ISSN 1013-4506

FS-2021-182-T

Fachverband für Strahlenschutz e. V.

Mitgliedsgesellschaft der
International Radiation
Protection Association
(IRPA)
für Deutschland
und die Schweiz

STRAHLENSCHUTZ UND ENTSORGUNG

BESCHÄFTIGTE – BEVÖLKERUNG – UMWELT

Jahrestagung 2020/2021

13. bis 16. September 2021
Aachen

Bandherausgeber:
Dr. Jörg Feinhals
Martina Froning
Thomas Zimmermann

STRAHLENSCHUTZ UND ENTSORGUNG

BESCHÄFTIGTE – BEVÖLKERUNG – UMWELT

Jahrestagung 2020/2021

13. bis 16. September 2021
Aachen

ISSN 1013-4506 FS-2021-182-T

Fachverband für Strahlenschutz e. V.

Mitgliedsgesellschaft der
International Radiation
Protection Association
(IRPA)
für Deutschland
und die Schweiz

STRAHLENSCHUTZ UND ENTSORGUNG

BESCHÄFTIGTE – BEVÖLKERUNG – UMWELT

Jahrestagung 2020/2021

13. bis 16. September 2021
Aachen

Bandherausgeber:
Dr. Jörg Feinhals
Martina Froning
Thomas Zimmermann

Bibliografische Information der Deutschen Nationalbibliothek
Die Deutschen Bibliothek verzeichnet diese Publikation in der Deutschen Nationalbibliografie; detaillierte bibliografische Daten sind im Internet über http://gnb.d-nb.de abrufbar.

Die Inhalte dieses Werkes werden von Verlag, Herausgebern und Autoren nach bestem Wissen und Gewissen erarbeitet und zusammengestellt. Eine rechtliche Gewähr für die Richtigkeit der einzelnen Angaben kann jedoch nicht übernommen werden. Gleiches gilt auch für die Websites, auf die über Hyperlink verwiesen wird. Es wird betont, dass wir keinerlei Enfluss auf die Inhalte und Formulierungen dieser Seiten haben und auch keine Verantwortung für sie übernehmen.
Grundsätzlich gelten die Wortlaute der Gesetzestexte und Richtlinien sowie die einschlägige Rechtsprechung.

ISSN 1013-4506
ISBN: 978-3-7406-0672-5

© by TÜV Media GmbH, TÜV Rheinland Group, Köln 2021
TÜV, TUEV und TUV sind eingetragene Marken der TÜV Rheinland Group. Eine Nutzung und Verwendung bedarf der vorherigen Zustimmung durch das Unternehmen.
Gesamtherstellung: TÜV Media GmbH, Köln 2021
Printed in Germany 2021

Das Foto auf der Titelseite: www.shutterstock.com - engel.ac

Grußwort des Tagungspräsidenten

Liebe Tagungsteilnehmerinnen und -teilnehmer,

die Jahrestagung 2020/2021 des Fachverbandes für Strahlenschutz (FS) steht unter dem Motto „Strahlenschutz und Entsorgung“ und wird deswegen vom Arbeitskreis Entsorgung in Zusammenarbeit mit fast allen anderen Arbeitskreisen des FS ausgerichtet.

Als Tagungsort wurde die Stadt Aachen ausgewählt, direkt benachbart zu Belgien und den Niederlanden gilt es als die Wiege Europas und ein wichtiger Standort für Ausbildung und Forschung in den Bereichen Kerntechnik, Strahlenschutz und Bergbau und damit auch für den Endlagerbergbau. Die sichere Entsorgung beim Umgang mit radioaktiven Stoffen ist mittlerweile ein genauso wichtiges Thema geworden wie der zugehörige Strahlenschutz für die Beschäftigten und für die Bevölkerung. Und so steht bei dieser Tagung nicht nur das Ziel der Dosisreduzierung, sondern auch das Ziel der Abfallminimierung im Mittelpunkt des Geschehens.

Entsorgung radioaktiver Abfälle beschränkt sich nicht auf die Suche nach einem Endlager für hochradioaktive Abfälle und auch nicht auf die radioaktiven Abfälle aus den Kernkraftwerken. Es gilt hier den gesamten Weg der radioaktiven Abfälle aller Abfallerzeuger (Kerntechnik genauso wie Medizin, Industrie und Forschung) vom Beginn und damit auch der Möglichkeit der Vermeidung bis zur Langzeitsicherheit des Endlagers zu beleuchten – mit den Konsequenzen für die Bevölkerung und für die Umwelt ebenso wie für die Beschäftigten, die mit diesen radioaktiven Abfällen umgehen. Und so wird im Mittelpunkt dieser 52. Tagung aktuelle Entwicklungen zu organisatorischen und messtechnischen Strahlenschutzaspekten bei der Entsorgung radioaktiver Abfälle stehen, beginnend bei deren Sammlung bis zur Zwischen- und Endlagerung und ausgerichtet auf die Belange von Beschäftigten, Bevölkerung und Umwelt.

Der Ausbruch der COVID-19 Pandemie führte leider zu weitgehenden Einschränkungen, u.a. auch zu einem zeitweisen Verbot von Großveranstaltungen. Da aber gerade der persönliche Kontakt und der Informationsaustausch untereinander wesentliche und wichtige Ziele unserer Jahrestagung sind, haben wir die Jahrestagung von 2020 auf 2021 verschoben. Langsam wird aber deutlich, dass auch bis zum neuen Termin noch einige Corona-Auflagen bestehen können. Wir werden daher zum ersten Mal auch die Möglichkeit für eine virtuelle Teilnahme an der Jahrestagung schaffen – für alle, die nicht vor Ort dabei sein können aus welchen Gründen auch immer. Die Möglichkeit der virtuellen Teilnahme wird auch ein Pilotversuch für zukünftige FS-Jahrestagungen sein.

