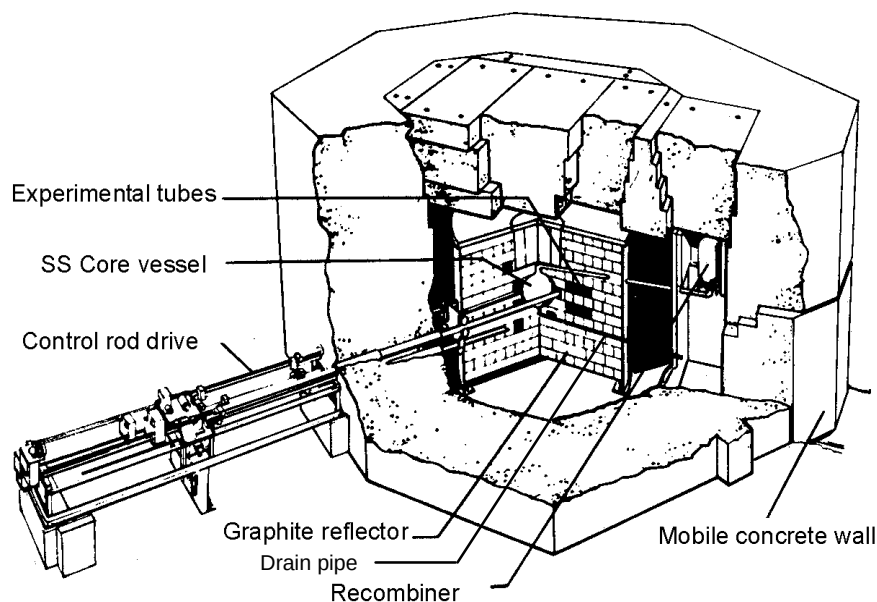


Figure 1
Sketch of DR 1.

Decommissioning work performed

The permission from the authorities¹ to commence actual decommissioning work was given in October 2004 and active work started during October. Before then, external non-active or only slightly active systems had been dismantled, such as the control rods and their drive mechanism and the secondary part of the cooling system.

As a point of departure Danish Decommissioning has decided that as much as possible of the decommissioning work should be performed by DD's own technical staff, many of whom have a long experience from the operation of the facilities. They thus both know the facilities and are experienced in radiation work. For DR 1 the majority of the dismantling work was carried out by two technicians, generally supervised by either the project leader or his deputy. For some operations one or two additional technicians assisted. DD's health physics staff supervised all operations.

In general, existing or off-the-shelf tools could be used, since there was no need for robots or other sophisticated remote handling equipment. In some cases special tools or modifications of existing tools were made in DD's workshop.

Dismantling the recombiner

Contact dose rates at the surface of the recombiner were of the order of 5 mSv/h. So, brief contacts with hands in order to place tools or lifting equipment was by no means excluded. Spectrometric measurements had shown that the source of the γ -activity was ¹³⁷Cs.

The flange to the pipe connecting the recombiner with the core vessel was opened easily and replaced by blind plates. Other connecting pipes and wires to the recombiner were cut by means of an ordinary wire cutter or, for thicker pipes, a hydraulic cutting tool. Thereafter the recombiner was lifted out and placed in a shielded drum that was transferred to a shielded cell made of concrete blocks in a corner of the reactor hall. The lifting gear was disposed of together with the recombiner in order to save doses to the personnel.

Dismantling the reflector and the core vessel

As can be seen from Figure 1 the core vessel was sitting in the middle of a tank, surrounded by the reflector. The reflector consisted of more than 300 graphite bars measuring 10×10 cm in cross section and having varying lengths between a few cm up to 126 cm. There were 13 layers, and the direction of the bars in each layer was perpendicular to that of the layers above and below.

There were three pipes connected to the core vessel, which had to be removed before the vessel could be pulled out: the 2 $\frac{3}{8}$ " pipe leading to the recombiner, a $\frac{1}{4}$ " drainpipe going from the bottom of the vessel and out through the reflector to the space below the recombiner, cf. Figure 1, and a 1" aluminium pipe going through a steel pipe that was welded into the core vessel. The aluminium pipe served to place small items in the centre of the reactor core for irradiation. This pipe could be pulled out fairly easily.

It was evident that in order to remove the core vessel at least seven layers of graphite would have to be taken out, and that on the way the connecting pipe to the recombiner could be cut loose. In order to minimize radiation doses to the personnel we wanted to find a way to disconnect the drainpipe at the bottom of the vessel without having to remove further layers of graphite. The method chosen was drilling a Ø50 mm core through the graphite around the drainpipe, entering from the recombiner vault. The operation was considered very successful; the drill followed the correct direction all 75 cm to the centre and the drainpipe was cut exactly where it was supposed to be cut.

Since the graphite elements had a very smooth surface and were not too heavy (the longest ones weighed around 23 kg) it was decided to use suction pads to lift out the elements. Three suction pads

¹ The National Institute of Radiation Hygiene and the Nuclear Division in the Danish Emergency Management Agency

each with a diameter of 75 mm were bought and mounted on a beam. Two technicians operated the system: one stood at the top of the biological shield and manoeuvred the beam with suction pads into position by means of a long rod, and the other operated the air supply for the suction pads and the swinging crane used for lifting out the graphite elements and transferring them to the roof of the control rod house. The whole operation went surprisingly smooth. On the average it took about 1½ hour to take up one layer, consisting of about 30 individual bars. No bars were dropped during the removal.

After the removal of seven layers of graphite and parts of the eighth layer the 2⅜" pipe could be cut loose from the core vessel and a mounting could be fixed for lifting out the core vessel. After the removal of another layer the vessel could be lifted out and transferred to a shielded waste drum.

After being emptied and cleaned the reflector tank was lifted out and placed in an open space in the reactor hall. It is somewhat activated and has to be deposited as radioactive waste. In order to reduce volume it was cut into smaller pieces by means of a nibbler. This method was chosen because it does not produce any sparks or dust. Only the top flange had to be cut with a right-angle grinder.

Demolishing the concrete shielding

DD chose to let an external contractor do the demolishing, instead of acquiring equipment and educating our own staff. The presence of external staff required some extra instruction and supervision of the work in order to ascertain that the rules for work in classified areas were adhered to and no material taken outside the fence without having been cleared. In general, the contractor's staff performed the work without any safety problems.

The walls of the control rod house were ordinary brick walls, which could easily be torn down by means of a small "Brokk" demolition robot. The biological shield was made of magnetite concrete and was cut in blocks by wire cutting. The maximum size of the blocks was determined by the 5 tons lifting capacity of the crane. Thus the largest blocks were a little over 1 m³.

The inner 10-20 cm of the biological shield were activated to levels above the release limits. Therefore slabs had to be cut off in order for the majority of the concrete to be free-released. The thicknesses of the slabs to be cut off from the individual blocks were determined on the basis of cores drilled out of the concrete before cutting started.

The wire cutting was performed as wet cutting, i.e. with water lubricating the cut. This method was chosen, partly because it was cheaper than dry cutting partly because it was assumed that handling cutting water would be easier than handling the dust coming from dry cutting. It must be acknowledged that handling the cutting water was not all that easy!

Wire cutting could only go down to the floor level. So, the remaining 20-50 cm had to be hammered out by means of the demolition robot. Just below the reactor core the concrete was activated to levels above the release limits some 50 cm down.

Clearance of materials and the building

The activity content in the concrete and various steel structures in the biological shield was determined on the basis of laboratory measurements on a large number of drilled-out cores (Ø 50 mm). A detailed description of the measurement technique has been written and accepted by the authorities.

Materials and structures that had not been activated could be free-released on the basis of a measurement of the surface contamination, if the measured values did not exceed background values. Materials that had been activated to a small extent or contaminated components with a complicated geometry will undergo clearance measurements in the F-lab.

At the moment clearance measurements for the building are being prepared. The measurements will be carried out by means of a highly sensitive Ge-detector and ISOCS software.

Conclusion

DR 1 was a small reactor with low activity contents. Therefore, demolishing it was not a very demanding task in itself. But this was the first decommissioning task in Denmark and much focus was put on doing the work without any incidents on the way. Furthermore, since two more complicated reactors and a hot cell facility wait in the future, it was also part of the DR 1 task to collect experience for the following projects.

References

1. Lauridsen, K. (Editor), Decommissioning of the nuclear facilities at Risø National Laboratory. Descriptions and cost assessment. Risø-R-1250(EN). Risø National Laboratory, February 2001. The report can be downloaded from the Internet address: <http://www.risoe.dk/rispubl/SYS/ris-r-1250.htm>.

C 2: Karakteriseringsprojekter for DR-1, DR-2 og DR-3

Povl L. Ølgaard
Konsulent, Dansk Dekommissionering

Formålet med et reaktorkarakteriseringsprojekt, som er et første skridt i dekommissioneringsprocessen, er at bestemme, hvor store aktivitetsmængder af hvilke radionuklider der befinder sig hvor i reaktoren. Kendskab hertil er af største betydning for, hvordan selve nedbrydningsprocessen skal gennemføres. Mængderne af de resterende aktivitetsmængder er i det væsentlige bestemt af de i reaktoren indeholdte materialer, af reaktorens integrerede effekt over hele livsforløbet og af hvor længe reaktoren har været lukket ned, før demonteringen starter. I karakteriseringsprojekter for Risø reaktorer er forskellige procedurer blevet anvendt til at bestemme de resterende aktivitetsmængder, og de vil blive omtalt i det følgende.

Udtagelige reaktorkomponenter, f.eks. beam plugs, grafit-stringers og reflektorelementer, er blevet taget ud af reaktoren, og i en opstilling, der var afpasset efter komponenternes aktivitet, er dosishastigheden hen langs komponenterne blevet målt. For komponenter med lav aktivitet er deres samlede aktivitet blevet bestemt med et γ -spektrometer, idet komponenterne er anbragt i en kendt afstand fra spektrometret. Ved komponenter med høj aktivitet er der blevet udboret materialeprøver, og disse er efterfølgende målt med et γ -spektrometer.

Der er foretaget en række boringer ind gennem reaktorblokken, hvorefter aktiviteten af boreprøverne er blevet bestemt. De anvendte boremetoder har været bestemt af de materialer, der er blevet gennemboret. Der har været foretaget kerneboringer (f.eks. i barytbeton), slagboringer (f.eks. i stålkuglebeton) og kopboringer (f.eks. i stållag). Efter boringerne er aktiviteten af de udborede prøver blevet bestemt. Der er også udtaget materialeprøver af forskellige reaktorkomponenter ved udboring, afhakning eller afsavning, og aktiviteten af disse er blevet målt.

Dosishastighedsfordelingen i relevante rum og tilgængelige rør er blevet foretaget. Tolkningen af sådanne målinger er kompliceret, idet strålingen kan komme fra såvel fjerne, stærke kilder og nære, svage kilder samt fra såvel kontaminering som fra aktivering, men i rum, hvor arbejde skal udføres, er de af stor praktisk betydning for tilrettelæggelsen af arbejdet.

På basis af de foretagne undersøgelser er det estimeret, at den samlede aktivitet i DR-1 var ca 2GBq, hovedsagelig Cs-137 i reaktortank og rekombiner. I DR-2 var den samlede aktivitet 5-10 GBq, hovedsagelig Eu-152 i grafitten samt Co-60. Det skal bemærkes, at aktivitetsmålingerne stort set alene var baseret på γ -målinger. Det skal også nævnes, at Eu-152-aktiviteten i grafitten, som også blev konstateret i DR-1, var uventet. Aktiviteten i DR-3 vil være langt større, men er endnu ikke estimeret. Ud fra de hidtidige målinger er den domineret af Co-60.

I løbet af karakteriseringsprojekterne er der indvundet en række erfaringer, af hvilke skal nævnes:

- Dosen til personalet kan mindskes ved at fjerne de aktiveste komponenter først (DR-2).
- Boring i bly kan være kompliceret.
- Det er vigtigt at føre dagbog over det udførte arbejde, herunder om flytninger af aktivt materiale (DR-2).
- Et godt arkiv med tegninger og oplysninger om reaktoren er af stor betydning.
- Tidsplaner kan være svære at holde.

C 3: Karakterisering af dekommissioneringsaffald i aktivitetslaboratoriet, A-lab

Anne Sørensen, Steen Carugati og Knud Brodersen
Dansk Dekommissionering

Som en del af karakterisering af dekommissioneringsaffaldet fra de nukleare anlæg på Risø-området er der indrettet et nyt laboratorium til bestemmelse af indhold af gamma-emittere. Det overordnede formål er at opnå data til opstilling af et aktivitetsinventory dels for de enkelte affaldsenheder dels til inventorybetragtninger for et fremtidigt slutdepot i Danmark.

Fra dekommissioneringen vil der opstå affaldstyper, der primært fordeler sig på fire hovedgrupper, beton, stål, aluminium og grafit. Derudover skal der nævnes affald som bly, cadmium og beryllium, som også har interesse.

Laboratoriet er udstyret med et mobilt ISOCS γ -målesystem og med et stationært γ -system. Det mobile måleudstyr skal benyttes til målinger på anlægget, der er under dekommissionering. Herved kan større emner analyseres for aktivitet, under hensyntagen til, at baggrundsbidraget ved målinger on site kan være betragtelige. Det stationære målesystem er placeret i en betoncelle i laboratoriet, og styringen foregår fjernbetjent til dels ved hjælp af kameraer placeret i cellen. Den stationære germaniumdetektor er placeret på en togbane, således at afstanden til måleobjektet kan varieres. Det er muligt at rotere emnet under måling. For begge systemer gælder det, at der er mulighed for at tage hensyn til forskellige geometrier i forbindelse med måling.

Prøverne, der udtages til analyse i laboratoriet, kan enten udtages ved tilfældig prøveudtagning fra et emne, hvor princippet er, at der udtages tilstrækkelig mange prøver tilfældigt, for at give et så repræsentativt billede af emnet. En anden metode ved udtagning af prøver, er at benytte sig af informationer om afstand til kernen og fordeling af aktivitet i en bestemt type materiale.

Sporbarhed af affald og affaldsprøver vil blive håndteret i et "Waste Documentation System". Hvert emne identificeres ved hjælp af en stregkode, og til den stregkode gemmes data om placering og karakterisering. Systemet er bygget op, således at prøver udtaget fra et moderemne kan linkes til moderemnet.

Den forventede målesikkerhed forventes at være relativt ubetydelig i forhold til usikkerheden på prøvens repræsentativitet. Der må derfor forventes en betydelig usikkerhed på inventoryestimatet af hver enkelt depotenhed.

I laboratoriet indrettes en blyafskærmet facilitet til opbevaring af neddelte prøver. Disse prøver kan benyttes, hvis der ønskes yderligere analyser foretaget, eller hvis der på et senere tidspunkt er behov for at dokumentere foretagne målinger.

Ud over kortlægning af indholdet af gamma-emittere er der mulighed for supplerende information ved sporstofanalyse og ved beta-analyser på dele af enkelte prøver. Disse analyser er udviklet af og foretages hos NUK, Forskningscenter Risø.

Inventory på dekommissionering vil fremkomme som en kombination af aktivitets og elementanalyser samt materialebeskrivelser og reaktoreffekthistorie, der kan benyttes til skalalalberegninger.

C 4: Beregning af indhold af aktiveringsprodukter i Dekommissionerings-affald ved brug af skalatal

Steen Carugati
Dansk Dekommissionering

Den del af en reaktors konstruktionsmateriale, som har siddet tæt på kernen, vil have været udsat for et flux af neutroner, hvorved aktiveringsprodukter er blevet produceret. En række af disse aktiveringsprodukter kan være vanskelig at måle (β -emittere). Såfremt de har lange halveringstider, og/eller de har høj mobilitet, er de interessante at få kvantificeret i forbindelse med overførsel til slutdepot. Til karakterisering af dekommissioneringsaffaldet er skalatals-modellen et værdifuldt supplement til målemetoder udført i laboratorium.

Formål med beregningsmodellen er

- At optimere isotop-inventory over dekommissioneringsaffald
- At estimere indhold af vanskeligt målelige aktiveringsprodukter i konstruktionsmaterialer fra reaktorer
- At reducere antallet af målinger væsentlig på vanskelige målelige radioisotoper (tid og ressourcer)
- At bestemme indhold af enkelte radioisotoper - som ikke tidligere har været muligt at måle

Indhold af et vanskeligt måleligt aktiveringsprodukt i dekommissionerings-affald kan beregnes ud fra kendskab til:

- Indhold af en let målelig Basis-isotop i affaldet (γ -emitter, fx ^{60}Co eller ^{133}Ba)
- Materiale-sammensætning i affald. Oplysning om grundstofindhold (eksempelvis cobolt og nikkel i stål eller barium og calcium i tungbeton)

Ved aktivering indfanger et bestemt udgangsisotop i konstruktionsmaterialet en neutron, hvorved et aktiveringsprodukt dannes.

På A-Laboratoriet modtages repræsentative prøver af dekommissioneringsaffaldet, som herefter måles for indhold af γ -emittere i en måleopstilling.

Med udviklede destruktive analysemetoder kan grundstofindhold af en række sporstoffer bestemmes med ICP-MS i forskellige typer dekommissioneringsaffald (rustfrit- og almindeligt- stål, aluminium, grafrit, almindeligt- og tungbeton). Resultater herfra bruges som input-data i beregningsmodellen.

Den udviklede skalatals-model (i excel-ark) beregner herefter indhold af en række vanskelige målbare isotoper i den pågældende affaldstype til et bestemt referencetidspunkt. Kendskab til de relevante isotopers termiske indfangningstværsnit, halveringstid, atomvægt samt atom% er en forudsætning.

I hastighedsudtrykket for opbygning ”isotop A” (aktiveringsprodukt) tages højde for henfald, samt at den producerede isotop ligeledes vil kunne indfange neutroner og således selv blive forbrugt. For aktivering af stål vil udover ^{59}Co også ^{58}Fe give anledning til produktion af ^{60}Co . Dette tager modellen højde for. Modellen tager ligeledes højde for burnout. Det vil sige, hvor udgangsisotopen bliver opbrugt og således ikke vil give anledning til indfangning af yderligere neutroner.

Verifikation af modellen foretages med stikprøve-målinger af de vanskelige målelige isotoper. Dansk dekommissionering har fået udviklet analysemetoder til en række af de vanskelige målbare aktiveringsprodukter.

Afslutningsvis skal følgende bemærkes:

- Brug af skalatal til estimering af isotop-inventorium er internationalt anerkendt.
- Metoden er yderst anvendelig indenfor karakterisering af dekommissioneringsaffald fra reaktorer, hvor usikkerheden ved estimering af isotop-inventorium i forvejen er høj.
- Dansk Dekommissionering har foreløbigt haft pæne overensstemmelser mellem beregnet og målte værdier fra DR2-prøver ved brug af modellen.

D Avveckling och rivning av nukleära anläggningar i Sverige

D 1: Avveckling av reaktorerna i Barsebäck

Håkan Lorentz och Leif Johansson
Barsebäck Kraft AB

Barsebäck Kraft AB (BKAB) har producerat el med hjälp av två kärnkraftreaktorer på Skånes västkust. Driften vid Barsebäck 1 stoppades 1999 och Barsebäck 2 är avställd sedan maj 2005 i avvaktan på miljöprövning av framtida avveckling. I samband med den slutliga stängningen av Barsebäck 1 slöts ett antal avtal mellan Staten, Sydkraft och Vattenfall. Detta medförde att Ringhals AB, som numera är 100 % ägare av BKAB, ägs till 74 % av Vattenfall samt 26 % av Sydkraft.

Kärnkraftverket Barsebäck 1 och 2 ägs av Sydkraft som har det fulla ansvaret för att avveckla och riva anläggningen. Sydkraft har slutit avtal med BKAB som har åtagit sig att ombesörja avställnings- och servicedriften samt den framtida så kallade återetableringen. BKAB tar fram avvecklingsplaner för hela avvecklingen inklusive rivning.

Då tillstånden för att bedriva verksamheten ligger under BKAB hanteras även myndighetsdialogen och dess ansvar.

Ringhalsgruppen genomförde år 2002 en större integrerad omorganisation mellan moderbolaget Ringhals samt dotterbolaget BKAB, vilket innebar att nya förutsättningar skapades för hur avvecklingsverksamheten skulle bedrivas.

Barsebäck 1 befinner sig sedan årsskiftet 2001/2002 i den så kallade Servicedriftperioden, som per definition innebär att allt bränsle är borttransporterat från Barsebäck 1. Barsebäck 2 befinner sig i driftsläge urladdad hård och avvaktar ett miljötillstånd inklusive godkänd MKB för att kunna påbörja avvecklingsarbetet.

En strategisk plan för avvecklingen av Barsebäck 1 och 2 har tagits fram och redovisats för myndigheterna SKI/SSI med målet att riva tidigast år 2020. Under tiden fram till att ett rivningsprojekt startar, ca 3-4 år innan den faktiska rivningen, kommer olika verksamheter pågå med fokus på slutlig rivning.

En del i denna verksamhet är Kunskapsuppbyggnad. Syftet är att fånga upp erfarenheterna både nationellt samt internationellt genom att skapa kontaktnät med myndigheter, kraftverk, experter, entreprenadföretag med flera.

Målet för kunskapsuppbyggnaden är att BKAB, när så blir dags, ska ha rätt resurser och rätt kompetens för att ta fram erforderligt underlag för att erhålla rivningstillstånd samt att handla upp, styra och övervaka de konsult- och entreprenörsföretag som ska genomföra den slutliga rivningen.

Fortsättningsvis kommer vi att fokusera på den framtida säkerheten anläggningsoptimering vad gäller anläggningens driftläge inom t ex värme, ventilation, elförbrukning, kvarvarande driftsavfall mm. Vi kommer att fortsätta genomföra uppdrag nationellt för t ex SKB samt internationellt för t ex IAEA, WNA.

Ett viktigt processarbete pågår också inom Ringhals/Barsebäck. Här ingår den så kallade avvecklingsprocessen vars syfte är att tydliggöra vilka aktiviteter samt aktörer som berörs inför och under avvecklingsfasen av ett kärnkraftverk.

D 2: Avställning- och avveckling av reaktorerna på Studsvik

Lennart Gustafson och Bengt Söderbäck
Studsvik Nuclear AB

Studsvik Nuclear AB innehar det kärntekniska tillståndet för att driva R2-anläggningen i Studsvik (placering 100 km söder om Stockholm). I anläggningen finns de båda reaktorerna R2 (50 MW) samt R2-0 (1 MW).

Den 7 december 2004 meddelade styrelsen för Studsvik AB att man beslutat lägga ned verksamheten vid anläggningen. Driften av reaktorerna skulle upphöra vid halvårsskiftet 2005. Motivet var dålig lönsamhet samt stora framtida investeringsbehov. Nedläggningen omfattade de båda reaktorerna med tillhörande isotopproduktion samt den medicinska bestrålningen vid den ska BNCT-anläggningen. Den berörda verksamheten omsatte cirka 80 MSEK med nästan 100 anställda.

Nedläggningsbeslutet, som kom utan förvarning, innebar stora utmaningar för personal och ledning. Reaktordriften skulle upprätthållas under ett halvår samtidigt som förhandlingar om att avskeda personalen skulle genomföras, etablerade kommersiella verksamheter avvecklas och en avvecklingsorganisation byggas upp för att ta över anläggningen efter den sista driftdagen. Dessutom innebar beslutet att de övervakande myndigheterna inledde en intensiv övervakning för att försäkra sig om att inga händelser skulle inträffa som kunde äventyra säkerheten.

Direkt efter beslutet om nedläggningen startade företagsledningen tre projekt.

Projekt 1 hade som uppgift att säkra driften av reaktorerna fram till den beslutade avställningen. Uppgiften för Projekt 2 var att planera och genomföra den fysiska avvecklingen. I uppdraget ingick att formera en avvecklingsorganisation, ta hand om överblivna inventarier samt avveckling av åtaganden till kunder och leverantörer. Projekt 3, slutligen, bildades för att förbereda och genomföra avvecklingen av den övertaliga personalen.

Den planerade driften som Projekt 1 skulle genomföra var mycket omfattande med bl.a. ett 15-tal s.k. RAMP-tester, kisel- och isotop-produktion samt patientbehandlingar i BNCT-anläggningen. Myndigheterna ställde stora krav på organisationen för att tillåta fortsatt drift och följde upp verksamheten genom veckovisa möten på plats samt kontinuerliga revisioner och intervjuer med berörd personal. Åtgärderna från projektets sida syftade mycket till att motivera personalen trots hot om uppsägning samt att genomföra internrevisioner mm för att bibehålla den operativa säkerheten på hög nivå.

För att formera den framtida avvecklingsorganisationen behövdes en strategi för avvecklingen. Projekt 2 tog fram en rapport där tre alternativa avvecklingsstrategier presenterades; alternativ 1 som inriktas på en ”total” utrymning av R2-anläggningen inkl. Isotopcentralen, innan servicedrift inför rivning påbörjades, alternativ 2 som omfattar ”total” utrymning av reaktorbassängen och tömning av denna på vatten, men utan övrig utrymning av anläggningarna. Alternativ 3 innebar fortsatt drift av reaktorsystemen för att upprätthålla bassängsystemets integritet som strålskyddsbarriär, medan övriga avvecklingsinsatser sköts framåt i tiden.

Inom samtliga alternativ låg dock borttagande av bränsle och bränsle-provstavar från reaktoranläggningens bassäng och borttransport från anläggningen som första moment.

Som grund för alternativen fanns en preliminär avvecklingsplan som togs fram redan under 90-talet och som har kompletterats vid ett antal tillfällen. Planen innehåller en övergripande beskrivning över fullständig demontering av reaktorerna med tillhörande system och rivning av reaktoranläggningen med tillhörande annex.

Den tekniska planen låg till grund för en ekonomisk plan för avvecklingen och rivningen.

Beslutet blev att genomföra alternativ 2 med option att utöka omfattningen till alternativ 1 innan övergång till servicedrift.

Projekt 3 inledde förhandlingar med de fackliga organisationerna baserat på dimensioneringen i en ny organisation som skulle starta när R2-anläggning-en togs ur drift. I ett tidigt skede varslades därför ca 100 personer om uppsägning.

Resultatet av de insatser som genomfördes efter nedläggningsbeslutet var mycket positivt. Samtliga produktionsmål uppnåddes med god ekonomi. Myndigheternas krav kunde uppfyllas trots att ett flertal personer under perioden meddelades att de skulle avskedas efter avstängningen.

Bland de faktorer som positivt påverkade möjligheterna att genomföra driften bör främst nämnas en mycket lojal personal samt en stor delaktighet av berörda chefer direkt i organisationen för att motivera och stödja personalen.

Efter genomförda förhandlingar blev det slutliga resultatet att ca 70 personer avskedades från företaget.

D 3: Sanerings och mäterfarenheter från ACL-Projektet

Christoffer Ellmark
Studsvik Nuclear AB

Efter drygt 6 års arbete är nu saneringen och mätningarna avslutade i ACL, Aktiva Central Laboratoriet, i Studsvik. Omfattningen på såväl mät- som saneringsinsatser har vida överstigit det som förväntades i planeringsstadiet. Detta beror på att omfattningen av kontaminationen var större än man kunde förutse och att kontamination upptäckts på flera ställen som man inte trodde kunde vara kontaminerade.

När ACL-projektet påbörjades 1999 fanns inga generella gränsvärden för friklassning av kärntekniska anläggningar i Sverige; endast projektspecifika exempelvis för R1 reaktorn och reningsanläggningen i Ågesta. För att ha någonting att utgå ifrån, använde man sig av SSI FS 1996:2, [1], som behandlar utförelse av gods och olja från zonindelade områden vid kärntekniska anläggningar. I föreskriften meddelas att ytkontaminationen inte får överstiga 40 kBq/m² av beta- och gammastrålande nuklider samt 4 kBq/m² av alfastrålande nuklider. För att ha en betryggande säkerhetsmarginal valde man att använda en tiondel av dessa värden som arbetsgränsvärden, alltså 4 kBq/m² av beta- och gammastrålande nuklider samt 0,4 kBq/m² av alfastrålande nuklider. Dessa värden är ungefär vad man klarar av att detektera med handavsökningsinstrument.

I maj 2001 fick man ett beslut från SSI, baserat på Europeiska Kommissionens rekommendationer RP 113, om vilka gränsvärden som skulle gälla för friklassningen av ACL och ACF (fläktbyggnad till ACL). Dessa gränsvärden var nuklidspecifika och begränsade var ⁶⁰Co, ²⁴¹Am, samt de alfastrålande plutoniumisotoperna för vilka gränsvärdet var 10 kBq/m² [2]. Detta ändrade emellertid inte på arbetsmetoden utan man fortsatte att sanera bort allt som var detekterbart med handavsökningsinstrument eftersom denna metod försäkrade att man med god marginal underskred gränsvärdena

Mätningarnas omfattning:

	Antal strykprov	Handavsökt yta [m ²]	ISOCS mätt yta [m ²]	Total yta [m ²]
Etapp 1	5 740	7 400	5 600	10 600
Etapp 2	10 112	7 126	8 090	9 962
Etapp 3	13 764	13 656	12 110	18 441
Etapp 4	11 454	10 354	10 875	12 536
Sammanlagt	41 070	38 536	36 675	51 539

Mätresultat, kvarvarande aktivitet:

	Genomsnittlig ytaktivitet, samtliga nuklider [kBq/m ²]	Genomsnittlig ytaktivitet, alfastrålande nuklider [kBq/m ²]	Total aktivitet [MBq]	Total alfaaktivitet [MBq]
Etapp 1	2,2	0,4	20	3,5
Etapp 2	2,3	0,35	22,8	3,5
Etapp 3	2,9	0,43	53	8
Etapp 4	2,5	0,38	31	4,6
Sammanlagt	2,5	0,38	126,8	19,6

Den kvarvarande aktiviteten baseras på resultat från ISOCS-mätningar. I summeringen av kvarvarande aktivitet har MDA-värden använts i de fall någon aktivitet inte kunnat detekteras. Detta leder troligtvis till en stor överskattning av den kvarvarande aktiviteten eftersom det sannolikt inte finns någon aktivitet på många av de platser där vi inte heller kunnat detektera någon.

Utgår man istället endast från de mätningar där man kunnat påvisa aktivitet och antar att aktiviteten är noll i de mätningar där ingen kunnat påvisas, så får man resultatet 5,4 MBq total aktivitet varav endast 0,27 MBq från alfastrålande nuklider. Detta innebär förmodligen en underskattning av den kvarvarande aktiviteten eftersom det sannolikt finns lite aktivitet på några av de platser där vi inte kunnat detektera någon.

Den enda slutsatsen om den totala kvarvarande aktiviteten man kan dra utifrån dessa mätdata är att det sanna värdet ligger någonstans mellan 5,4 och 126,8 MBq varav 0,27–19,6 MBq alfastrålande nuklider, samt att det troligen ligger närmare det lägre värdet än det högre.

En stor del av den avlägsnade aktiviteten är i dag förpackad i 200-litersfat för slutförvar i SFL. Avfallet består huvudsakligen av krossad betong och slipdamm, men där finns också PVC-mattor, gummi, asbest, glas och en del övrigt avfall. Aktiviteten i dessa fat har bestämts med nuklidspecifika mätningar och resultatet visas i Tabell 3. Utöver det ovan nämnda avfallet har 106 rökdetektorer avlägsnats, var och en innehållande 2,7 MBq ²⁴¹Am.

En del aktivitet återfinns i brännbart avfall som skall förbrännas i Studsviks förbränningsanläggning samt skrot som ska smältas i Studsviks smältanläggning. Askan från förbränningen samt slagg och blästerrester från smältanläggningen kommer sedan att packas i 200-litersfat och aktiviteten kommer att bestämmas med nuklidspecifika mätningar. Det är idag svårt att uppskatta mängden aktivitet i denna del av avfallet.

Tabell 3

Aktivitet i olika typer av avfall.

Material	Vikt [kg]	Alfaaktivitet [Bq]	Total aktivitet [Bq]
Krossad betong och slipdamm	2,8 E3	1,8 E7	1,2 E8
PVC-mattor	1,1 E3	1,1 E5	1,0 E6
Gummi	4,1 E2	2,5 E7	1,6 E8
Asbest	1,0 E1	2,9 E3	2,6 E5
Glas	2,8 E2	3,5 E4	2,6 E5
Rökdetektorer	2,9 E1	2,8 E8	2,8 E8
Övrigt	5,3 E1	7,6 E5	4,8 E6
Sammanlagt	4,7 E3	3,3 E8	5,7 E8

Det finns även naturligt förekommande aktivitet i byggnadsmaterialet. Nuklidspecifika mätningar gjordes på krossad betong för att bestämma aktivitetskoncentrationerna. Följande nuklider kunde med säkerhet identifieras: ^{40}K 600 Bq/kg, ^{214}Bi 50 Bq/kg och ^{228}Ac 50 Bq/kg. Liknande värden för genomsnittlig aktivitet i liknande material man kan hitta i litteraturen [4].

^{214}Bi och ^{228}Ac ingår i sönderfallsserierna från ^{238}U respektive ^{232}Th . Utgår man från att det i betongen råder jämvikt mellan de i sönderfallsserierna ingående nukliderna så innehåller den totalt 1,2 kBq/kg varav 0,5 kBq/kg alfastrålande nuklider. Multiplicerar man detta med de 12 000 ton rivningsmassor som rivningen förväntas ge upphov till så får man en totalaktivitet på 1,4E10 Bq varav 6E9 Bq alfastrålande nuklider.

Under projektets gång har alla som arbetat inne på klassat område monitorats med TL-dosimetrar och i samband med arbeten som skulle kunna ge interkontamination har även helkroppsmätningar utförts på personalen. Ingen individ har fått någon registrerbar dos under projektet, varken intern eller extern. TL-dosimetrarna utvärderas en gång i månaden och minsta detekterbara dos under en månad är 0,1 mSv. Detektionsgränsen vid helkroppsmätningar varierar beroende på nuklid men är av ungefär samma storleksordning.