Der Tagungsort im Parkhotel Quellenhof in der Stadt Aachen stellt hierfür eine attraktive Umgebung dar. Ich wünsche uns eine interessante Tagung mit vielen Begegnungen und einem regen Informationsaustausch in dieser geschichtsträchtigen Stadt.

Herzlichst Ihr

Dr. Jörg Feinhals

Tagungspräsident

KOMITEES

Tagungspräsident:

Jörg Feinhals	*Geschäftsführer Fachverband für Strahlenschutz e. V.*

Programmkomitee:

Matthias Bothe	*Sekretär des Arbeitskreises Entsorgung, Verein für Kernverfahrenstechnik und Analytik Rossendorf e.V.*
Klaus Flesch	*Sekretär des Arbeitskreises natürliche Radioaktivität, Nuclear Control & Consulti*
Martina Froning	*Sekretär des Arbeitskreises Inkorporation und Mitglied des Direktoriums, Forschungszentrum Jülich GmbH*
Donat Gubler	*ZWILAG Zwischenlager Würenlingen AG in der Schweiz*
Peter Grünberg	*Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle in der Schweiz*
Rolf Hellhammer	*Sekretär des Arbeitskreises Praktischer Strahlenschutz, Helmholtz-Zentrum Berlin*
Michael Hoffmann	*BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH*
Gert Jonkers	*NVS Dutch Society for Radiation Protection*
Martina Kößler	*Gesellschaft für Nuklear-Service mbH*
Gerd Koletzko	*stellvertr. Sekretär des Arbeitskreises Medizinischer Strahlenschutz, Landesanstalt für Personendosimetrie und Strahlenschutzausbildung*
Andreas Kronenberg	*World Uranium Institute- WUI GmbH*
Ralf Kriehuber	*Sekretär des Arbeitskreises Strahlenbiologie, Forschungszentrum Jülich GmbH*
Volker VReichertoigts	*Bundesgesellschaft für Endlagerung mbH*
Rolf Michel	*Sekretär des Arbeitskreises Nachweisgrenzen, Ehrenmitglied des Fachverbands für Strahlenschutz*
Sven Nagels	*Schatzmeister, Jülicher Entsorgungsgesellschaft für Nuklearanlagen mbH*
Joel Piechotka	*Sprecher der Nachwuchsbeauftragten, Bundeswehr Zentralkrankenhaus Koblenz*
Stefan Prüssmann	*Sekretär des Arbeitskreises Notfallschutz, KHG Kerntechnische Hilfsdienst GmbH*
Raphael Stroude	*Bundesamt für Gesundheit in der Schweiz*
Jan van Aarle	*Sekretär des Arbeitskreises Beförderung, Axpo Power AG - Kernenergie in der Schweiz*
Jan-Willem Vahlbruch	*Sekretär des Arbeitskreises Ausbildung, IRS der Leibniz Universität Hannover*
Clemens Walther	*IRS der Leibniz Universität Hannover*
Christoph Wilhelm	*Sekretär des Arbeitskreises Umweltüberwachung, Karlsruher Institut für Technologie*
Max Würtemberger	*BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH*

Organisationskomitee:

Matthias Bothe	*Sekretär des Arbeitskreises Entsorgung, Verein für Kernverfahrenstechnik und Analytik Rossendorf e.V.*
Martina Froning	*Sekretär des Arbeitskreises Inkorporation und Mitglied des Direktoriums, Forschungszentrum Jülich GmbH*
Margarete Marten-Tölle	*Kursstätte für Strahlenschutz an der FH Aachen / Campus Jülich*
Sven Nagels	*Schatzmeister, Jülicher Entsorgungsgesellschaft für Nuklearanlagen mbH*
Joel Piechotka	*Sprecher der Nachwuchsbeauftragten, Bundeswehr Zentralkrankenhaus Koblenz*
Günter Radermacher	*ehem. Bezirksregierung Köln*
Thomas Zimmermann	*Vattenfall Europe Nuclear Energy GmbH*
Norbert Zoubek	*Pressesprecher des FS e.V., Sanofi-Aventis Deutschland GmbH*

INHALTSVERZEICHNIS

Grußwort des Tagungspräsidenten V

Komitees VII

Inhaltsverzeichnis IX

Plenarvorträge 1

Erfahrungen mit der Beseitigung nuklearer Altlasten am Forschungsstandort Jülich 3
Rudolf Prinz

Beendigung der nuklearen Altlastensanierung am Forschungsstandort Rossendorf 8
Dietmar Schlösser, G. Berger, K. Großmann

Die Rolle des Paul Scherrer Instituts im Strahlenschutz und der Entsorgung in der Schweiz 17
Sabine Mayer, Lisa Pedrazzi, Leandro Rohner, Sophie Harzmann, Nick Walter

Strahlenschutz im Spannungsfeld kurz- gegen langfristig am Beispiel der Rückholung der radioaktiven Abfälle aus der Schachtanlage Asse II 18
Thomas Lautsch

Geologische Tiefenlagerung radioaktiver Abfälle in der Schweiz 19
Matthias Braun

Themenblock „Atom- und Strahlenschutzrecht“ 21

Genehmigungsverfahren für die Schachtanlage Asse II 23
Astrid Lange

Entsorgung von Rückbaumassen aus kerntechnischen Anlagen – rechtliche Fragestellungen 24
Christian Raetzke

Themenblock „Kommunikation mit der Bevölkerung“ 25

Im Dialog – Zuhören, Sprechen, Verstehen 27
Dagmar Dehmer

Der Einbezug von Nichtexperten in die Forschung zur Entsorgung hochradioaktiver Abfälle 28
Cord Drögemüller, Wolfgang Schulz, Roman Seidl, Clemens Walther

Kommunikation im Strahlen- und Notfallschutz 34
Martin Rathgeber

Themenblock „Messtechnik“ 35

ASGS – Eine innovative Methode der Abfallcharakterisierung durch Rekonstruktion der Aktivitätsverteilung 37
Martin Dürr, Matthias Fritzsche, Bengt Hansmann, Tim Hansmann, Frederic Simons, Kai Krycki, Andreas Havenith, Benjamin Jung, Andreas Naujokat, Doris Pasler

Stoffliche Beschreibung und Plausibilitätsprüfung radioaktiver Abfälle mittels QUANTOM 38
Andreas Havenith, Kai Krycki, Bo Fu, Marius Hirsch, John Kettler, Laurent Coquard, Günter Nordhardt, Julian Hummel, Olaf Schumann, Theo Köble

Design Information Verification of a Geological Repository for High Level Waste Using Muon Radiography 39
Michael Weekes, Katharina Aymanns, Irmgard Niemeyer, Patrick Stowell, Lee Thompson, Christiane Vieh

Anwendbarkeit und Anwendung der DIN ISO 11929 für die Messung radioaktiver Abfälle mittels Fassmessanlagen 40
Kai Krycki, Martin Dürr, Andreas Havenith, Hans-Jürgen Lange, Matthias Fritzsche

Themenblock „Praktischer Strahlenschutz“ 41

Vorfall mit einer Se-75 Strahlenquelle – Vorgehen – Erkenntnisse – Vorbeugung 43
Martin Rathgeber

Strahlenschutz in der Asse am Praxisbeispiel der Ereignisse in der MAW-Kammer.....43
Christian Walter

Schutz vor Radon an Arbeitsplätzen in der Bergstadt Brand-Erbisdorf im sächsischen Radonvorsorgegebiet.....44
Jörg Dehnert, Danny Braun, Martin Antonow, Veikko Oeser, Teresa Streil

Ableitungen mit dem Abwasser einer nuklearmedizinischen Therapiestation – Erfahrungen mit der BioChroma-Technik.....51
Bastian Szermerski, Carsten Wanke, Lilli Geworski

Strahlfänger am Freie-Elektronen-Röntgenlaser SwissFEL: Aufbau und Aktivierung 56
Eike Hohmann, Daniela Kiselev, Lisa Pedrazzi, Nick Walter, Sabine Mayer

Themenblock „Behandlung radioaktiver Abfälle“ 57

Nachqualifizierung von Altabfällen 59
Souad Pederzani

Recycling als nachhaltige Alternative zur geologischen Tiefenlagerung von tritiumhaltigen radioaktiven Abfällen 66
Guido Kühne, Maxime Dubois

Neubeurteilung von Aluminiumabfällen aus dem Beschleunigerumfeld im Hinblick auf die Abklingzeit aufgrund neuer Befreiungsgrenzen.....74
Malgorzata Kasprzak, Markus Engelke, Marcel Arnold, Lisa Pedrazzi, Nick Walter, Sabine Mayer

Themenblock „Stilllegung“ 81

Stand und Herausforderungen beim Rückbau der Pilotanlagen WAK, KNK und MZFR der KTE am Standort Karlsruhe.....83
Alexander Reichert, Iris Graffunder

Erfahrungen aus der Demontage und Entsorgung von Zyklotronen 84
Bastian Degner, Alexander Kummer, Stefan Wörlen

Der Mehrwert moderner Rechenverfahren zur Aktivierungsbestimmung in kerntechnischen Anlagen 85
Ben Volmert, Volker Hannstein, Imrich Fabry, Kai-Martin Haendel

Tritium: eine Herausforderung – für den Rückbau und den Analytiker 86
Ursula Hoeppener-Kramar

Themenblock „Freigabe bei der Stilllegung“.....115

Freimessung des Reaktorgebäudes OSRA des ehemaligen Forschungsreaktors SAPHIR.....117
Marcel Arnold, Lisa Pedrazzi, Nick Walter, Sabine Mayer

Vom Zähneknirschen zum Backenbrechen – Freigabe tritiumhaltiger Strukturen in der KTE am Beispiel des MZFR 117
Alexander Eissler, Sebastian Müller, Johannes Rausch

Die Anzahl von Stichprobenmessungen bei nicht flächendeckenden Verfahren zur Freigabe von Flächen (DIN 25457-7) auf Grundlage der Bayes-Statistik.....118
Wolfgang Kraut, Boris Kraut, Wolfgang Schwarz

Freigabe von Kontrollbereichsgebäuden eines Krebsforschungszentrums 125
Alexander Kummer, Stefan Wörlen

Themenblock „Freigabe im Betrieb“ 127

Freimessungen am PSI 129
Sophie Harzmann, Lisa Pedrazzi, Sabine Mayer

The Upgrade of the Swiss Light Source and Related Challenges for Radiation Protection and Material Clearance.....129
Roman Galeev, Lisa Pedrazzi, Nick Walter, Sabine Mayer

Entsorgung von C-14 kontaminierter Lysimetererde 130
Almut Geisler, A. Wenk

Aktuelle Erfahrungen bei der Freigabe zur Beseitigung auf Deponien in Baden-Württemberg.....134
Veronika Ustohalova, C. Küppers

Aktuelle Situation bei der Entsorgung von NORM-kontaminiertem Schrott 145
Klaus Flesch, K. Nickstadt, Rainer Gellermann

Themenblock „Lagerung“ 153

Radiologische Prüfungen bei der Rückführung von HAW-Glaskokillen aus Sellafield mit dem Behälter CASTOR® HAW28M 155
Marco Wilmsmeier