Referenser:

- 1 SSI FS 1996:2
- 2 Beslut 6220/1585/01 tagit av Statens strålskyddsinstitut – Avdelningen för avfall och miljö daterat 2001-05-04.
- 3 Dunić, S. (2002). Energy Solutions AB 2002 (revision av: Pettersson, A. Mätmetodik för friklassning av ACL, Arbetsrapport N(R)-98/076). Studsvik Nuclear AB, Arbetsrapport N(R)-02/015.
- 4 Holm, E. (1994). Radioecology – Lectures in environmental radioactivity. World Scientific Publishing Co. Pte. Ltd.

E Avvecklingsplaner för nukleära anläggningar i Norge

E 1: Dekommisjoneringsplan for IFEs nukleære konsesjonsunderlagte anlegg

Atle Valseth
IFE Halden

Instituttet for energiteknikk konsesjon for atomanleggene i Halden og på Kjeller fastlegger at det skal foreligge en dekommisjoneringsplan for disse anleggene senest 31 desember 2004. Konsesjonsvilkårene forutsetter at dekommisjoneringsplanen skal være så detaljert for reaktoranleggene og de metallurgiske laboratoriene, at en eventuell dekommisjonering kan påbegynnes umiddelbart etter konsesjonstidens utløp. Planen skal også inneholde overslag over dekommisjoneringskostnadene.

Instituttets konsesjonsunderlagte nukleære anlegg på Kjeller er forskningsreaktoren JEEP II, Instituttets anlegg for behandling og lagring av radioaktivt avfall (Radavfallsanlegget) og brensellaboratoriene. Instituttets konsesjonsunderlagte nukleære anlegg i Halden omfatter Haldenreaktoren og brenselinstrument-verkstedet.

Dekommisjoneringsplanen for IFEs atomanlegg beskriver en nedlegging av anleggene til Trinn 1 (lagring med overvåkning) i henhold til IAEAs retningslinjer. Imidlertid beskrives dekommisjonering til Trinn 2 (begrenset bruk av anleggsområdet) der dette ikke kommer i konflikt med forsvarlig lagring av brukt brensel og middels radioaktivt langlivet avfall. Planleggingen av dekommisjonering av IFEs lagre for brukt brensel og de deler av IFE anlegg som inneholder middels radioaktivt langlivet avfall, er avhengig av tidsplan, lokalisering og tekniske løsninger for et nasjonalt mellomlager for slikt avfall. Derfor kan ikke planlegging av dekommisjonering av disse anleggene påbegynnes før myndighetene har avklart forholdene som er nevnt over. For de anlegg der det ikke lagres brukt brensel og ikke inneholder middels radioaktivt langlivet avfall, beskrives en nedlegging til Trinn 3 (ubegrenset bruk av anleggsområdet).

Dekommisjoneringsplanen som ble oversendt Statens strålevern i desember 2004, var en Driftsfaseplan (Ongoing plan) i henhold til IAEAs anbefaling, og bygger på den Startplan (Initial plan) som IFE sendte Statens strålevern i desember 1996. En Sluttplan (Final plan) påbegynnes når tidspunkt og omstendigheter for dekommisjonering av ett eller flere nukleære anlegg er kjent.

Den overordnede planen, som vil bli presentert på workshopen, bygger på de enkelte anleggsplanene, som beskriver hvordan det enkelte anlegg planlegges dekommisjonert. Den overordnede dekommisjoneringsplanen beskriver de av IFEs styringssystemer som er felles for de nukleære anleggene, forutsetninger og prinsipper som ligger til grunn for dekommisjonering av IFEs konsesjonsunderlagte nukleære anlegg.

F Avvecklingsplaner för nukleära anläggningar i Finland

F 1: Avvecklingsplaner för Olkiluoto 3 och befintliga kärntekniska anläggningar i Finland

Jari Tuunanen
TVO

Although the decommissioning of the Finnish nuclear power plants will not be topical for decades, technical plans and cost estimates for decommissioning are already needed for making the appropriate financial provisions and for proving the feasibility of safe decommissioning and the solution for the final disposal of radioactive wastes. The regulator presumes technical plans and cost estimates to be updated at five-year intervals, next time by the end of 2008. The next update should include the decommissioning plan for the Olkiluoto 3 (OL 3) unit, which is now under construction. In addition, the plans for Olkiluoto 1 and 2 (OL 1, OL 2) should be updated to correspond to 60 years of operational life.

The current decommissioning strategy for Olkiluoto Nuclear Power Plant (NPP) assumes a delayed dismantling of the OL 1 and 2 units. For the OL 3 unit, immediate dismantling is a good alternative. The current strategy is to dismantle only the radioactive components and systems of the power plant units, not all the buildings and systems.

The last decommissioning plan for the nuclear power plant units OL 1 and OL 2 from 2003 was based on an assumption of 40 years of operation and 30 years of safe storage prior to dismantling. The plan assumed that activated reactor pressure vessels (RPV) will be removed and disposed of as such, in one piece. The segmented activated reactor components will be packed into the RPVs. The fuel bundle parts, including the fuel channels will be handled with the spent nuclear fuel. The partially activated biological shields and the heat insulators of the reactors will be segmented and packed according to their activity into concrete containers, plywood boxes or steel drums. The contaminated process systems will be dismantled, segmented and packed into lighter concrete boxes. Large contaminated components will be disposed of as such, segmented into smaller size only according to the transport constraints.

The total weight of the radioactive waste, accumulated from 40 years of operation, to be disposed of is 10,800 metric tonnes and the required space including the containers is 26,600 m³. In addition to the actual dismantling waste of the power plant units, this quantity also includes activated spent reactor internals accumulated during the plant operation (excluding fuel channels and bundle parts), dismantling waste from the interim store for spent fuel, and the racks for fuel and control rods. The total activity at the time of final disposal will be $2 \cdot 10^{16}$ Bq. In the next plan, these figures will be updated to correspond to 60 years of operational life.

The decommissioning waste will be disposed of in the bedrock of Olkiluoto by extending the current VLJ Repository (final repository for low- and intermediate-level operating waste). The RPVs will be placed vertically one on top of the other in a separate 105 m deep shaft. The contaminated waste and the activated concrete of the biological shields will be placed into two shotcreted bedrock silos. A preliminary extension plan for the VLJ –repository will be done in 2006.

Excluding the safe storage period, the time required for the dismantling of the two power plant units, handling of the spent reactor internals and the waste disposal will total approximately 15 years, including about 5 years for the actual dismantling. The estimated collective dose to the dismantling workers is 4 manSv, covering all the decommissioning phases from the preparation of the safe storage to the end of the disposal activities. According to the safety analysis, the long-term safety would meet the requirements established for the final disposal of the low- and medium-level reactor operating

waste. Presently, there are no decommissioning-specific safety criteria. At the price level of December 2003, the total cost of the decommissioning, including the disposal of wastes, is estimated to be approximately 140 million euros. Also these figures will be updated in the next plan in 2008.

The first decommissioning plan for OL 3 unit should be done before 2007 as a part of the operating licence application. The plan will be done assuming 60 years of operation and immediate dismantling as a considerable alternative. The decommissioning waste from OL 3 will be disposed of to the extension of the VLJ repository in the Olkiluoto site.

F 2: Radiation safety on decommissioning of OL1 and OL2

Pekka Viitanen
TVO

Decommissioning strategy for OL1 and OL2 units

Current decommission plan of TVO is based on deferred dismantling including about 30 years safe storage period. This is justified by generic reasons:

- Reduction of source term:
 - Decreased radiation dose rates
 - Less waste
- Technological development under storage period

In addition TVO can justify the safe storage period by the fact that infrastructure will be maintained while the OL3-plant is operated. For OL3 immediate dismantling is planned in same campaign as OL1 and OL2.

Despite the chosen strategy of deferred dismantling the immediate dismantling strategy is still a relevant option. Advantages would be:

- Good knowledge of the plant can be used in planning and during the decommissioning work
- The plant area becomes available for new use
- No cost from the storage period
- Economical and other uncertainties would be solved sooner

Activity of decommissioning waste and factors effecting it

OL1 and OL2 are boiling water plants, which started operation started at years 1978 and 1980. Their planned operation time has recently been increased from 40 to 60 years.

In BWR the turbine section forms a major part of contaminated waste. In OL1 and OL2 turbines, piping, condenser, and pre-heaters would make up almost 3000 tons of waste per unit. However, 30 years of safe storage is estimated to be long enough decay time that these parts can be freed from radiation control. Release limit of 10 kBq/kg is assumed. Recently steam moisture has been lowered significantly in OL2 and as same renewals are done in OL1 the contamination issue might improve significantly.

Effect of irradiation time on total activity has been studies in reference 2. When 60 years of operation and 30 years of cooling is compared to 40 years of operation and 30 years of cooling, the increase in activity of activated components is about 35 %.

Estimated mass of contaminated waste in about 5700 t and mass of activated waste, about 4000 t. Respective estimated activities are $2,4 \times 10^{12}$ Bq for contaminated waste and $2,4 \times 10^{16}$ Bq for activated waste.

One detail considered in reference 2 is the boron contents of the concrete in biological shield. The biological shield is important since its dismantling is estimated to effect major part of radiation dose when dismantling activated components. The available estimates boron contents vary from 20 to

2060 ppm. This variation would effect the depth of activated zone in biological shield, which could vary from 70 cm to 100 cm. However, if the shield is not sliced in tangential direction, this effect is not very important.

Estimated radiation doses

Estimation of radiation doses are based on estimation of work time needed and calculated dose rates at working distances of various components. Estimated total doses in reference 1 are:

Preparation for safe storage:	1 456 mmanSv
Safe storage period:	112 mmanSv
Dismantling of activated material:	170 mmanSv (+35 %)
Dismantling of contaminated material:	1 355 mmanSv

It is noted that activated material contains major part of activity, but radiation dose originates mainly from contaminated material. Work with contaminated parts includes a lot of dismantling tubes and various components as well as decontamination work.

Effect of increased operation time from 40 to 60 years is estimated as 35 % increase of activity on activated components. Roughly, doses on dismantling of activated components will increase as much, but this would be only about 4 % increase of total dose on decommissioning work.

Summary

Radiation dose from decommissioning is comparable to dose from a big outage. Most of the activity is in activated components, however major part of radiation dose will origin from contaminated parts. Effect of plant operation time on total radiation dose is relatively small.

References

TVO 2003, Decommissioning plan for Olkiluoto nuclear power plant 2003. Teollisuuden voima Oy, Report TVO-1/03. (In Finnish, unofficial English translation available).

Kotiluoto, P. & Anttila, M., 2005. Activity inventories and dose rates of Olkiluoto 1 and Olkiluoto 2 decommissioning waste for 60 year operational life. VTT Reserch Report PRO1/1021/05.

F 3: Overview of the nuclear waste management plan of the FiR 1 research reactor

Seppo Salmenhaara
VTT

The FiR 1 –reactor, a 250 kW Triga reactor, has been in operation since 1962. The main purpose to run the reactor is now the Boron Neutron Capture Therapy (BNCT). The BNCT work dominates the current utilization of the reactor. The weekly schedule allows still one or two days for other purposes such as isotope production and neutron activation analysis.

According to the Finnish legislation the research reactor must have a nuclear waste management plan. The plan describes the methods, the schedule and the cost estimate of the whole decommissioning waste and spent fuel management procedure starting from the removal of the spent fuel, the dismantling of the reactor and ending to the final disposal of the nuclear wastes. A new item in the plan will be the implementation of the environmental impact assessment for the decommissioning wastes. This will be done in the near future. The cost estimate of the nuclear waste management plan has to be updated annually and every fifth year the plan will be updated completely.

According to the operation license of the reactor we have to arrange in 2005 an agreement about the back end solution of the spent fuel. After the recent extension of the USDOE acceptance policy the sufficient condition to fulfil the demands of the operation license seems to be that the availability of both of the final disposal options, Posiva option and USDOE option, will be ensured. Posiva is a joint nuclear waste company owned by the Finnish nuclear power companies.

The FiR 1 reactor has the possibility to use the Posiva repository. A simple safety analysis for the Triga fuel has been carried out in order to evaluate the long term risks of the final disposal compared to the risks of normal BWR spent fuel. The main result is that the risks from the final disposal of Triga fuel are minor compared to one BWR canister mainly due to smaller activity inventories.

USDOE has recently extended the acceptance policy for 10 years until 2016, which means that Posiva and USDOE alternatives are nearly equal for our purposes. The difference between the two options is that the Posiva option has practically no time limit. The final disposal facility will start in 2020 and will operate for several tens of years.

G Avveckling av nukleära anläggningar i Tyskland och Storbritannien

G 1: Avveckling av nukleära anläggningar i Tyskland och Storbritannien

Kjell Westerberg
Studsvik AB

Både Tyskland och Storbritannien är stora kärnkraftsnationer, med kärnkraftsprogram som startade tidigt. I båda länder finns ett flertal kraftreaktorer samt ett stort antal prototyp- och forskningsreaktorer, varav flera nu är avställda. I Tyskland började man riva anläggningar redan i början av 80-talet (Otto-Hahn, Niederaichbach etc). Ett flertal tyska anläggningar är nu rivna eller är under avveckling, såsom kärnkraftverk, prototyp- och forskningsreaktorer, bränslefabriker, upparbetningsanläggningar, laboratorier och urangruvor.

I Storbritannien finns, till skillnad från Tyskland, även ett stort kärnvapenprogram, som initialt var kopplat till kärnkraftsprogrammet. Rivning av kraftreaktorer har inte bedrivits, utan endast mindre anläggningar och laboratorier har hittills avvecklats, dock i betydligt mindre omfattning.

En annan skillnad mellan länderna är att de flesta kärntekniska anläggningarna i Tyskland är privatägda, medan anläggningarna i Storbritannien främst är statligt ägda.

På grund av avsaknaden av slutlager för radioaktivt avfall i Tyskland och förväntade höga kostnader för slutlagring, har minimering av avfallsvolymer haft hög prioritet. I avsaknad av slutlager har avfall mellanlagrats, oftast på siten.

I Storbritannien, där slutlagring av lågaktivt avfall är möjligt i Drigg, har avfallsfrågor historiskt haft betydligt lägre betydelse. Priserna för Drigg har varit låga, vilket lett till direkt inlagring utan föregående volymreduktion. Kapaciteten i Drigg är dock snart förbrukad.

I Tyskland har den övergripande strategin för rivning hittills varit s.k. ”green field”, d.v.s. avveckling av hela anläggningar inkl. återställande av marken till ursprungligt skick. I några fall har ”safe enclosure”, d.v.s. endast borttagande av bränsle och demontering först efter en längre tids avklingning.

I Storbritannien var strategin fram till början av 2000-talet nästa uteslutande ”safe enclosure”. Strategin har nu dock omprövats och en accelererad avveckling mot ”brown field”, d.v.s. avveckling av hela anläggningar samt förberedning av mark för nybyggnation, och i viss mån ”green field” har inletts. Den nya strategin leds av en ny tillsatt myndighet, NDA, som ansvarar för samtliga statligt ägda civila anläggningar. 20 siter omfattas, varav Sellafield är den absolut största anläggningen. Alla s.k. Magnoxreaktorer ingår i NDA:s ansvarsområde, och de flesta av dessa anläggningar är nu avställda. Genom ett speciellt upphandlingsförfarande, taget från U DOE, vill man öka konkurrensen och därmed sänka kostnaderna för avvecklingen. Den totala budgeten för NDA:s verksamhet uppskattas till 50 miljarder £, varav den årliga budgeten i nuläget uppgår till ca. 2 miljarder £.

Studsvik är verksamt i både Tyskland och Storbritannien. I Tyskland bedrivs rivningsverksamhet via två dotterbolag, SINA och IFM, och Studsvik är här en ledande aktör som tillhandahåller ett heltäckande spektrum av tjänster, såsom planering, projektledning, strålskydd, demontering, dekontaminering, avfallsbehandling etc. Exempel på projekt som pågår för närvarande är rivning av Siemens fabriker i Hanau (uran & MOX-bränsle), KNK i Karlsruhe (Na-kyld breeder), MZFR i Karlsruhe (tungvattenreaktor), Würgassen (BWR), VKTA Rossendorf (AMOR I & II) och WAK (upparbetningsanläggning).

I Storbritannien bedrivs rivningsverksamheten via dotterbolaget Studsvik UK Ltd. Bolaget förvärvades 2005 och medverkar i ett flertal avvecklingsprojekt, såsom t.ex. DRAGON (gaskyld prototypreaktor), Atomic Weapon's Establishment (AWE), BNG Thorpe (smältning av MEB bränslebehållare och DMTR (tungvattenreaktor).