Strahlenschutz bei der Einlagerung von HAW-Behältern.....161
Philipp Hoppe, Lutz Oelschläger

Entwicklung eines Behälters für Zwischen- und Endlagerung in der Schweiz – Ansatz, Herausforderungen und Umsetzung.....162
Susanne Pudollek, E. Neukäter

Kollektivdosisbetrachtung für die Inspektion von Abfallprodukten während der Zwischenlagerung bei der KTE.....171
Kevin Horvatitsch

Einheitliche Personendosimetrie in den Zwischenlagern der BGZ.....179
Stephan Thode, Daniela Walbersloh

Themenblock „Endlagerung“ 181

Strahlenschutz im Bergwerk, der nicht alltägliche Alltag.....183
Guido Oesterreich, Ralf Speck

Strahlenschutz und Entsorgung – Sicherheits- und Nachweiskonzept für die Rückholung der radioaktiven Abfälle aus der MAW-Kamme 184
Stefan Coninx, Jörg Feinhals, Steffen Lau

Rückholung der radioaktiven Abfälle aus der Schachtanlage Asse II – technische Konzepte 193
Jan-Dirk Depenau, Dirk Laske

Geologische Tiefenlagerung von radioaktiven Abfällen in der Schweiz: Konzepte zum Strahlenschutz 194
Susanne Pudollek, Tobias Steinbach

Regionale Partizipation bei der Standortsuche für geologische Tiefenlager in der Schweiz.....195
Andreas Besmer

Radon- und Thoronmessungen in der Errichtungsphase des Endlagers Konrad 199
Michael Haas, Claas Behrend

Untersuchung der Strömung im Fortluftkanal Kamin des Endlagers Konrad.....205
Steffen Wildgrube, Anton Anthofer, Clemens Schneider, Michael Haas

Überprüfung der sicherheitstechnischen Anforderungen für das Endlager Konrad (ÜsiKo) 214
Matthias Stockmaier, André Hengesbach, Ben Samwer

Herausforderungen bei der Entsorgung von HRQ-Quellen am Beispiel einer Cs-137-Bestrahlungsanlage.....214
Almut Geisler, Alexander Wenk

Themenblock „Ausland“ 215

Entwicklung einer Infrastruktur für radioaktive Abfälle in Georgien 217
C. Scior, Dirk Walbrodt

Themenblock „Aus- und Weiterbildung“ 227

Weiterbildung auf den Gebieten radiologische Charakterisierung und Freigabe 229
Matthias Bothe, Jörg Feinhals, Erwin Neukäter

Praktischer Strahlenschutz im virtuellen Raum 234
Jan-Willem Vahlbruch, Patrick Saalfeld, Sebastian Wagner, Bernhard Preim, Vivien Pottgießer, Clemens Walther

Fortschritte beim digitalen Lernen in der KTE – ein Praxisbericht 235
Lars Hegenbart

Corona-Pandemie und Online-Kurse – Lessons learnt 242
Jan-Willem Vahlbruch, P. Saalfeld, S. Wegner, B. Preim, V. Pottgiesser, C. Walther

Posterbeiträge 247

Metrologische Grundausbildung im Rahmen physikalischer Praktika an der TU Darmstadt 249
Jonny Birkhan, Thomas Blochowicz, Thorsten Kröll, Thomas Walther

Untersuchung der Einflüsse auf die Untergrundstrahlung bei einem Freimessschrank am PSI 249
Marco Müller, Sophie Harzmann, Lisa Pedrazzi, Sabine Mayer

Die Sammelstelle des Bundes und die jährliche Sammelaktion 250
Lisa Pedrazzi, Leandro Rohner, André Marti, Sabine Mayer

Herausforderungen bei der Entsorgung von Ab- und Fortluftfiltern 250
Lisa Pedrazzi, Sophie Harzmann, Marcel Arnold, Sabine Mayer

raPHOSafe – Recycling von Phosphatgips trotz Ra-226 251
Julia Stümpel, Jörg Feinhals

Entwicklung und Anwendung einer hochdimensionalen Methode zur Aktivitätsanalyse und Dosisleistungsberechnung 262
Markus Nolden, Rahim Nabbi, Agnes Scaramus, Frank Charlier

Aktivierungsmessungen im SwissFEL 263
Albert Karcher, Eike Hohmann, Lisa Pedrazzi, Nick Walter, Sabine Mayer

Einrichtung und wissenschaftliche Begleitung einer bürgerbetriebenen Umweltmessstelle am Standort Remlingen 263
Wolfgang Schulz, Cord Drögemüller, R. Seidl, Clemens Walther

Freigabe von radioaktiven Reststoffen aus nuklearmedizinischen Einrichtungen – Einfluss der neuen Freigabewerte 264
Carsten Wanke, Bastian Szermerski, Lilli Geworski