Marknaden i Storbritannien kännetecknas av stora mängder medel- och högaktivt avfall i form av vätskor och slam, som främst härrör från upparbetning och Pu-produktion. Det finns problem med stora kontaminerade markytor, speciellt i Sellafield och Dounreay. Dessutom finns stora mängder grafit som härrör från Magnox-reaktorerna. Den av Studsvik utvecklade THOR-tekniken lämpar sig väl för behandling av dessa avfallstyper.

Erfarenheterna från främst Tyskland visar på betydelsen upphandlings- och projektkompetens, samt att kontraktsvillkor lämpade för upphandling av rivningstjänster används. En inköpsspecifikation bör beskriva vad som ska uppnås och vilka myndighetskrav som gäller. Utrymme för leverantörens kreativitet bör lämnas. I kontraktet specificeras däremot leveransen detaljerat. Tillkommande insatser, som alltid är att räkna med i rivningsprojekt, hanteras löpande i projektet som tillkommande tjänster. Det viktigaste ur kostnadssynpunkt är att hålla tidplanen, vilket bör vara ett gemensamt mål för såväl leverantör som kund.

H Avveckling av nukleära anläggningar i forna Sovjetunionen

H 1: Avveckling av Ignalinas två RBMK-reaktorer

Börje Torstenfelt
SwedPower AB

Bakgrund

SwedPower AB ingår tillsammans med konsortieledaren NNC (National Nuclear Corporation, UK) och Belgatom S.A. i ett konsortium (DPMU Decommissioning Project Management Unit) med uppgift att planera och stödja vid rivningen av Ignalina NPP.

Åtagande

Konsortiet har tagit fram följande planer:

- Slutgiltig avvecklingsplan
- Plan för att frigöra och transportera bort bränsle
- Säkerhetsanalys och säkerhetsrapport för fortsatt drift av aggregat 2
- planen för ”Avvecklingsprojekt för anläggningen INPP”

Dessutom har upphandlingsunderlag och upphandling av ett antal anläggningar gjorts:

- | | |
|----|---|
| B1 | Provisorisk förvaring av RBMK använt kärnbränsle |
| B2 | Modernisering av avfallshantering och förråd för fast avfall |
| B3 | Förbränningsutrustning för brännbart avfall |
| B4 | Modernisering av drift och förvaringsutrustning för kortlivat radioaktivt avfall |
| B5 | Ersätta värme- och ånganläggningen |
| B6 | Modernisering av tekniskt dokumentarkiv |
| B7 | Teknisk förteckning och partiell restaurering av INPP-området |
| B8 | Transport av partiellt utbränt kärnbränsle från block 1 till block 2 för framtida användning i reaktorn i block 2 |

I nuvarande projekt (Fas 2) tas rivningsplan för Ignalina 2 fram, dessutom ingår upphandling av diverse utrustning och funktioner; bl.a. utrustning för dekontaminering och kapning av stora komponenter.

Kritiska framgångsfaktorer

Dokumenthanteringen

Det är mycket viktigt att kontraktet är tydligt skrivet angående dokumenthanteringen. Det måste framgå vilka dokument som skall fram? När dokumenten skall vara framme i draftform/slutversion? Vem skall ta fram dem? Är det inhyrd konsult/organisation eller kraftverksägaren och vilket ansvar gäller för t.ex. myndighetsrapportering?

En mycket viktig punkt inte minst för att kunna hålla tidsplaner är att det klart framgår vem/vilka som granskar? Vilken tidsram gäller för granskningen och hur kan myndigheternas granskning planeras in och påskyndas för att hålla tidsplanen? Hur många iterationer kan tillåtas för granskningen och skall ett dokument anses gälla om granskning inte kommit in i tid?

Vem skall slutligt godkänna (om det inte krävs myndighetsgodkännande), och om det inte går att enas om ett dokument/lösning skall t.ex. oberoende ”medling” användas? Vem har ansvaret för dokument, planer och tidsplan?

För att kunna ha en rimlig bedömning av tid och kostnad behöver dessa frågor lyftas fram och beslutas innan projektstarten. T.ex. kan en ”standardskrivning” som ”Om beställaren inte är nöjd med arbetet kan beställaren inom ett (1) år kräva att arbetet utförs till beställarens belåtenhet.” göra att framdrift och projektets tidsplan blir omöjlig att hålla.

”Projektmarginal” för förstudien

Det är viktigt att vara medveten om att t.ex. en förstudie som föreslår en lösning på ett problem inklusive kostnadsuppskattning inte ger ett ”definitivt” förslag utan bara pekar på uppgiften och ger ett kostnadsförslag, inte en slutgiltig budget som inte får/kan ändras. Man måste vara medveten om att förslaget inte kan vara bättre än det underlag som finns tillgängligt och att man i en förstudie bör undvika att specificera en teknisk lösning. Den tekniska lösningen bör offererande leverantörer få föreslå föra att lösa den specificerade uppgiften. Eftersom teknisk lösning inte bör specificeras i förstudien måste det också klart framgå att kostnaden för projektet är en uppskattning och inte en fast budget. Detta är särskilt viktigt att fastslå om pengar äskas från t.ex. EU, och/eller om lång tid har förflutit från förstudie till genomförandet av rivningsprojektet.

Slutsats

- Var tydlig med dokumenthanteringen från start.
- Lås inte förutsättningarna för arbetet för hårt för tidigt.

H 2: Avveckling av nukleära anläggningar i Paldiski och Tammiku, Estland

Bo Nirvin
SKB International Consultants AB

Radioaktiva Avfallsanläggningar i Estland

Paldiski, Tammiku och Silamäe

Före detta Sovjetunionens Marina Nukleära Utbildningscenter i Paldiski – Bakgrund

Två atomubåtsskrov, vardera med en reaktor och hjälpsystem, för träning av ubåtsbesättningar var inrymda i en byggnad, Main Technology Building, MTB.

Tekniska data för reaktorerna i Paldiski

	Reaktor 1	Reaktor 2
Termisk effekt	70 MW	90 MW
Reaktor typ	PWR / BM-A	PWR / BM-4
Inneslutning (segment av U-båtskrov) diam	7.5 m	9.5 m
Anrikning av bränsle (235U)	20 %	20 %
Totalt tillförd energi [MWh]	300 000	400 000
Första kriticitet	April 1968	Feb 1983
Avställd	Jan 1989	Dec 1989
Bränslebyte	1980	aldrig
Drifttid	13 781 h	5 333 h
Efter bränslebytet	7 040 h	

Allt bränsle transporterades tillbaka till Ryssland i oktober 1994.

Ingen dokumentation men allt annat, inklusive radioaktivt avfall, lämnades kvar på anläggningen.

Ryssarna lämnade över ansvaret för Paldiskianläggningen till Esterna i september 1995.

Paldiskianläggningen 1995

Riktlinjer för avvecklingen

Förbereda platsen för rivning och avfallshantering.

Uppföra anläggningar för behandling och konditionering av avfallet.

Bygga ett mellanlager på platsen för det radioaktiva avfallet.

Konditionering av fast och flytande driftavfall.

Rivning av kontaminerade installationer i hjälpsystemanläggningar:

Anläggning för behandling av flytande avfall, LWTF.

Lager för flytande avfall, LWS.

Ventilationsbyggnad, VB.

Tvättstuga och Laboratorie byggnader.

Aktiva avloppsvattenledningar och ventilationskanaler.

Utveckla anordningar för avfallsbehandling och konditionering.

Inledande karaktärisering av avfallet i SWS

Avfallskaraktäriseringen gjordes i april 1996 gemensamt av Estniska (AS ALARA), Svenska (Studsvik RadWaste AB and SKB) och amerikanska (DOE Idaho Operations Office) experter.

Syftet med arbetet:

- Lokalisera kontrollstavar och andra högaktiva komponenter.
- Undersöka om använt bränsle var eller hade lagrats i cellerna.
- Bestämma gamma-, neutrondosrater och lös kontamination i cellerna.
- Uppskatta nuklidinnehållet i avfallet.

Resultat från karaktäriseringen

20 kontrollstavar lagrades i cell 1 och 5.

8 ånggeneratorer hittades i cell 1.

Inget använt bränsle kunde påvisas.

Viss kontamination påvisades i cell 5 förmodligen orsakat av skadade kontrollstavar.

Fler resultat från karaktäriseringen

Inga neutroner detekterades i någon av de undersökta cellerna.

Dosraten i **cell 4A** överskred inte 20 $\mu\text{Sv/h}$ - ^{137}Cs och ^{60}Co påvisades.

Dosraten i **cell 1** var i intervallet 5-9 mSv/h. Gammasppektrometriska data visade ^{60}Co , ^{152}Eu och ^{154}Eu .

Dosraten i **cell 5** var över 10 000 mSv/h i botten av cellen och 200 mSv/h i takhöjd. ^{60}Co , ^{152}Eu and ^{154}Eu påvisades.

Mellanlager för avfallskollin på anläggningen

Två celler, var och en för 360 avfallskontainrar.

Cellerna är i dag försedda med avrullningsbart tak och förberedda för avfuktningsanordning.

Nuvarande WAC för mellanlagret i Paldiski

Bara fast avfall accepteras.

Allt avfall skall vara konditionerat och placerat i standardiserade avfallscontainrar, tillverkade av betong eller stål. Varje avfallsförpackning skall vara lätt att identifiera och kunna återtas.

Viktbegränsningar på containrarna härstammar från kapaciteten på befintligt hanteringssystem.

Förekomst av brännbart och giftigt material lika väl som fria vätskor i avfallsförpackningarna måste undvikas.

Aktivitetsgränserna för radionuklider är i överensstämmelse med IAEA:s transportkrav (SS-6), detta möjliggör framtida transport av avfallsförpackningarna till ett slutförvar.

Cell 1 innehållande bland annat 8 ånggeneratorer och 9 kontrollstavar

Shelter building – layout on top of Solid Waste Storage

Karaktärisering, konditionering och förpackning av avfall från “Solid Waste Storage” (SWS) från Paldiski’s nukleära anläggning i Estland.

SWS är uppbyggd av en betongkonstruktion med längden 30 m, bredden 12 m och höjden 4,2 m, indelad i 10 celler, 3 av vilka tre använts för lagring av radioaktivt avfall.

Fjärrmanöver teknologi infördes för lokalisering, sönderdelning, återtag och förpackning av aktiva komponenter (kontrollstavar och oskyddade strålkällor).

SWS – Waste data

Enligt ryssarna var anläggningen en topphemlig militär anläggning.

All information om anläggningen, inklusive data om avfallets ursprung och slutförvaring, var klassificerad information.

Ingen användbar dokumentation har lämnats av ryssarna vad gäller avfallet som deponerats i lagret.

Bara tre celler: 1, 4A och 5 hade använts för lagring av radioaktivt avfall. Bland avfallet fanns 8 ånggeneratorer och 20 kontrollstavar.

Avfallsvolymen beräknades till ca 100 m³.

Den beräknade totala aktiviteten var omkring 3,7 TBq.

Cell 5 innehållande bland annat 11 kontrollstavar

Första åtgärden före återtag av avfallet var att lokalisera de mest aktiva komponenterna och att ta fram lämpliga arbetsprocedurer.

Dosraten i två celler som innehöll kontrollstavar var i storleksordningen 200 mSv/h upp till 10 Sv/h nära nederdelarna av kontrollstavarna.

Special containrar med en vägg tjocklek på 50 cm konstruerades och tillverkades för förvaring av kontrollstavar.

Totalt erhöles 20 manmSv av 8 personer från mars 1997 till december 1998.

Avveckling av Liquid Waste Treatment Facility

16 x 30 m, fem våningar över markytan och två under
Sandfilter, jonbytarkolonner, flockningstankar, förångare, etc.
Sex mottagningstankar för avfall
Två tankar för kontroll av renat vatten innan utsläpp

Avveckling av Liquid Waste Store

Sex lagringstankar, 400 m³ vardera
Två tankar innehöll totalt cirka 120 m³ avfall
Sand, grus, jonbytarmassa, indunstarkoncentrat, flockningsslam, etc.
De dominerande radionukliderna är ¹³⁷Cs, ⁹⁰Sr och ⁶⁰Co, totala aktiviteten är cirka 225 GBq
Solidifiering av massor, slam, sand, etc. i två tankar (1999-2001)
Solidifiering av slam från LWTF och avfall som uppkommit vid dekontaminering av andraanläggningar på området (2002)
Dekontaminering av avfallstankar (2002)
Behandling av överblivet kontaminerat avfallsvatten efter solidifiering (2003)
Rivning av konventionella system och kontaminerade processtråk (2003)
Rivning av anläggningen (2004)

Avveckling av Liquid Waste Store

Vakuumenthet för återtagande av avfall.
Satsningstank för dosering av avfall till blandaren.
Cementblandare med lagringssilo och transportskrivar för dosering av sand och cement till blandaren
Rullbana för avfallskontainrarna

Slutlager i Tammiku av RADON-typ

200 m³ tank för flytande avfall: dia 9 m; höjd 3.2 m
Betong + SS infordring. **Avvecklade 2001!**
Tammiku anläggningen, Radionuklidinventarie, Fast avfall 01.01.2000
18 670 spent sealed sources ~ 93 % of the total activity (7.00 E+13).
Återställning av Tammiku Solid Waste Store (steg 1) Återställningsplan
Detaljerad säkerhetsanalys av alla steg och åtgärder för återställning och omflyttning.
EIA för avveckling och rivning av anläggningen.
Öppna lagret och flytta det fasta avfallet.
Sortera och konditionera (förpacka) det fasta avfallet.
Transportera till Paldiski och mellanlagra i mellanlagret i Paldiski tills ett slutlager för radioaktivt avfall blir tillgängligt.

H 3: Experiences of Swedish international co-operation in projects concerning decommissioning

Jan Olof Snihs

SSI International Development and Cooperation

Introduction

The Swedish support and co-operation in the area of radiation and radioactivity has been and is administered by SSI through its special unit SSI International Development Cooperation called SIUS, concerned with radiation protection and emergency preparedness, and by SKI through its special unit Swedish International Project Nuclear Safety called SIP, now named SKI International Co-operation Programme called ICP, concerned with nuclear safety, physical protection and non-proliferation aspects. A major actor from the industry side has been and is SKB. My presentation will mainly concern radiation protection and be based on the experiences of SIUS co-operation projects.

The co-operation on decommissioning in Estonia

One of the first large problems that we had to face in our contacts with the Baltic States was the Paldiski Training Centre located on the Pakri peninsula in Estonia. The Centre was established by the Soviet Union 1968 to train Soviet navy personnel in the safe operation of submarine nuclear reactors. When Estonia regained its independence on August 20, 1991, the Russians kept control of the Pakri peninsula. At request of the Estonian Government the Swedish Ministry of Foreign Affairs requested early 1994 SSI to arrange a meeting to discuss possible international co-operation on decommissioning of the Paldiski reactors and site. At that meeting the Paldiski International Expert Reference Group, PIERG, was established with the objective to support Estonia (and Russia) in the decommissioning of Paldiski. The PIERG continued its work under Swedish chairmanship until year 2000.

The experiences of this co-operation with Estonia within the PIERG and from the decommissioning work at Paldiski are many and majority of them are specific for the current situation at that time. For instance there were special political aspects to consider and there was a wish by the Estonian to accelerate the decommissioning of the reactor as much as possible. Some activities and experiences that are relevant in discussion on decommissioning in general can be summarized as follows:

1. Pre-studies and good planning are essential on all steps of decommissioning, dismantling, handling, transport and storage of radioactive waste (and spent fuel if necessary). A Radioactive Waste Management Strategy should be established. Rules for clearance and handling slightly contaminated scrap-material must exist. The final stage of the site should be defined.
2. The content and distribution of radioactive material should be known and characterized as much as possible in advance.
3. Specially designed equipment for measurements and dismantling have to be provided. Innovation is more a rule than an exception
4. The staff should be well trained and educated in dismantling techniques and radiation protection.
5. A steering group should exist for planning, follow-up, decision-making and reporting.

Paldiski site is still under decommissioning but most of the buildings have been demolished, most radioactive solid and liquid material has been conditioned and stored and the Main Technological Building is restored to be a storage for radioactive waste and the two reactors which are sealed (by the Russians, without spent fuel) in two sarcophaguses.

Decommissioning/restoration of the Sillamäe uranium waste tailing pond at the Estonian coast of the Finnish Gulf is another example of Swedish-Estonian large-scale co-operation. Sweden is now together with other Nordic countries and EU participating in a final project on stabilization and cover

of the pond that will make the site safe for a very long time, at least 1000 years. Also in this project lessons learned for decommissioning are the importance of pre-studies and planning, environmental impact assessments and an operating steering group (in the beginning named SIERG).

Another decommissioning project was the removal of radioactive thermoelectric generators to lighthouses outside the coast of Estonia. A number of them were dismantled and disposed of following recommendations from SSI fact-finding missions to remote parts of the Estonian archipelago. The batteries were found in good technical shape but would probably be of interest for potential terrorist activities. Similar problems still exist in Russia outside the northern coast and in the Finnish Bay.

The co-operation on decommissioning in Latvia

Decommissioning projects in Latvia have been related to Salaspils research reactor. Up to now there have been planning and completion of radiation safety by means of installing three stations for radiation control in the reactor building and an electronic personnel dosimetry system, upgrading of equipment for decommissioning staff including staff protection system, wireless communication units and protective clothing to be used during dismantling. Equipment for radiation protection and measurements are a prerequisite for good radiation protection during dismantling. Storage of radioactive waste is established at Baldone and a Waste Management Strategy has been developed.

The co-operation on decommissioning in Lithuania

There have been a number of contacts and co-operation between Sweden and Lithuania related to the planned decommissioning and dismantling of Ignalina NPP unit 1. There have been technical, industrial co-operation and co-operation with the responsible authorities.

A general decommissioning strategy completed by a number of part strategies for the realization of the decommissioning and following dismantling is essential. By that all actions to be taken should be listed as well as in what order, when and by whom.

Factors that will affect a decommissioning strategy are

- radiological and physical condition and hazards of various kind of the facility and how they may change with time
- international and national safety and licensing requirements on decommissioning
- waste management situation and availability of final disposal of the waste as required
- availability of funds
- plans for final stage of the facility
- need of research and development
- social, political and environmental impact

Most urgent tasks have to be identified from the strategies for instance producing policy documents by authorities and legal documents that will guide and rule the activities of the owner.

The legal framework has to be defined in terms of international obligations and conventions and national laws and regulations. Relevance of already existing laws and regulations has to be decided as well as missing parts have to be identified in relation to the approved strategy of the decommissioning.

The need of technical support should be identified early. This refers to both owner/operator and authorities that have to examine, accept or reject or ask for completions of safety reports and defining the requirements on safety in technical terms. That means requirements on knowledge and skill of the authority to be competent to define the problem and identify competent technical support.

Some other important parts of strategies and working plans relevant for both owner/operator and authorities are:

- organisation of work and protection
- technique, methods and equipment needed for dismantling
- responsibilities, of what by whom
- stakeholder involvement
- information
- emergency preparedness
- supervising system
- QA

As regards management of radioactive waste (RW) the following factors should be considered in an overall management plan:

- radiological and conventional safety requirements
- principles and methods for collection and segregation of RW
- principles and methods for options of treatment and conditioning of RW
- clearance levels, controlled releases and supervision
- storage and disposal options, transport conditions.

The co-operation on decommissioning in Russia

Co-operation with Russia on decommissioning has up to now only considered projects related to storage sites and facilities for radioactive waste like the Radon storages in Murmansk and Sosnovy Bor and the Andreeva Bay storage site for submarine reactor waste. In these cases there are questions of remediation, reconditioning of waste and safety improvements of storage facilities and site. At present there are also plans in co-operation with Norway, France, IAEA and Russia on decommissioning of radioactive thermoelectric generators to lighthouses. There are several hundreds of them in the northern part of the Russian coast area.

In summary, the focus of Swedish co-operation with Russia is to facilitate preparation of large international projects, that will be financed by international banks eventually, by feasibility and justification studies concerning extensive reconditioning of radioactive waste and construction of new storage buildings and by improvement of conditions for good radiation protection of workers and the environment during ongoing and planned work at the site of concern. Education and training is an important part of that support.

H 4: Alternativer for behandling av brukt brensel fra opphugging av ubåter under EBRD strategisk masterplan

Erlend Larsen
Statens strålevern

Dagens brenselssykluspolitikk i Russland representerer på mange måter en fortsettelse av en tidligere etablert praksis, optimalisert i forhold til god og sikker tilgjengelighet av ulike typer spaltbart materiale. For å minke sårbarheten var det viktig å ha alle ledd i brenselssyklusen fra urangruver til brenselshåndtering innen eget territorium. Uran ble betraktet som et knapphetgode, og reprosessering var viktig i forvaltningen av dette. Etter oppløsningen av Sovjetunionens brøt de fleste land i Øst-Europa samarbeidet med Russland, og i dag er det bare spaltbart materiale i Ukraina som kan sies å være en del i den russiske brenselssyklusen. Russland er fortsatt tilhenger av en lukket brenselssyklus og har en strategi som innebærer at mest mulig brensel skal reprosesserer.

Det meste av brukt brensel i Russland har sin opprinnelse i kjernekraftverk, og det er fortsatt kjernekraftverk som bidrar med hoveddelen av tilveksten i lagrene av brukt brensel. Mengdemessig dominerer brukt brensel fra reaktortypene RBMK og VVER-1000. Disse brenselstypene blir i dagens Russland ikke reprosessert, fordi eksisterende anlegg ikke kan reprosessere VVER-og fordi bruk RBMK brensel har liten verdi som råstoff for nytt brensel. Brukt kjernekraftbrensel, fra VVER-440 og BN-600, blir reprosessert ved RT-1 anlegget i Majak sammen med brensel fra ubåter og forskningsreaktorer. Dette anlegget har en betydelig overkapasitet som i framtiden er tenkt fylt ved at anlegget bygges om til å kunne reprosessere brensel fra VVER-1000 brensel og PWR. Russland har dessuten planer om bygge ett nytt og vesentlig større reprosesseringsanlegg RT-2 i byen Zheleznogorsk.

Av totalt nesten 1200 reaktorkjerner med marint brensel produsert i Russland er over $\frac{3}{4}$ allerede reprosessert. Total mengde brukt brensel av marin opprinnelse i Nordvest-Russland er estimert til rundt 25-30 tonn, hvor nesten 60 % befinner seg i Andrejeva, det resterende i hovedsak i ubåter i opplag og noe på serviceskip. En årlig opphugging av 10 ubåter vil medføre en reprosessering av rundt 3 tonn brukt brensel, motsvarende rundt 2 til 3 % av det kjernekraftbrensel som i dag årlig reprosesserer i Majak. I tillegg til Majak driver Russland gjenvinning av brukt brensel ved Zheleznogorsk og Seversk. Denne produksjonen skjer med utgangspunkt i tre gjenværende militære reaktorer, hvis formål var produksjon av plutonium for våpenformål. Den sikkerhetsmessige tilstanden rundt disse reaktorene er ikke kjent, men rent konstruksjonsmessig regnes de som en forløper til RBMK reaktoren.

Russland har også et stort overskudd av plutonium, og fordi ingen russiske kjernekraftverk bruker MOX er har Russland en meget marginal sivil anvendelse av plutonium. Russland har også et stort overskudd av høyanriket uran, som i mangel på annen fornuftig bruk blir brukt til å øke anrikningsgraden i ferskt brensel for innenlandsk bruk og for eksport.

Alternativet til reprosessering er lagring, og senere deponering. Dette er den strategi som i Finland er valgt for VVER-440 brensel, og det er ingen forhold som tilsier at langtids-lagring eller deponering av denne typen brensel avviker vesentlig fra vanlig PWR brensel. Russland har under ferdigstillelse et sentralt anlegg i Zheleznogorsk for lagring av brensel fra VVER-1000 og RBMK reaktorer. Om Russland mot formodning skulle avstå fra å reprosessere VVER-440 brensel vil framtidig mengde av slikt brensel være relativt beskjeden sammenlignet med akkumulert og framtidig mengde av RBMK og VVER-1000 brensel. Det vil derfor neppe være kapasitetsmessig problemer ved også å lagre VVER-440 brensel i dette anlegget og en slik løsning ville høyst sannsynlig også være mulig rent teknisk. Ved at Russland ikke reprosesserer brensel fra RBMK brensel må landet i framtiden ha en

løsning for deponering av slikt brensel, og det vil neppe være tekniske hindringer i veien for en felles deponiløsning for alle typer kjernekraftbrensel.

Gjeldende strategi i Russland er å repossessere brukt marint brensel. I hvilken grad lagring for senere deponering vil være et egnet alternativ for marint brensel er vanskelig å vurdere fordi detaljer rundt brenselets beskaffenhet, konstruksjon og sammensetning er underlagt hemmelighold. Skadd brensel vil normalt ikke være egnet for direkte deponering eller lagring over lang tid, selv om det ville være mulig å tenke seg ulike former for til dels omfattende bearbeiding av brenselet før slik lagring kan finne sted. At brensel har høy anrikning vil også være et kompliserende element ved langtids lagring og deponering. Tilsvarende vil det for metallisk brensel og brensel med ulike alternative kapslingsmaterialer være problemer ved direkte deponering.

Dagens praksis rundt opphugging av ubåter tilsier at brenselet fraktes til Majak kort tid etter at brenselet er tatt ut fra ubåtene. Dette skyldes at det er minimal kapasitet for lagring av brensel i kjeden fra uttak til repossessering. Opphuggingen av ubåter og oppryddingen i Andrejevabukta forutsetter at det finnes et system for håndtering av det brukte brenselet og i dagens Russland består dette i at brenselet reposseseres i Majak. Om denne repossesseringen skulle opphøre vil ikke oppryddingsprosjektene kunne fortsette uten at det finnes lagringskapasitet for det brukte brenselet. Strålevernet kjenner ikke til konkrete vurderinger av i hvilken grad lagringskapasitet innenfor brenselssyklusen for kjernekraftbrensel vil kunne benyttes, men antar dette vil være gjennomførbart gitt tilstrekkelig administrativ kontroll. Det vil også være teknisk mulig å bygge egne lagringsfasiliteter for brukt marint brensel, enten i Nordvest-Russland eller andre steder i Russland. Prosjektering og bygging av et eller flere slike anlegg vil kunne ta flere år og medføre betydelige kostnader noe som vil kunne påvirke tidsskjemaet for oppryddingsarbeidet i Nordvest-Russland. Et eller flere lager representerer heller ikke en endelig løsning for det brukte brenselet, fordi slik lagring bare skjer midlertidig i påvente av endelig deponering.

Valg av strategi for sluttbehandling av brensel vil, innenfor rammen av hva som teknisk er mulig og gjennomførbart, i stor grad være et politisk spørsmål. Det er derfor svært sannsynlig at Russland fortsetter med å repossessere brensel innenfor den tidshorisont som gjelder for atomoppryddingene i det nordvestlige Russland. Sammenlignet med dagens praksis hvor brukt høyanrikt brensel finnes lagret under svært kritikkverdige forhold på ulike lokaliteter i Nordvest-Russland vil det være rimelig å anta at man har en stor positiv effekt av opphugging av marine fartøy og de oppryddingsarbeidene som skjer ved de militære basene i Nordvest-Russland uavhengig av om brukt brensel reposseseres eller ikke. Dette gjelder både med hensyn til miljø og for ikke-spredning.

I Resultat från forskning och utveckling

I 1: Radiochemical Analysis of Radionuclides Difficult to Measure for Decommissioning of Nuclear Facilities

Xiaolin Hou
Risø National Laboratory

In decommissioning of a nuclear facility, the radioactivity of various radionuclides has to be measured for estimation of the total inventory of radioactivity and its variation with time. Due to large volume, graphite, concrete, steel and lead are the main low-medium radioactive waste. The radioactivity in these materials comes from many nuclides such as ^3H , ^{14}C , ^{36}Cl , ^{41}Ca , ^{60}Co , ^{55}Fe , ^{63}Ni , ^{90}Sr , ^{99}Tc , ^{129}I , ^{133}Ba , ^{137}Cs , ^{152}Eu , ^{154}Eu , and some transuranics, in which, the determination of gamma emitters is much easier. But the beta and alpha emitters have to be separated from matrix and other radionuclides before measurement. Most of the beta activity is contributed from ^{14}C , ^3H , ^{55}Fe , ^{63}Ni , and ^{41}Ca . Due to high mobility and long half-life of ^{36}Cl , ^{129}I and ^{99}Tc , and high radiation toxicity of transuranics, the determination of these radionuclides in radioactive waste is also important for decommissioning and disposal of the waste. ^{14}C , ^3H , ^{36}Cl , ^{63}Ni , ^{99}Tc and ^{129}I are pure beta emitter; except ^{90}Sr , others are low energy beta emitters. ^{41}Ca and ^{55}Fe decay by electron capture. While, most of transuranics are alpha emitters. It is therefore necessary to decompose sample and separate individual radionuclide from matrix element and other interfering nuclides before measurement of their radioactivity. In our laboratory, analytical methods have been developed for the determination of these radionuclides in various nuclear wastes for the decommissioning of nuclear facilities; they are briefly presented.

An oxidizing combustion method has been developed to decompose graphite and concrete, and ^{14}C and ^3H released from the sample are measured by liquid scintillation counter (LSC). By this method the sample preparation time can be shortened to only 2-3 minutes. The detection limit of this method for ^{14}C and tritium are 0.96 and 0.58 Bq/g graphite and 0.11 and 0.06 Bq/g concrete respectively. The interference of other radionuclides in samples is insignificant.

A radiochemical separation procedure based on precipitation, ion exchange and extraction chromatography have been developed for the determination of ^{55}Fe and ^{63}Ni . The decontamination factors of the developed method are higher than 10^4 for the interfering radionuclides. The chemical recoveries for both Fe and Ni are higher than 80%. The detection limits of this method are 0.018 Bq for ^{55}Fe and 0.014 Bq for ^{63}Ni .

Due to high concentration of Ca in concrete, the radioactivity concentration of ^{41}Ca in reactor concrete is relatively high. An alkali fusion method is used to decompose the samples, and various precipitation methods were developed for the separation of Ca from matrix and other radionuclides, especially for ^{133}Ba , and ^{90}Sr . The purified ^{41}Ca is measured by LSC via counting Auger electrons. The developed method can be used for the simultaneous determination of ^{41}Ca and ^{90}Sr in heavy concrete samples.

The analytical methods for the determination of ^{36}Cl , ^{129}I , and ^{99}Tc were investigated for the analysis of graphite, concrete and steel samples. These radionuclides were first released from samples by acid

digestion and combustion, and then separated from matrix and other radionuclides using distillation, ion exchange chromatography and precipitation. The purified radionuclides were measured by LSC.

The methods for the determination of isotopes of Pu, ²⁴¹Am and ²³⁷Np were also developed based on chemical separation using precipitation, extraction and ion exchange and extraction chromatography, the separated transuranics were measured by alpha spectrometry, except for ²⁴¹Pu by LSC.

The developed method has been successfully applied for the analysis of heavy concrete, graphite, steel, aluminium, and lead from nuclear reactor and the estimation of inventories of these radionuclides in nuclear waste have been carried out. In addition, the methods were also applied for the analysis of sediment, water and vegetation samples for and investigation of the environmental chemical behaviour of these radionuclides.

I 2: On the fate of contaminant particles formed during decommissioning

Kasper G. Andersson[#] and Miriam A. Byrne[□]

[#] Risø National Laboratory

[□] National University of Ireland, Galway, Ireland

Abstract: During decommissioning of nuclear facilities, various processes, including mechanical cutting, drilling, and jack-hammering, on contaminated surfaces will generate contaminated aerosol, which can be resuspended in the air. A series of experiments have been conducted to examine this resuspension process and its temporal dependence over a few days. Experimental work has also been carried out to determine the process of contact transfer of particulate contaminants of different sizes from various surfaces to human skin/clothing. The implications of the findings are discussed in the context of worker dose.

Introduction

A number of decommissioning processes will generate contaminated dust particles. Hopefully, workers will be adequately protected during the course of the dust-generating operation. However, the dust generated can be subsequently resuspended in the air and thus constitute an inhalation hazard. As inhaled particles greater than 10 µm would be cleared rapidly by ciliary action (ICRP, 1993), the particles of key importance in this context would be likely to be those ranging from the slightly submicronaceous up to 5-10 µm. Particles of this size-range can be difficult to remove effectively from some types of building surfaces. For comparison, a literature survey of sizes of radioactive aerosols measured in nuclear working environments (Dorrian & Bailey, 1995) rendered a median value of 4.4 µm, supporting the choice of the ICRP Task Group on Human Respiratory Tract Models of a 5 µm default AMAD for occupational exposure. This paper addresses resuspension of particles as well as the transfer of particles to humans by contact with contaminated surfaces.