Aussteller 271

Autorenindex 273

Plenarvorträge

ERFAHRUNGEN MIT DER BESEITIGUNG NUKLEARER ALTLASTEN AM FORSCHUNGSSTANDORT JÜLICH

Rudolf Prinz

JEN Jülicher Entsorgungsgesellschaft für Nuklearanlagen mbH, Deutschland

Zusammenfassung
Die technologisch sehr anspruchsvollen Rückbau- und Entsorgungsprojekte für die Forschungs-, Versuchs- und Pilotanlagen, wie auch Heiße Zellen und Radionuklidlaboratorien der öffentlichen Hand am Standort Jülich sind schon weit fortgeschritten. In den vergangenen 25 Jahren wurden bereits einige Nuklearanlagen bis zur sogenannten Grünen Wiese zurückgebaut, bei anderen wurde mit dem Rückbau begonnen, der Rückbau ist aber noch nicht abgeschlossen. In diesem Zusammenhang wurden Erfahrungen gesammelt, die aus heutiger Sicht teilweise auch schon als trivial eingestuft werden können. Insgesamt ist festzustellen, dass der Rückbau nuklearer Anlagen machbar ist. Die Maxime, dass Sicherheit an erster Stelle steht, hat sich bewährt. Aufwand, Zeit und Kosten sind oftmals nur grob kalkulierbar und eine adäquate Ressourcenausstattung wird zunehmend schwieriger. Die Schutzmaßnahmen im Strahlenschutz sind weitgehend etabliert und bewährt. Die Erfahrungen zeigen, dass der Einsatz vorhandener und bewährter am Markt verfügbarer Technik sinnvoll ist. Konventionelle Erschwernisse beeinflussen zunehmend auch den Rückbau und der Dokumentationsaufwand steigt stetig. Hier gilt es gemeinsam mit den Aufsichtsbehörden kritisch zu hinterfragen, ob diese detaillierten und umfangreichen Berichts- und Dokumentationspflichten noch verhältnismäßig sind und der Sicherheit dienen.

Summary
The technologically demanding dismantling and disposal projects of the research, experimental and pilot nuclear facilities, as well as hot cells and radionuclide laboratories operated by the public sector at the Jülich site are already well advanced. In the past 25 years, some nuclear facilities have already been dismantled; for others, dismantling has begun but is not completed yet. In this context, experience has been gained. From today's point of view in some cases these experience can already be classified as trivial. Overall, it can be stated, that the dismantling of nuclear facilities is feasible. The maxim that safety comes first has proven itself. Effort, time and costs are often only roughly calculable, and obtaining adequate resources is becoming increasingly difficult. Protective measures in radiation protection are largely established and proven. Experience shows, that the use of existing and proven technology available on the market is appropriate. Conventional obstacles are increasingly influencing dismantling. The documentation effort is steadily increasing. Here, together with the supervisory authorities, it is necessary to critically examine whether these detailed and extensive reporting and documentation obligations are still proportionate and ensuring safety and security.

Schlüsselwörter *Stilllegung, Rückbau, Entsorgung radioaktiver Abfälle*
Keywords *decommissioning, dismantling, disposal of radioactive waste*

1. Einleitung

Die seit Mitte der 50er Jahre in der Verantwortung der öffentlichen Hand veranlassten Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zur friedlichen Nutzung der Kernenergie erforderten auch unterschiedliche nukleare Anlagen wie Forschungs-, Versuchs- und Pilotanlagen, aber auch Heiße Zellen und Radionuklidlaboratorien. Diese Anlagen wurden in den vergangenen Jahrzehnten vor allem an deutschen Großforschungseinrichtungen entwickelt und betrieben und nach Nutzungsende im Rahmen der Bedarfsanpassung stillgelegt und sicher beseitigt. Mit ersten Stilllegungs- und Rückbaumaßnahmen wurde bereits in den 80er Jahren begonnen. In der Folgezeit wurden immer mehr ehemalige nukleare Forschungs- und Versuchsanlagen außer Betrieb genommen, so dass

anstelle des Forschungsbetriebs die Stilllegung und der Rückbau einen immer breiteren Raum einnahmen. Inzwischen sind diese technologisch sehr anspruchsvollen Rückbau- und Entsorgungsprojekte der öffentlichen Hand schon weit fortgeschritten.

Dabei ist der sichere, verantwortungsvolle und umweltverträgliche Rückbau der kerntechnischen Anlagen ein wichtiger gesellschaftlicher Beitrag zum Schutz von Mensch und Natur, dem die öffentliche Hand mit der Beseitigung ihrer nuklearen Altlasten verantwortlich nachkommt.

Die großen kerntechnischen Forschungs-, Versuchs- und Pilotanlagen der öffentlichen Hand sind in den Großforschungseinrichtungen in Berlin (heute HZB), Garching (TUM), Geesthacht (heute HZG), Jülich (heute JEN) und Karlsruhe (heute KTE) errichtet und betrieben worden und sind nach ihrer Außerbetriebnahme zurückzubauen.

2. Nukleare Altlasten am Forschungsstandort Jülich

Am Forschungsstandort in Jülich betrifft dies zwei Forschungsreaktoren (FRJ-1 und FRJ-2), einen Versuchsreaktor (AVR), drei Heiße Zellenanlagen (BZL, GHZ, CZ) und etwa 30 Radionuklidlaboratorien unterschiedlicher Größe.

Bei den beiden Forschungsreaktoren handelte es sich um Neutronenquellen für die wissenschaftliche Forschung und Entwicklung in Jülich, wobei der FRJ-1 ein leichtwassermoderierter Poolreaktor mit 10 MW thermischer Leistung und der FRJ-2 ein schwerwassermoderierter Forschungsreaktor mit 23 MW thermischer Leistung war. Beim Versuchsreaktor AVR handelte es sich um den Prototypen eines Hochtemperaturreaktors mit kugelförmigen, grafitischen Brennelementen, der 21 Jahre als Demonstrations- und Testanlage in Jülich betrieben wurde. Alle drei Anlagen waren nach §7(1) AtG genehmigt und wurden respektive werden im Rahmen von §7(3) AtG-Stilllegungsgenehmigungen zurückgebaut.

Bei den Heißen Zellen handelte es sich um Anlagen nach §9 AtG, also um Anlagen, in denen mit Kernbrennstoffen umgegangen werden konnte. Hier erfolgten Forschungs- und Entwicklungsarbeiten für neue Brennstoffe, aber auch Nachuntersuchungen bestrahlter Brennelemente und stark strahlender radioaktiver Stoffe und Materialien.