Methods / Results

An experiment series has been carried out in test rooms to examine whether resuspended particles have a different size distribution from that of the initially deposited contaminants. Particles of two sizes (0.7µm and 4.5 µm), labelled with neutron activatable rare-earth tracers (respectively indium and dysprosium), were released to the air in the test rooms, which had not previously been exposed to the applied tracers. The deposition to the floor as well as to surfaces at various heights (applying passive filter paper samples) and the initial size distribution of the emitted particles (by BLPI impactor measurement) were assessed. Twenty-four hours after the release, an effort was made over one hour to resuspend dust particles from the floor by continuously 'vacuuming' the floor of the test room, with no filter in the vacuum cleaner. This was repeated at different times, during which the size distribution of the resuspended aerosol was recorded. The size distribution of indium-labelled particles was at the initial discharge centred around 0.7 µm, but at the first resuspension (after 1 day), the indium tracer was primarily associated with particles in the 2.8 µm range, and after 5 days, the highest indium concentration was found in the stage representing the 5.6 µm particles. This change in size distribution will considerably alter the resuspension factor of these particles, as well as their deposition velocity to surfaces in the environment, including humans. The size distribution of the dysprosium particles did not change significantly over this period. From the experiments it is evident that the contamination becomes somewhat more strongly attached to the surface with time. This is particularly the case for the smallest particles, which are the least susceptible to resuspension. However, this can not alone explain the changes to the size distribution of the particles represented by the indium tracer. The increase of the supermicronaceous indium tagged particles with time must reflect the attachment of the initial

submicron tracer particles to larger particles present in the environment. Resuspension factors were typically recorded to be in the range of 10^{-2} to 10^{-1} m^{-1} , which ties in with the findings of Sehmel (1980) for these particle sizes during very vigorous sweeping. Differences in resuspension factor by various indoor activities (e.g., walking around or sitting) generally cover more than one order of magnitude. For workers at a decommissioning plant, resuspension factors in the range of 10^{-6} to 10^{-4} m^{-1} seem to be expectable (Brock et al., 2002). In other experiments the transfer of particulate contaminants from workplace and clothing surfaces to skin was studied. In the occupational environment, contact transfer has previously been extensively studied, but almost exclusively in the context of liquid contaminants. The measurements were made with low surface loadings, to simulate the situation where a person might unwittingly become contaminated through contact with a surface which is not obviously contaminated. The experimental strategy involved uniformly contaminating a test surface with neutron activatable particles, touching the surface with a gloved hand in a repeatable way, and then analysing the surface and the glove to determine the amount of transferred particles. The gloves chosen were made of textured latex, which was considered to be reasonably representative of the skin's surface. Experiments were carried out with dry and damp gloves. The results of the experiments are shown in Table 1. The percentage contact transfer efficiency is defined as:

$$\frac{\text{Mass of tracer particle per unit glove area} \times 100}{\text{Mass of tracer particles per unit test surface area}}$$

Table 1

Calculated contact transfer efficiencies. Standard deviations and no. of samples shown in brackets.

	Cotton fabric	Paper / wood	Woollen fabric	Plastic
Dry gloves 10 μm	19.1 % (11.9%, 9)	20.8% (11.9%, 4)	21.5 % (11.4%, 5)	22.7% (11.1%, 9)
Damp gloves 10 μm	30.5% (16.7%, 8)	30.2% (17.1%, 4)	28.5% (15.2%,4)	27.2% (15.0%, 6)
Dry gloves 0.5 μm	-	59.54 % (7.7%, 5)	-	-
Damp gloves 0.5 μm	-	86.96 % (2.7%, 5)	-	-

It can be seen from Table 1 that an appreciable proportion of particulate material can be transferred to skin through contact with contaminated surfaces. There is a general indication that damp gloves pick up more contaminant particles than dry gloves, which is not a surprising result. The 0.5 μm particles are clearly more easily transferred than are the 10 μm particles.

Discussion / Conclusions

Resuspension has been reported to be a greater problem than anticipated in connection with decommissioning of US nuclear facilities (Brock et al., 2002). This paper suggests that one problem may be particle growth, which increases particle resuspension as well as deposition velocity, and thereby increases the radiation hazard. The resuspension risk can change considerably over few days. Transfer efficiencies to humans of contaminant particles of different sizes by contact with surfaces that are hardly visibly contaminated were in general found to be high. This could for instance imply a risk of high local doses to the skin in rooms contaminated with beta-active particles. Further information on the behaviour of contaminated aerosols in the indoor environment and its implications for dose can be found in Andersson et al. (2004).

References

- Andersson, K.G. Roed, J., Byrne, M.A., Hession, H., Clark, P., Elahi, E., Byskov, A., Hou, X.L., Prip, H., Olsen, S.K. & Roed, T. (2004). Airborne contamination in the indoor environment and its implications for dose, Risoe-R-1462(EN), ISBN 87-550-3317-2.
- Brock, T.A., Strom, D.J. & Stansbury, P.S. (2002). An investigation of resuspension factors during decommissioning, decontamination, and demolition of a US Department of Energy facility, Health Physics 82, p. S171.

Dorrian, M.D. & Bailey, M.R. (1995). Particle size distributions of radioactive aerosols measured in workplaces, *Radiation Protection Dosimetry* 60, No. 2, pp. 119-133.

ICRP (1993). International Commission on Radiological Protection, Publication 66: Human respiratory tract model for radiological protection, Pergamon Press, ISBN 0-08-041154-1.

Sehmel, G.A. (1980). Particle resuspension: A review, *Environ. Int.* 4, pp. 107-127.

I 3: Specific characteristics of the decommissioning waste in the final disposal

Tapani Eurajoki
Fortum Nuclear Services Ltd

Since the materials and the activity inventory of decommissioning waste differ both from high-level waste and typical operational waste of an NPP, the performance assessment of the final disposal facility has to address some issues specific to the decommissioning waste. In general, decommissioning waste is more comparable to operational waste than to spent fuel, and e.g. in Finland the decommissioning waste of the nuclear power plants is planned to be disposed of in extensions of the existing repositories for low and intermediate level waste excavated in the bedrock at both plant sites, i.e. Loviisa [1] and Olkiluoto [2].

The typical activity or ingestion radiotoxicity of the decommissioning waste is about two or three orders of magnitude higher than that of operational waste, and therefore it represents a higher potential of environmental doses. In spite of the higher activity, it may nevertheless not be necessary to enhance the engineered and natural barrier systems to the same extent. The highest activity is typically contained in massive metal components having been exposed to high neutron flux, i.e. reactor internals, pressure vessel, and some surrounding structures. Such massive components also act as barriers, since the activity is bound in the material and released only when it deteriorates or corrodes. The radionuclide composition of the decommissioning waste also differs somewhat from the one in operational waste. The decommissioning waste may contain radionuclides of poorly sorbing elements such Molybdenum (Mo-93) in higher extents than operational waste, or some "exotic" elements like Europium, originating in impurities of the activating materials.

In the Finnish L/ILW repositories, main engineered barriers consist of concrete. In the YVL guide 8.1 [3], the following is stated for the engineered barriers:

- The engineered barriers shall effectively limit the release of radioactive substances from the waste emplacement rooms for at least 500 years.
- In the assessment of the isolation capability of the disposal system over 500 years, characteristics of the engineered barriers that have assured long-term stability, can be taken into account in addition to the natural barriers.

The requirements may interpreted to allow at least the consideration of concrete to determine the chemical conditions within the repository caverns significantly longer than the mentioned 500 years, if the water flow is limited. With typical groundwater flow rates in the bedrock of the repository sites, alkaline conditions due to the presence of concrete may last several millennia or even tens of millennia. This is in turn reflected in the radionuclide sorption as well as steel corrosion.

Corrosion rate of steel components in the waste determines the release of activation radionuclides to the repository water. The corrosion process generates gaseous and solid corrosion products, i.e. hydrogen as well as oxides and hydroxides of the corroding material. These may have several consequences on the physical and chemical phenomena to occur in the long-term in the repository, and therefore have to be addressed in the safety case.

In addition to corrosion phenomena, the chemical behavior of all radionuclides, but especially that of carbon (C-14) as well as solubility of nickel are for the decommissioning waste significantly more crucial issues than for operational waste. In the decommissioning waste C-14 is formed by neutron activation mainly from N-14. Due to the chemical change and the neutron energy inducing the activation the generated C-14 atoms may be bound differently from the "original" carbon or nitrogen

in the same material. In steel, for example, carbon and nitrogen behave similarly, occupying the interstitial places in the metal and forming carbides, nitrides and nitrocarbides. The reactivity of carbides depend on the elements which have formed the carbides. In repository conditions carbon may also be found as carbonate or, in some conditions it may form e.g. methane or other soluble, and hence more mobile, compounds, which is then reflected also in the environmental consequences.

Related to the solubility limit of nickel in concrete alkaline environment, there are no large uncertainties. Typical values in the literature are below $1\text{E-}5 \text{ mol/dm}^3$. As the pH decreases, the solubility increases, and some indications have been presented of a very high solubility at lower pH's. Since the solubility significantly limits the nickel concentrations in near-field of the repository, the possible uncertainties, or indications of higher solubility have to be addressed in the safety case.

References:

1. Ilpo Kallonen, Tapani Eurajoki, Elias Mayer. Decommissioning of the Loviisa NPP. Fortum Nuclear Services Ltd. Vantaa, December 2003.
2. Olkiluodon ydinvoimalaitoksen käytöstäpoiston suunnitelma 2003 (Decommissioning of Olkiluoto NPP - plan 2003; in Finnish). Teollisuuden Voima Oy, Posiva Oy, Safram Oy, Rauma, December 2003.
3. Guide YVL 8.1. Disposal of low and intermediate level waste from the operation of nuclear power plants. Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK). 10 September 2003.

I 4: Traceability and communication of life cycle requirements for systems at nuclear facilities

Atoosa P-J Thunem
IFE Halden

The title of the reported project is “Traceability and Communication of Requirements in Digital I&C Systems Development”, abbreviated TACO. The project was funded by Nordic nuclear safety research (NKS) and the project number was NKS_R_2002_16.

The overall objective of the TACO project was to improve the knowledge on principles and best practices related to the issues concretised in the pre-project. On the basis of experiences in the Nordic countries, the project aimed at identifying the best practices and most important criteria for ensuring effective communication in relation to requirements elicitation and analysis, understandability of requirements to all parties, and traceability of requirements through the different design phases. It is expected that the project will provide important input to the development of guidelines and establishment of recommended practices related to these activities.

The overall aim of the first phase of the project, the TACO pre-project, which was carried out in the second half of 2002, was to identify the main issues related to traceability and communication of requirements in digital I&C systems development. By focusing on the identification of main issues, the pre-project provided a basis for prioritising further work, while at the same time providing some initial recommendations related to these issues. The establishment of a Nordic expert network within the subject was another important result of the pre-project.

The project activities in 2003 constituted a natural continuation of the pre-project, and focused on the technical issues concretised in the pre-project report. The work concentrated on four central and related issues: 1) Representation of requirements origins, 2) Traceability techniques, 3) Configuration management and the traceability of requirements, and 4) Identification and categorisation of system aspects and their models

The results from the pre-project and the activities in 2003 were presented at the first TACO Industrial Seminar, which took place in Stockholm on the 12th of December 2003. The seminar was hosted by the Swedish Nuclear Power Inspectorate (SKI).

In 2004, the work has focused on providing a unified exposition on the issues studied and thereby facilitating a common approach to requirements handling, from their origins and through the different development phases. Emphasis has been put on the development of the TACO Traceability Model. The model supports understandability, communication and traceability by providing a common basis, in the form of a requirements change history, for different kinds of analysis and presentation of different requirements perspectives. Traceability is facilitated through the representation of requirements changes in terms of a change history tree built up by composition of instances of a number of change types, and by providing analysis on the basis of this representation. Much of the strength of the TACO Traceability Model is that it aims at forming the logic needed for formalising the activities related to change management and hence their further automation.

The work was presented at the second TACO Industrial Seminar, which took place in Helsinki on the 8th of December 2004. The seminar was hosted by the Finnish Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK).

The TACO Traceability Model adopts several of the ideas to fine-grained traceability. Accordingly, traceability is facilitated by representing the requirements changes in terms of a change history tree built up by composition of instances of seven different change types, and to provide analysis on the basis of this representation. The change types correspond to the following generic actions performed on requirements, or more generally, paragraphs:

- Creating a new paragraph with no prior history
- Deleting an existing paragraph
- Splitting an existing paragraph, thereby creating a number of new paragraphs
- Combining existing paragraphs by a new paragraph
- Replacing existing paragraphs by a new paragraph
- Deriving a new paragraph from existing paragraphs
- Modifying a paragraph without changing its meaning

The change history can be represented by a tree where the paragraphs constitute the nodes. The tree representation constitutes an appropriate basis for different kinds of analysis, including finding

- all initial paragraphs
- all deleted paragraphs
- all applicable paragraphs
- the complete history of a paragraph
- the complete backwards traceability from a set of paragraphs
- the complete forwards traceability from a set of paragraphs
- the legality of a proposed requirements change

The possibility to find the backwards or forwards traceability from a set of requirements facilitates backwards and forwards branch isolation and analysis of the change history. The versatility of the representation can be further improved by extending the representation of the paragraphs to include different parameters that classify the requirements, provide additional information, etc. Possible parameters are discussed later in the report.

When it comes to the representation of the actual parameters, it is important to distinguish between (1) the information that is essential to identify the paragraph, and (2) the various information associated to this parameter. Conceptually, and from a perspective of modularity, it is useful to let the nodes in the change history tree represent the necessary and sufficient information related to the identity of a paragraph. In the TACO Traceability Model, a paragraph is represented by the combination of a unique identifier for this paragraph and a version number to distinguish several versions of the same paragraph. At any time, only the latest version of a paragraph can be an applicable paragraph. That is, a new version of a paragraph is introduced only if this replaces old versions. In any case, it is possible to make duplicates of a paragraph when these are treated as different paragraphs. This can also be used for representing different variants of the same requirement, possibly with “application conditions” attached as guidelines to every single variant. Each variant will however be represented with a separate paragraph.

It is important to note that concepts similar to those described above for the TACO Traceability Model can be found in commercial tools for version control and configuration management. Although the change types might have other names, they typically resemble those defined here. In general, however, these tools do not offer an identifiable, formally defined traceability model, and leave to the user to define the actual semantics underlying the different change types. The strength of the TACO Traceability Model is that it aims at forming the logic needed for formalising the activities related to change management and hence their further automation.

Conceptually, we can think of a node of the change history tree as a versioned paragraph, represented by a pair of a paragraph identifier and a version number. In the following we will use the change history in Figure 1 as an example.

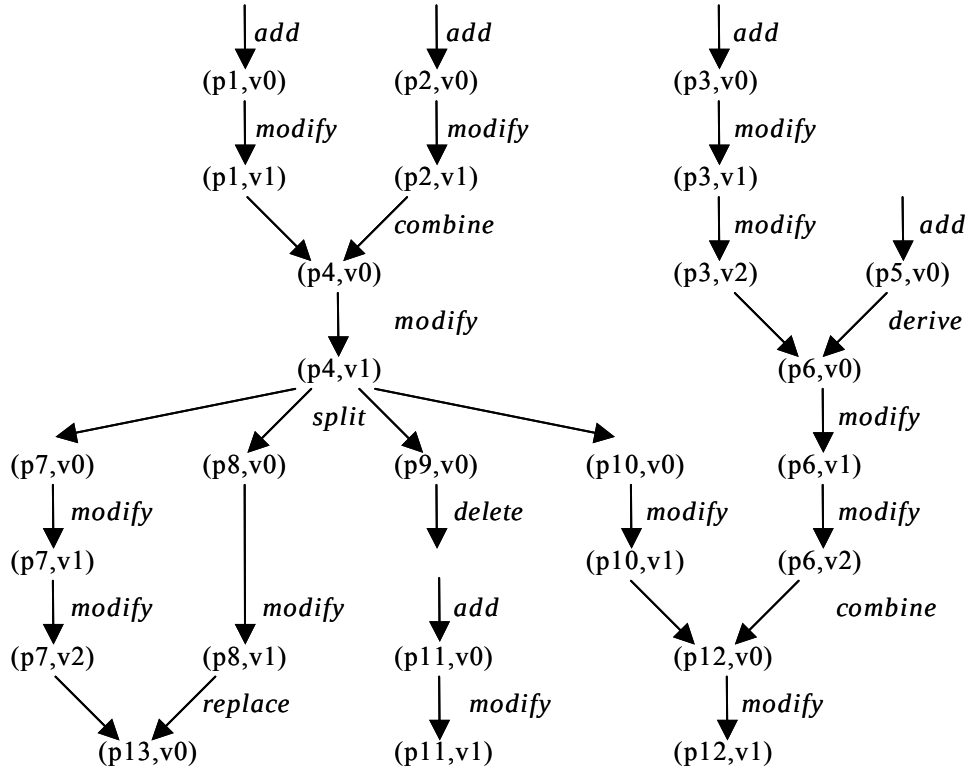


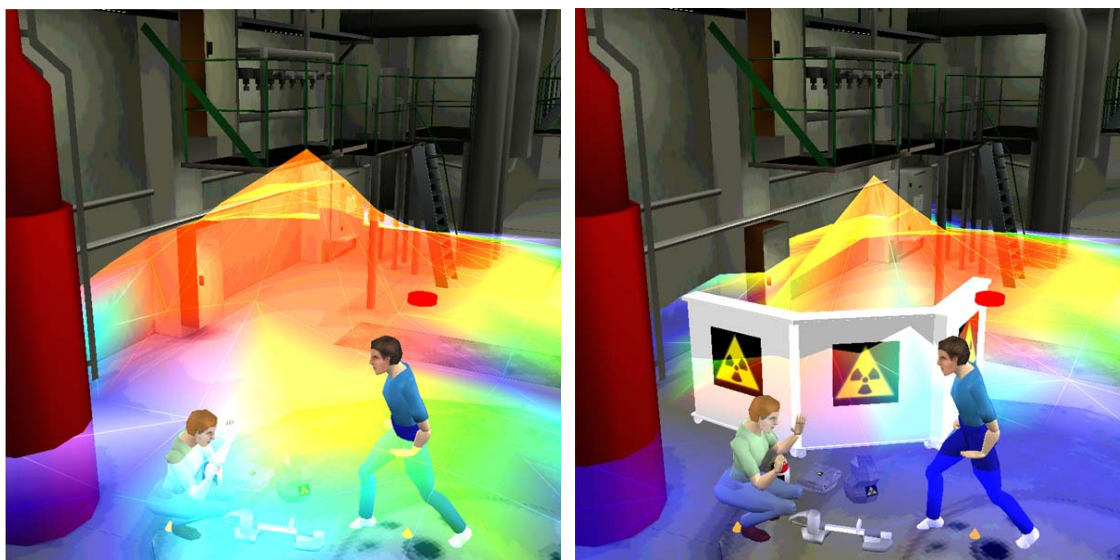
Fig. 1. The example change history

I 5: VRdose - Virtual Reality for strålingsvisualisering og arbeidsplanlegging i et dekommisjoneringsprosjekt

Grete Rindahl
IFE Halden

Virtual Reality (VR) eller kunstig virkelighet er en måte å visualisere, navigere i og interagere med et miljø som er beskrevet av en tredimensjonal datamodell. En mye brukt definisjon er ”et datasystem som skaper en kunstig verden, hvor brukeren har følelsen av å befinne seg i denne verdenen og kan navigere rundt og manipulere objekter i verdenen.” [1].

Et standardeksempel på VR er den velkjente flysimulatoren. I dette tilfellet kan brukeren utføre oppgaver som å lande eller ta av på en trygg og riktig måte, trene på håndtere uforutsette hendelser og så videre. Akkurat som flysimulatoren lar piloten trene uten risiko for seg selv eller passasjerer, kan en nukleært fokusert VR-verktøy la f.eks. en gruppe ingeniører teste ut arbeidsplaner og prosedyrer i miljøer med signifikante dosehastigheter.



Figur 2 Samme arbeidoppgave under forskjellige strålingsbetingelser.

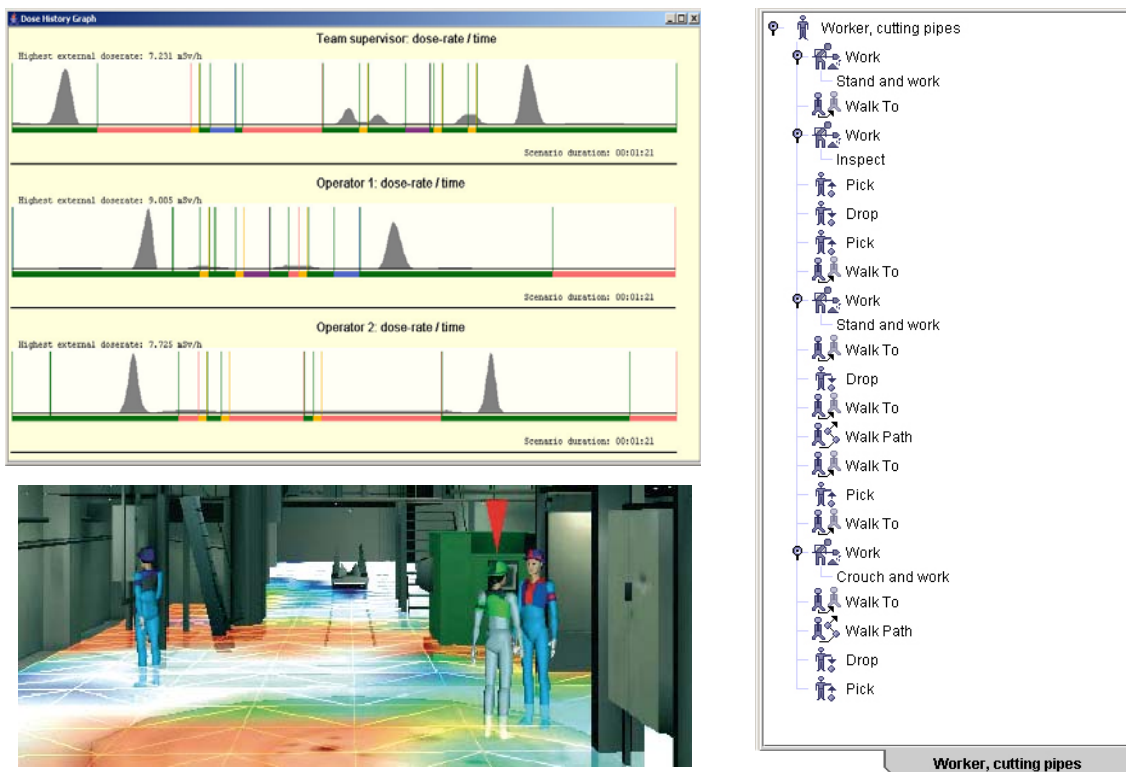
VRdose er et Virtual Reality (VR) software-prosjekt som ble startet av Institutt for Energiteknikk sammen med Japan Nuclear Cycle development institute (JNC) for bruk i dekommisjoneringsprosjektet av Fugen-reaktoren i Tsuruga Japan. I utviklingen av VRdose har det vært fokusert sterkt på arbeidsplanlegging i kombinasjon med strålingsvisualisering og doseestimer, og i perioden 1999 til 2003 ble en spesialtilpasset første utgave utviklet for Fugen[2][3][4][5]. I ettertid er det blitt laget en egen versjon spesielt for dekommisjoneringsprosjektet av plutoniumkontaminerte hanskebokser på oppdrag fra ENEA og SOGIN i Italia. I slutten av 2004 ble endelig en standardversjon av VRdose også klar for salg. Relatert forskning og utvikling pågår nå også i et bilateralt prosjekt med TEPCO i Japan.

VRdose gir en rask og entydig oversikt over strålingsbetingelsene i et miljø ved å visualisere stråling i en realistisk 3D modell basert på geometriske data fra arbeidsmiljøet i kombinasjon med beregnede eller målte strålingsverdier. I Figur 2 ses et eksempel på visualisering av ulike strålingsbetingelser. Farveskala og amplitude angir strålingsverdi. Dette konfigureres av bruker.

Detaljerte arbeidsscenarier kan også tas opp som en slags 3D-video, og estimerte stråledoser for alle deltagerne i arbeidsteamet visualiseres. Et eksempel på dette er vist i Figur 3. Scenariene kan lagres og editeres. Programmet skiller mellom gamma-stråling (ekstern dose) og nuklider som pustes inn.

Strålingsverdiene kan komme fra målinger og menneskelige estimerer gjort i anlegget, eller et numerisk beregningsprogram kan benyttes. Avhengig av typen stråledata kan brukeren velge mellom lineær interpolasjon eller strålekilde-estimerer for visualisering.

Typiske sluttbrukere er stab fra strålevern, stab involvert i vedlikehold og treningsaktiviteter og ledelsen ved nukleære installasjoner. Hensikten med visualiseringen er å gjøre brukerne i stand til raskt å vurdere en situasjon og få en bedre forståelse for omstendighetene for design, trening og arbeidsutførelse. Et eksempel på dette er å gi staben et bedre overblikk over hvordan strålingsbildet vil se ut og endre seg i en gitt arbeidssituasjon, og gi dem bedre muligheter til å minimere sine egne doser. Ved å ta opp arbeidsscenarier og beregne doseestimerer for hver enkelt basert på disse, blir det lettere å se klart hvilke enkeltoperasjoner som er mest kostbare i dosebudsjettet. Planene kan så justeres for å få dosene ned.

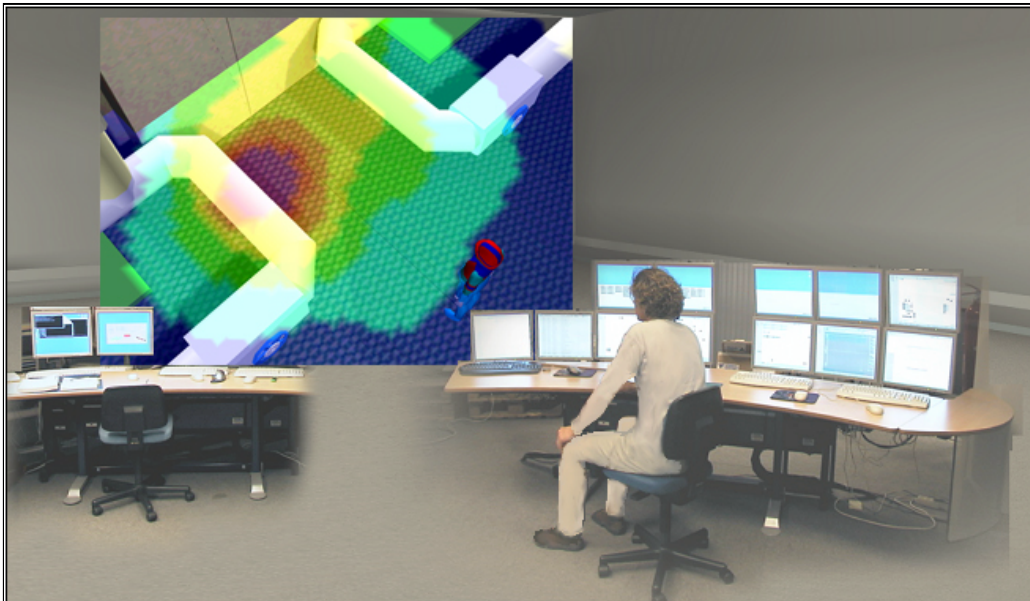


Figur 3 Et arbeidsscenario med grafer for dose-estimerer.

I den mest avanserte versjonen av VRdose, som brukes av JNC, er alt inventar i VR miljøet koblet opp mot en stor database. Ved å klikke med musen på et VR-objekt får brukeren tilgang til informasjon om det virkelige objektet, inkludert fotografier, plan for videre håndtering, eventuell målt kontaminering eller aktivitet og så videre. Databasen inneholder også doseinformasjon om alle virkelige operatører, og scenarier for VR operatørene kan tilordnes virkelige personer, og estimerte doser inngår i deres planlagte dosebudsjett.

VRdose er også brukt i flere eksperimenter for Halden Prosjektet (OECD NEA Halden Reactor Project), og disse har også gitt verdifull feedback til utviklingsmiljøet om brukernes situasjon og behov, [6][7][8]. Et tett samarbeid med human factors-spesialister og strålevern ved IFE i Halden er svært viktig for å sikre at systemet blir brukelig i den virkelige verden.

I Figur 4 ser vi hvordan VRdose også kan brukes til å visualisere strålingsforhold på storskjerm i kontrollrommet. I et samarbeid med TEPCO i Japan jobbes det nå med å kunne visualisere øyeblikkelig dosehastighet på denne måten basert på fastmonterte strålingsdetektorer kombinert med posisjoneringsutstyr med dosimetre båret av operatører og montert på utstyr.



Figur 4 Under utvikling: Målingene visualiseres i kontrollrommet etterhvert som de registreres på operatørens dosimetre og faste installasjoner.

Referanser

- [1] Michael N. Louka, "An Introduction to Virtual Reality Technology", HWR-588, February 1999, OECD Halden Reactor Project, Halden, Norway.
- [2] G. Rindahl, T. Johnsen, F.Øwre and Y.Iguchi., "Virtual Reality Technology and Nuclear Decommissioning," Proc. Int. Conf. on Safe Decommissioning for Nuclear Activities, IAEA, Berlin, (2002).
- [3] Iguchi, Y., Kanehira, Y. Tachibana, M., & Johnsen, T. (2004) "Development of Decommissioning Engineering Support System (DEXUS) of the Fugen Nuclear Power Plant." In Journal of Nuclear Science and Technology, Vol 41., No.3, pp. 367-375. Tokyo, Japan : Atomic Energy Society of Japan.
- [4] Grete Rindahl and Yukihiro Iguchi, "Virtual Reality Technology for Application in a Nuclear Decommissioning Process", EHPG (Lillehammer), Session C3, no 8, March 2001
- [5] Iguchi, Y., Louka,M., Johnsen, T., "VRdose: An Exposure Dose Evaluation System based on Virtual Reality Technology - Current Status and Future Possibilities", EHPG Sandefjord, 2004
- [6] E. Nystad, A. Drøivoldsmo, A. Sebok. (2002). "Use of Radiation Maps in a Virtual Training Environment for NPP Field Operators" (HWR-681). Halden, Norway: OECD Halden Reactor Project.
- [7] Angelia Sebok "VRdose Usability Tests: Methods and Results, November 2001 - January 2002", Project Report, IFE/HR/f-2002/1196
- [8] Espen Nystad, Angelia Sebok and Geir Meyer, "Validation Of Radiation Dose Estimations In VRdose: Comparing Estimated Radiation Doses With Observed Radiation Doses" HWR-795, April 2004

I 6: Avfallskonditionering av stora komponenter

Bo Wirendal
Studsvik Nuclear AB

Studsvik Nuclear AB driver två processer för volymreduktion och återvinning av avfall från kärntekniska anläggningar i Sverige och utomlands. Processerna består av en förbränningsanläggning för volymreduktion av organiskt avfall, och en smältanläggning för volymreduktion och återvinning av skrot.

Sammanfattningen av presentationen handlar i huvudsak om behandlingen av stora komponenter som skrotats ut från kärnkraftsverk och sedan transporterats till Studsvik för behandling.

Behandlingen av skrot och stora komponenter har pågått i Studsvik's smältanläggning sedan senare hälften av 1980 talet. Studsvik har idag tillstånd att smälta aluminium, mässing, koppar, samt legerat och olegerat stål. Typiska komponenter som behandlas är värmeväxlare, lågtrycks turbiner, pumphus samt mindre skrotdetaljer som transporteras i containers till Studsvik. Målet med behandlingen av skrot är att kunna friklassa merparten av materialet och endast deponera sekundäravfallet från behandlingen.

Ett exempel på en avfallsbehandling är behandlingen av utbytta turbindelar från Forsmark 3 som genomfördes under 2004-2005. Turbindelarna bestod av över och underhus, turbinrotorer och div annat skrot, med en totalvikt av ca 1060 ton och en volym vid leverans på över 1000 m³. Resultatet efter avfallsbehandlingen blev ca 20 m³ (ca 32 ton) med sekundäravfall som Forsmark omhändertar och deponerar, medan resterande material har friklassats eller kommer att friklassas efter några års avklingningslagring.

Materialet som friklassas är i huvudsak i form av göt som används vid omsmältning av annat skrot för framställning av nytt stål och andra metaller. Friklassningen och omsmältningen av göt sker enligt Europa Kommissionens Rekommendationer RP 89.

För att minimera sekundäravfallet och öka andelen skrot som kan friklassas efter behandlingen, har olika typer av teknisk utrustning införts i processen.

Tyngdpunkten på den tekniska utrustningen, förutom själva smältugnarna, har lagts på förstegen till smältningen som t.ex kap och dekontamineringsutrustningar. Genom torrblästring i speciella blästerutrustningar avlägsnas stor del av ytkontamination och andra föroreningar som finns på materialet. Dekontaminering bidrar och är i många fall helt avgörande till, att material kan friklassas direkt efter smältning alternativt efter viss tids avklingningslagring av göten.

I den fortsatta utvecklingen har ett projekt med smältning kontaminerat bly genomförts. Resultatet från smältning av bly visar att smältprocessen ger en mycket hög dekontaminerings faktor, vilket innebär att återvinning av blyskrot underlättas genom denna metod, och att man endast behöver deponera sekundäravfallet.

Merparten av det material som behandlats i Studsvik genom åren har varit förhållandevis mycket lågt ytkontaminerat, men utvecklingen går mot att även material som har en högre ytaktivitet kan med ovan nämnda tekniker behandlas och friklassas.

Avklingningslagringen av göt baseras främst på resterande mängden Co-60 aktivitet som ev finns kvar i material efter smältprocessen.

Sekundäravfallet består normalt av slagg från smältprocessen, kaprester, blästermedel, stoft från ventilationsanläggningar samt göt som ej går att friklassa på grund av att aktivitetens innehåll överstiger gränsvärdet för möjlig friklassning efter avklingningslagring.

Mängden sekundäravfall beror mycket på materialets beskaffenhet, men erfarenhetsmässigt uppgår andelen sekundäravfall normalt till 3-5 % av vikten på materialet.

För att ytterligare reducera volymen på sekundäravfall har en krossanläggning installerats för att krossa slagg från smältprocessen. Krossning har inneburit att densiteten på slaggen har fördubblats vilket ger en betydande besparing av volymer i slutlagren.

Ovan nämnda sekundäravfallet återtransporteras alltid till ägaren av materialet, medans göten under en förutbestämd tid kan lagras på Studsvik, i avvaktan på avklingning och friklassning (max 10 år för utlänskt material). Under avklingningslagringen är det den levererande anläggningen som äger göten, Studsvik övertar ägandet i och med att göten har blivit friklassade enligt gällande tillstånd.

Erfarenheterna från över 15 års behandling av skrot från kärnkraftsindustrin, är att genom dekontaminering och smältning, reduceras volymerna högst väsentliga på material, som annars skulle behöva deponeras i dyra slutlager. Dessutom kan värdefullt material återanvändas för produktion av nytt stål och andra metaller, vilket bidrar till en besparing av de naturliga resurserna helt i linje med all annan industri.