Darüber hinaus gibt es am Forschungsstandort Jülich noch ein großes Spektrum unterschiedlicher Entsorgungsanlagen, aber auch Zwischenlager für radioaktive Abfälle und Reststoffe und ein Zwischenlager für bestrahlte Brennelemente.

3. Bündelung Nuklearkompetenzen Rückbau und Entsorgung in Jülich

Für die vorgenannten nuklearen Anlagen war mit Ausnahme der AVR-Anlage bis zum 31.08.2015 der Geschäftsbereich Nuklear-Service des Forschungszentrums Jülich (FZJ) und für die AVR-Anlage die Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR) verantwortlich. Im Rahmen der Bündelung der nuklearen Rückbau- und Entsorgungskompetenzen am Standort Jülich erfolgte am 01.09.2015 die Zusammenführung der AVR GmbH mit dem Geschäftsbereichs Nuklear-Service des Forschungszentrums Jülich GmbH zu einem neuen Unternehmen, der Jülicher Entsorgungsgesellschaft für Nuklearanlagen mbH (JEN).

Die JEN bündelt damit aus Jahrzehnten aufgebautes Wissen und Erfahrung beim Rückbau kerntechnischer Anlagen und der Entsorgung radioaktiver Abfälle und Reststoffe und ist ein Kompetenzzentrum der öffentlichen Hand für die Stilllegung und den Abbau nuklearer Altlasten und deren Entsorgung.

Im Rahmen des Vortrags werden einzelne Rückbauprojekte vorgestellt, die dabei gewonnenen Erkenntnisse präsentiert und die Konsequenzen für zukünftige Rückbauprojekte abgeleitet.

4. Rückbau von Nuklearanlagen am Forschungsstandort Jülich

Mit der endgültigen Außerbetriebnahme des Forschungsreaktors FRJ-1 (MERLIN) des Forschungszentrums Jülich Ende 1985 und der Abschaltung des Hochtemperaturreaktors der Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR) Ende 1988, aber auch der Einstellung des Forschungsbetriebs im Brennstoffzellenlabor Mitte 1997 standen die ersten Stilllegungs- und Rückbauprojekte in Jülich an. Dabei wurden die beiden Reaktoranlagen FRJ-1 und AVR zuerst brennstofffrei gemacht, um sie anschließend für einige Jahre in den sicheren Einschluss zu verbringen.

Etwa zehn Jahre nach endgültiger Abschaltung des Forschungsreaktors FRJ-1 wurde in Jülich mit dem Rückbau nuklearer Analgen begonnen, indem die Planungen für den Rückbau dieser Anlage aufgenommen und die Stilllegungsgenehmigung beantragt wurden. In 1997 konnte dann die erste von vier Teilgenehmigungen für den Rückbau erwirkt werden. Die Entlassung aus dem Regelungsbereich des atomrechtlichen Regelwerks wurde letztlich etwa 13 Jahre nach Projektstart Ende 2007 erreicht und anschließend mit dem konventionellen Abbau des Reaktorgebäudes in 2008 die sogenannte Grüne Wiese hergestellt.

Mit den Planungen zum Rückbau des Brennstoffzellenlabors (BZL) wurde 1997 begonnen. Die Zustimmung der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde zum Rückbau konnte hier Ende 1998 erwirkt werden, so dass nach Abarbeitung der Nebenbestimmungen mit dem Rückbau selbst Ende 1999 begonnen werden konnte, der Ende 2002 mit der Entlassung aus dem Regelungsbereich des atomrechtlichen Regelwerks abgeschlossen wurde.

Der sichere Einschluss der AVR-Anlage endete Anfang 2003 mit dem neuen Projektziel, auch hier zügig den Rückbau bis zur grünen Wiese durchzuführen. Das Rückbauprojekt ist inzwischen weit fortgeschritten, nicht zuletzt wurde in 2014 der Reaktorbehälter aus dem Reaktorgebäude gezogen und 2015 in ein eigens dazu errichtetes Zwischenlager verbracht. Der Rückbau selber dauert noch an.

Die endgültige Abschaltung des Forschungsreaktors FRJ-2 erfolgte nach 44 Betriebsjahren Anfang Mai 2006. Mit der im September 2012 erwirkten Stilllegungs- und Abbaugenehmigung konnte dann der Rückbau gestartet werden. Die Rückbauarbeiten sind hier in vollem Gange, wobei aktuell der Rückbau des Reaktorblocks im Mittelpunkt der Arbeiten steht.

Mit der Betriebseinstellung der Großen Heißen Zellen Ende 2018 wurde auch diese Großanlage ab Anfang 2019 in den Rückbau bis zur Grünen Wiese überführt. Hier stehen in einem ersten Rückbauschritt umfangreiche Maßnahmen zum fernbedienten Leerräumen der Heißen Zellen und anschließende Dekontaminationsmaßnahmen an.

5. Erfahrungen im Rückbau nuklearer Anlagen am Standort Jülich

In den vergangenen 25 Jahren wurden am Forschungsstandort Jülich diverse Nuklearanlagen bis zur sogenannten Grünen Wiese zurückgebaut, bei anderen wurde mit dem Rückbau begonnen, der Rückbau ist aber noch nicht abgeschlossen. In diesem Zusammenhang wurden Erfahrungen gesammelt, die aus heutiger Sicht teilweise auch schon als trivial eingestuft werden können.

Im Einzelnen:

5.1 Rückbau nuklearer Anlagen machbar

Vorab ist festzustellen, dass die bislang gewonnen Rückbauerfahrungen zeigen, dass entgegen der vielfach kommunizierten Behauptung, der Rückbau von Nuklearanlagen wäre im Prinzip nicht gelöst und extrem risikobehaftet, die Stilllegung und der Abbau nuklearer Altlasten verantwortlich und sicher machbar ist.