Sammanfattningen av de processer som Studsvik innehar för behandling av avfall, sparar på ett kostnadseffektivt vis, stora volymer i slutlagren för radioaktivt avfall vilket har lett till att Studsvik tillsammans med Ringhals bedriver ett utvecklingsprojekt med målet att avfallskonditionera en Ånggenerator från Ringhals 3. Anledningen denna utveckling är, att det finns ett behov i Sverige och runt om i världen att avfallskonditionera Ånggeneratorer och andra stora komplexa komponenter, för att anpassa materialet till befintliga, alternativt till kommande slutlager.

3 Resultat, slutsatser och rekommendationer

Seminariet var mycket uppskattat med många intressanta föredrag, givande studiebesök och goda möjligheter att knyta kontakter.

3.1 Förslag på nytt programområde inom NKS

Rekommendation framfördes om att NKS ska satsa på ett separat avfalls- och avvecklingsprogram (A-program) vid sidan om de två nuvarande programmen inom reaktorsäkerhet och beredskap. Huvuddelen av mötesdeltagarna ställde sig bakom denna rekommendation. Avfalls- och avvecklingsfrågorna är i dagens läge högaktuella inom Norden och NKS skulle kunna ha en viktig roll när det gäller samordnade insatser inom dessa områden. Med den nuvarande uppdelningen i två programområden där reaktorsäkerhetsprogrammet även inkluderar avfall och avveckling finns det en uppenbar risk att avfalls- och avvecklingsfrågor ges låg prioritet eftersom de ligger utanför programchefens expertområde.

Som ett minimum bör NKS' mål inom det nuvarande programområdet vidgas så det tydligt markeras att avveckling och avfall är prioriterade områden.

3.2 Förslag till fortsatta aktiviteter

Att det finns täckning för önskemålet om ett separat A-program visar den mängd förslag som kom fram som resultat från grupparbeten. Förslagen behandlar allt från strategiska, ekonomiska och politiska frågor till tekniska frågor och insatser som rör kompetens och kommunikation. I Tabell 2 sammanfattas förslagen.

Det är önskvärt att NKS inom en snar framtid kommer igång med projekt om avveckling. Ett sådant inledande avvecklingsprojekt skulle dels kunna omfatta arbete med att ta fram information till hemsida om vem som gör vad inom avvecklings- och avfallsområdet och dels vara en förstudie inför fortsatta studier med bred medverkan från de nordiska länderna.

Tabell 2

Förslag på huvudområden och delområden för fortsatta studier (både studier av utredande karaktär och forsknings- och utvecklingsinriktade studier) och seminarier inom NKS.

Huvudområde/Delområde	Kommentarer och frågeställningar
Kartläggning, demontering, dekontaminering, avsökning och avfallshantering	
Radiologisk kartläggning	- Planläggning - Metoder (teori och mätningar) - Detaljeringsgrad för olika typer av anläggningar
Kartläggning av hälsofarliga eller miljöstörande ämnen	- Planläggning - Metoder - Detaljeringsgrad för olika typer av anläggningar
Demonterings-, kapnings- och dekontamineringsmetoder	
Kategorisering av radioaktivt avfall och ”mixed waste”	
Mätmetoder (målemetoder)	- Instrument - Noggrannhet - Kalibrering - Benchmarking
Bestämning av svärmätbara nuklider	
Standard om avveckling	- Framtagning av förslag till ISO-standard om avveckling av nukleära anläggningar
Friklassning	- Gällande regelverk och praxis i olika länder - Metoder för friklassningsmätningar
Grafit	- Hantering och slutförvaring av grafit

Tabell 2

forts.

Huvudområde/Delområde	Kommentarer och frågeställningar
Planläggning, kompetens, kommunikation och säkerhet	
Information om vem som gör vad på hemsida	
Avvecklingsplaner	- IAEA rekommendationer - Lagom nivå - Inte bara en pappersprodukt - Pågående process
Kompetenssäkring och överföring av information till nästa generation	- Dokumentation - Riktlinjer för dokumentation - Svårt att dokumentera allt
Risikanalyser	
Miljökrav och miljökonsekvensanalyser	
Strålskydd	
Konventionellt arbetarskydd	
Säkerhetskultur	
Procedurer och praxis	- Förståelse för procedurer - Acceptans för procedurer - Avvägning mellan kravnivå och rimlig pratisk nivå - Utbildning
Kommunikation	- Kommunikation mellan anläggningar (erfarenheter, misstag) - Kommunikation med myndigheter (samråd) - Kommunikation med allmänheten (samråd) - Krisinformationshantering - Öppenhet kontra sekretess av t ex kommersiella skäl - Beredskap att hantera frågor om avveckling - Behov av acceptans från allmänheten

Tabell 2

forts.

Huvudområde/Delområde	Kommentarer och frågeställningar
Strategi, ekonomi och politik	
Strategiska överväganden vid avveckling och rivning	- Slutmål för rivning ("green field", "brown field" eller annat)? - Omedelbar eller fördröjd avveckling och rivning?
Kostnadsberäkningar och andra ekonomiska frågor	- Planering - Identifiering av finansiella risker - Metoder för att på ett tidigt stadium göra kostnadsuppskattningar
"Stakeholder involvement"	

3.3 Erfarenhetsåterföring från programkommittén

Intresset för seminariet var stort jämfört med de ursprungliga förväntningarna.

Programkommittén valde att ta in många korta föredrag i programmet i stället för att tacka nej till inkomna förslag på föredrag. Detta hade positiva och negativa sidor. De positiva övervägde dock. Seminariet fick stor bredd vilket var bra med tanke på att deltagarna hade mycket varierande bakgrund.

Tydliga signaler till föredragshållarna när föredragen behövde avslutas och mycket god disciplinen från föredragshållarnas sida gjorde att tidplanen för seminariet kunde hållas trots att programmet var späckat.

En i förväg framtagen lista över diskussionspunkter vid grupparbetena fungerade bra. Det fungerade också bra med i förväg utsedda gruppledare.

Sist med inte minst kunde det konstateras att de praktiska arrangemangen kring seminariet fungerade utmärkt tack vare gott arbete från NKS-sekretariatet i samarbete med DD.

Bilaga 1: Deltagarförteckning

Land/Organisation	Efternamn	Förnamn
Internationella organisationer		
OECD/NEA	Eng	Torsten
NKS	Bennerstedt	Torkel
Danmark		
Beredskabsstyrelsen, Nukleart Beredskab	Nystrup	Poul Erik
Dansk Dekommissionering	Carugati	Steen
Dansk Dekommissionering	Hannesson	Haraldur
Dansk Dekommissionering	Lauridsen	Kurt
Dansk Dekommissionering	Søgaard-Hansen	Jens
Dansk Dekommissionering	Sørensen	Anne
Dansk Dekommissionering	Warming	Lisbeth
Dansk Dekommissionering	Ølgaard	Povl L
Dansk Dekommissionering	Østergaard	Max
DTU, Måling og Instrumentering	Aage	Helle Karina
Forskningscenter Risø	Andersson	Kasper
Forskningscenter Risø	Damkjær	Anders
Forskningscenter Risø	Hou	Xiaolin
Forskningscenter Risø	Majborn	Benny
Forskningscenter Risø	Thykier-Nielsen	Søren
Statens Institut for Strålehygiejne	Dyekjær-Hansen	Tue
Statens Institut for Strålehygiejne	Breddam	Kresten
Finland		
Fortum	Bergroth	Nici
Fortum	Eurajoki	Tapani
TVO	Tuunanen	Jari
TVO	Viitanen	Pekka
VTT Processes	Salmenhaara	Seppo
Norge		
IFE Halden	Rindahl	Grete
IFE Halden	Thunem	Atoosa P-J
IFE Halden	Valseth	Atle
IFE Kjeller	Backe	Steinar
IFE Kjeller	Bøe	Trond Eivind
Statens strålevern	Breivik	Hanne
Statens strålevern	Larsen	Erlend

Sverige		
Barsebäck Kraft AB	Johansson	Leif
Barsebäck Kraft AB	Jönsson	Jan-Erik
Barsebäck Kraft AB	Lindvall	Carl Göran
Barsebäck Kraft AB	Lorenz	Håkan
Barsebäck Kraft AB	Soldéus	Ulf
Carl Bro AB	Larsson	Stig-Erik
Forsmarks Kraftgrupp	Hennigor	Staffan
ISS - Nuclear services	Ek	Thomas
ISS - Nuclear services	Salvall	Håkan
KASAM (Statens råd för kärnavfallsfrågor)	Söderberg	Olof
Länsstyrelsen i Skåne län	Fagerström	Göran
Länsstyrelsen i Skåne län	Swärdh	Andreas
Räddningsverket	Eriksson	Renée
Räddningsverket	Källerfelt	Charlotta
SKB International Consultants	Nirvin	Bo
SKI	Berglund	Thomas
SKI	Frise	Lennart
SKI	Hedberg	Bengt
SKI	Hellgren	Raoul
SKI	Jacobsson	Pia
SSI	Efraimsson	Henrik
SSI	Hägg	Anki
SSI	Snihs	Jan Olof
Studsvik AB	Westerberg	Kjell
Studsvik Nuclear AB	Brodén	Karin
Studsvik Nuclear AB	Ellmark	Christoffer
Studsvik Nuclear AB	Gustafson	Lennart
Studsvik Nuclear AB	Wirendal	Bo
Studsvik NuclearAB	Eriksson	Anders
Studsvik Stensand	Johnsson	Björn
Studsvik SVAFO	Berg	Robert
Studsvik SVAFO	Hedvall	Robert
SwedPower AB	Torstenfelt	Börje
Tekedo AB	Sjöblom	Rolf

Bilaga 2: Program

Datum	kl	Programpunkt	
13 sep	13:30	<i>Samling med kaffe</i>	
	14:00	Inledning	
	14:00	Inledningsanförande	Max Østergaard, DD
	14:15	Syfte och programuppläggning	Karin Brodén, Studsvik
	14:30	Internationella och nationella rekommendationer och krav vid avveckling av nukleära anläggningar	
	14:30	Internationella rekommendationer och krav rörande avveckling av kärntekniska anläggningar	Torsten Eng, OECD/NEA
	15:00	Nationale og internationale anbefalinger og krav til afviklingen af de nukleare anlæg på Risø	Kresten Breddam, SIS
	15:15	Pågående översyn av regler för friklassning av material och byggnader i Sverige	Henrik Efraimsson, SSI
	15:30	Early stage cost calculations for decontamination and decommissioning of nuclear research facilities	Rolf Sjöblom, Tekedo
	15:50	Kort information om inledande arbete med att ta fram en ny ISO-standard om avveckling av nukleära anläggningar	Carl Göran Lindvall, Barsebäck
	16:00	<i>Kaffe</i>	
	16:15	Myndighetserfarenheter från avvecklingsärenden	
	16:15	Planering inför avveckling – erfarenheter från SSIs avvecklingsinspektioner	Anki Hägg, SSI
	16:30	Organisatoriska aspekter på avveckling	Pia Jacobsson, SKI
	16:45	Länsstyrelsen i Skåne läns arbete med avvecklingen av Barsebäck ur ett beredskaps- och miljöperspektiv	Andreas Swärdh och Göran Fagerström, Länsstyrelsen i Skåne län
	17:00	Avveckling och rivning av nukleära anläggningar i Danmark	
	17:00	Dekommissionering af reaktor DR 1 på Forskningscenter Risø	Kurt Lauridsen, DD
	17:15	Karakteriseringsprojekterne for DR1, DR2 og DR3	Povl L Ølgaard, DD

	17:30	Karakterisering af dekommissioneringsaffald fra de nukleare anlæg på Risø ud fra prøver målt på A-lab	Anne Sørensen, DD
	17:45	Karakterisering af dekommissioneringsaffald fra de nukleare anlæg på Risø ved brug av skala tal	Steen Carugati, DD
	18:00	Resultat från forskning och utveckling	
	18:00	Radiochemical analysis of radionuclides difficult to measure for decommissioning of nuclear facilities	Xiaolin Hou, Risø
	18:15	On the fate of contaminant particles formed during decommissioning	Kasper Andersson, Risø
	19:30	<i>Middag (NKS och DD bjuder)</i>	
14 sep	08:30	Avveckling och rivning av nukleära anläggningar i Sverige	
	08:30	Avveckling av reaktorerna i Barsebäck - Avvecklingsprocessen - Erfarenheter och status	Håkan Lorentz och Leif Johansson, Barsebäck
	09:00	Avställning och avveckling av reaktorerna på Studsvik	Lennart Gustafson, Studsvik
	09:30	Sanerings och mäterfarenheter från ACL-projektet	Christoffer Ellmark, Studsvik
	09:45	Avvecklingsplaner för nukleära anläggningar i Norge	
	09:45	Dekommissioneringsplan for IFEs nukleære konsesjonsunderlagte anlegg	Atle Valseth, IFE Halden
	10:00	<i>Kaffe</i>	
	10:30	Avvecklingsplaner för nukleära anläggningar i Finland	
	10:30	Avvecklingsplaner för Olkiluoto 3 och befintliga kärntekniska anläggningar i Finland	Jari Tuunanen, TVO
	10:45	Radiation safety on decommissioning of OL1 and OL2	Pekka Viitanen, TVO
	11:00	Overview of the nuclear waste management plan of the FiR 1 research reactor	Seppo Salmenhaara, VTT
	11:15	<i>Paus</i>	
	11:30	Avveckling av nukleära anläggningar i Tyskland och Storbritannien	
	11:30	Avveckling av nukleära anläggningar i	Kjell Westerberg, Studsvik

		Tyskland och Storbritannien	
14 sep	11:45	Avveckling av nukleära anläggningar i forna Sovjetunionen	
	11:45	Avveckling av Ignalinas två RBMK-reaktorer	Börje Torstenfelt, SwedPower
	12:00	Paldiski och Tammiku, forna sovjetiska anläggningar under avveckling i Estland	Bo Nirvin, SKB
	12:15	Experiences of Swedish international co-operation in projects concerning decommissioning	Jan Olof Snihs, SSI
	12:30	Alternativer for behandling av brukt brensel fra opphugging av ubåter under EBRD strategisk masterplan	Erlend Larsen, Statens strålevern
	12:45	<i>Lunch (var och en betalar för sig)</i>	
	13:45	Resultat från forskning och utveckling (forts)	
	13:45	Specific characteristics of the decommissioning waste in the final disposal	Tapani Eurajoki, Fortum
	14:00	Traceability and communication of life cycle requirements for systems at nuclear facilities	Atoosa P-J Thunem, IFE Halden
	14:15	VRdose - Virtual Reality for strålingsvisualisering og arbeidsplanlegging i et dekommisjoneringsprosjekt	Grete Rindahl, IFE Halden
	14:30	Avfallskondisjonering av stora komponenter	Bo Wirendal, Studsvik
14 sep	14:45	Grupparbeten	
	14:45	Introduktion av grupparbeten	
	15:00	<i>Kaffe</i>	
	15:30	Gruppvisa diskussioner	
	16:15	<i>Paus</i>	
	16:30	Studiebesök	
	16:30	Studiebesök till kvarvarande delar av reaktorn DR1, aktivitetslaboratoriet och friklassningslaboratoriet	
15 sep	08:30	Grupparbeten (forts)	
	08:30	Förberedelser för redovisning	
	09:30	Redovisning av grupparbetet	
	10:30	<i>Kaffe</i>	
	11:00	Slutdiskussion och avslutning	

	11:00	Diskussion om fortsatta aktiviteter inom NKS	
	11:45	Avslutning	
	12:00	Seminariet avslutat	

Title	Workshop on decommissioning (Seminarium om avveckling, Risø, 13-15 september 2005)
Author(s)	Karin Brodén (Editor)
Affiliation(s)	Studsvik Nuclear AB, Sweden
ISBN	87-7893-177-0 (<i>Electronic report</i>)
Date	December 2005
Project	NKS-R-2004-27
No. of pages	80
No. of tables	7
No. of illustrations	5
No. of references	50
Abstract	A Nordic workshop on decommissioning of nuclear facilities was held at Risø in Denmark September 13-15, 2005. The workshop was arranged by NKS in cooperation with the company Danish Decommissioning, DD, responsible for decommissioning of nuclear facilities at Risø. Oral presentations were made within the following areas: International and national recommendations and requirements concerning decommissioning of nuclear facilities Authority experiences of decommissioning cases Decommissioning of nuclear facilities in Denmark Decommissioning of nuclear facilities in Sweden Plans for decommissioning of nuclear facilities in Norway Plans for decommissioning of nuclear facilities in Finland Decommissioning of nuclear facilities in German and the UK Decommissioning of nuclear facilities in the former Soviet Union Results from research and development A list with proposals for future work within NKS has been prepared based on results from group-work and discussions. The list contains strategic, economical and political issues, technical issues and issues regarding competence and communication.
Key words	decommissioning, nuclear facilities, decommissioning plan