5.2 Sicherheit an erster Stelle

Beim Rückbau müssen Sicherheit und Sorgfalt an erster Stelle stehen und Vorrang haben vor Schnelligkeit und ökonomischen Interessen.

5.3 Aufwand, Zeit und Kosten oftmals nur grob kalkulierbar

Die Erfahrungen zeigen aber auch, dass der Aufwand, die benötigte Zeit sowie die Kosten im Vorhinein oftmals nur grob kalkuliert werden können, wobei die Ursachen vielfältig sind. Mangelhafte Dokumentationsunterlagen, Kontaminationsverschleppungen, die notwendige Entwicklung und Erprobung von Sonderkonstruktionen und Sonderwerkzeugen, vor allem im Bereich der Fernbedienung und der Fernhandhabung, auf der einen Seite und Abhängigkeiten von Dritten, insbesondere von Behörden und Sachverständigen, aber auch Zulieferfirmen auf der anderen Seite, erschweren verlässliche Termin- und damit auch Kostenprognosen nachhaltig.

5.4 Adäquate Ressourcenausstattung schwierig

Erschwert werden die Planungen und die Durchführung der Rückbauprojekte aber auch durch eine extrem angespannte Situation bei den benötigten Fachkräften am Arbeitsmarkt. Hier übersteigt in den Bereichen des nuklearen Rückbaus und der Entsorgung die Nachfrage deutlich das Angebot, was nicht zuletzt mit dem deutlich gestiegenen Bedarf an entsprechenden Fachkräften durch die große Zahl stillgelegter Kernkraftwerke seit 2011 zu tun hat.

5.5 Nuklearanlagen vielfach Unikate

Festzuhalten ist auch, dass bei den sehr unterschiedlichen Nuklearanlagen der öffentlichen Hand, die meist als Unikate geplant, errichtet und betrieben wurden und nun zurückgebaut werden müssen, vielfach Vergleichs- und Erfahrungswerte fehlen, um Kennzahlen abzuleiten, die bei neuen und in Teilen vergleichbaren Rückbauprojekten belastbar verwendet werden können.

5.6 Schutzmaßnahmen im Strahlenschutz weitgehend etabliert und bewährt

Die infolge der radiologischen Gefährdungen notwendigen Schutzmaßnahmen beim Rückbau und bei der Entsorgung sind weitgehend ausgereift und gut einsetzbar. Entsprechende persönliche Schutzausrüstungen und technische Lösungen, nicht zuletzt durch optimierte, fernbediente Rückbau- und Zerlegtechniken, sind weitgehend vorhanden.

5.7 Einsatz vorhandener und bewährter Technik sinnvoll

Besonders bewährt hat sich auch der Einsatz von am Markt vorhandenen und erprobten Techniken, Komponenten und Geräten, um den Rückbau planbarer zu machen und die Risiken zu verringern. Der Einsatz von Sonderlösungen respektive die Auslegung, Fertigung und Nutzung von am Markt nicht verfügbaren Geräten und Einrichtungen sollte möglichst die Ausnahme sein. Oftmals ist der Umbau von am Markt verfügbarer und bewährter Technik besser als die völlige Neukonzeption von notwendigen Einrichtungen.

5.8 Erschwernisse bei Freimess- und Freigabeprozessen

Weiterhin zeigen die Erfahrungen auch, dass es im letzten Drittel des Rückbaus häufig zu nicht antizipierbaren Verzögerungen kommt, die vor allem auf die aufwändigen Freimess- und Freigabeprozesse zurückzuführen sind. Beispielsweise werden bei den Vorbereitungsmaßnahmen zur Freimessung an der stehenden Gebäudestruktur oft nicht erwartete Kontaminationsnester und Kontaminationsverschleppungen festgestellt, die entweder einen höheren Flächenabtrag erfordern

oder lokal zusätzliche Abbrucharbeiten notwendig machen, um im Rahmen des Freimessprozesses den Nachweis erbringen zu können, dass die Gebäudestruktur freigebbar ist.

5.9 Konventionelle Erschwernisse beeinflussen auch den Rückbau

Vielfach wird der Rückbau auch durch konventionelle Erschwernisse wie Gefahrstoffe (Asbest, Quecksilber, PCB und KMF-Fasern etc.) behindert, die teilweise auch mangels fehlender Dokumentation erst während des Rückbaus identifiziert werden. Aber auch Lärm, Staub und Vibrationen haben Einfluss auf die Rückbaumaßnahmen. Damit verbunden ist dann häufig auch der Einsatz aufwändiger und zeitintensiver Arbeitsschutzmaßnahmen, die sich im Projektablauf niederschlagen.

5.10 Dokumentationsaufwand steigt stetig

Die stetig gestiegenen Dokumentationsanforderungen in der Stilllegung, im Rückbau und in der Entsorgung von nuklearen Altlasten verschieben den Schwerpunkt der benötigten personellen Ressourcen von der nachweislich machbaren technischen Durchführung hin zur fast schon wissenschaftlichen Beschreibung einzelner Arbeitsschritte und Abfälle mit immer geringer werdenden Dosisleistungen und Kontaminationen und den anzuwenden Schutzmaßnahmen. Besonders ausgeprägt sind die Dokumentationspflichten bei der endlagergerechten Dokumentation radioaktiver Abfälle, die neben der Herkunft und Behandlung dieser Abfälle, vor allem die radiologische Deklaration, aber auch die im Vergleich zur konventionellen Abfallwirtschaft unverhältnismäßig aufwändige Deklaration wassergefährdender Stoffe, betreffen.

Auch wenn sich durch die Digitalisierung die in den Projekten anfallenden Papiermengen reduzieren, so steigt seit Jahren der Umfang an Beschreibungen, Nachweisen und Dokumentationen stetig und ist teilweise nur schwer zu rechtfertigen. Hier gilt es gemeinsam mit den Aufsichtsbehörden kritisch zu hinterfragen, ob diese detaillierten und umfangreichen Berichts- und Dokumentationspflichten noch verhältnismäßig sind und der Sicherheit dienen.

BEENDIGUNG DER NUKLEAREN ALTLASTENSANIERUNG AM FORSCHUNGSSTANDORT ROSSENDORF

TERMINATION OF THE NUCLEAR REMEDIATION AT THE RESEARCH CENTRE ROSSENDORF – 26 YEARS DECOMMISSIONING, DISMANTLING, REMEDIATION AFTER 37 YEARS OPERATION

Dietmar Schlösser , G. Berger , K. Großmann

VKTA - Strahlenschutz, Analytik & Entsorgung e.V., Deutschland

Zusammenfassung

Der Forschungsstandort Rossendorf wurde seit Anfang 1956 aufgebaut und als erste Großforschungseinrichtung der DDR wurde der Forschungsreaktor am 14.12.1957 erstmals kritisch. Weitere Anlagen (Reaktoren, Beschleuniger, Labore, Warme/Heiße Zellen, Isotopenproduktion, etc.) kamen im Laufe der Zeit bis 1989 hinzu. Der Forschungsstandort mit seinen 1500 Mitarbeitern wurde nach der Wende komplett umorganisiert und neu aufgestellt. Die nukleare Altlastensanierung des gesamten Forschungsstandortes wurde vom Freistaat Sachsen dem VKTA übertragen.

In den 26 Jahren Stilllegung, Rückbau und Sanierung von 1993 bis 2019 mussten sehr komplexe Herausforderungen und Aufgaben bewältigt werden. Für die Stilllegungs-, Rückbau- und Sanierungstätigkeiten war es erforderlich mehrere Gebäude und Anlagen neu zu errichten bzw. zu ertüchtigen (z. B. Zwischenlager, Transportbereitstellungshalle für Castoren, Einrichtung zur Behandlung schwachradioaktiver Stoffe). Eine mitentscheidende Tätigkeit im gesamten Ablauf war die Verpackung, Zwischenlagerung und der Abtransport der bestrahlten HEU-Brennelemente. Insgesamt wurden am Standort die zwei Nullleistungsreaktoren, das Urantechnikum, die Isotopenproduktion, die Anlagen der Entsorgungswirtschaft einschließlich der Speziellen Kanalisation (für kontaminierte Abwässer) und der Forschungsreaktor stillgelegt, zurückgebaut und vollständig saniert. Die sanierten Flächen und die Mengen zur Freigabe sowie dem radioaktiven Abfall sind vom Umfang mit einem Kernkraftwerk zu vergleichen. Das Radionuklidinventar ist deutlich komplizierter, zwar nicht von der Höhe der Aktivität aber von der Nuklidanzahl und der großen Variabilität der Nuklidgemische aufgrund des vielfältigen Umgangs mit Alpha-, Beta- und Gamma-Strahlern.

Summary

The Rossendorf research site was established at the beginning of 1956. The research reactor became critical for the first time on December 14, 1957. Up to 1989 further facilities (reactors, accelerators, laboratories, warm/hot cells, isotope production, etc.) were added at the research site. After political changes in 1989 the research site with 1500 employees was completely reorganized . The remediation of the nuclear contaminated site was assigned to the VKTA by the Free State of Saxony.

In the 26 years of decommissioning, dismantling and remediation from 1993 to 2019, very complex tasks had to be mastered. For these activities, it was necessary to build up or upgrade several buildings and systems (e.g. interim storage facility, supply- hall for CASTOR, treatment facility for lower-level radioactive waste). An important activity in the entire process was the packaging, temporary storage and removal of the irradiated HEU fuel elements. Overall, the two zero-power reactors, the uranium pilot plant, isotope production plant, the waste management facilities including the special sewer system (for contaminated wastewater) and the research reactor were shut down, dismantled and completely remediated at the site. The size of the remediated areas and the quantities for clearance waste as well as the radioactive waste are comparable to those of a

nuclear power plant. The radionuclide inventory is significantly more complicated, although not in terms of the level of activity, but in terms of the number of nuclides and the great variability of the nuclide mixtures due to the diverse use of Alpha-, Beta- and Gamma-Emitters.

Schlüsselwörter *Forschungsstandort Rossendorf, nukleare Altlastensanierung*
Keywords *Nuclear Research Centre Rossendorf, nuclear remediation*

1. Einleitung

Nach der politischen Wende 1989 kam es 1991 zur Auflösung des 1956 gegründeten Zentralinstitutes für Kernforschung der DDR in Rossendorf. Der Freistaat Sachsen gründete zum 01.01.1992 die beiden Vereine „Forschungszentrum Rossendorf e. V.“ und „Verein für Kernverfahrenstechnik und Analytik Rossendorf e. V.“. Hierbei war von Anfang an eine Trennung in den wissenschaftlichen Bereich und die nukleare Altlastensanierung vorgesehen. Der wissenschaftliche Bereich läuft bis heute nun als Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf e. V. Der Strahlenschutz als eine Kernaufgabe am Standort wurde dem VKTA zugeordnet. Im Jahre 2014 wurde der VKTA umbenannt in VKTA – Strahlenschutz, Analytik & Entsorgung Rossendorf e. V.

2. Altlasten

Die gesamten nuklearen Altanlagen des Forschungsstandortes wurden dem VKTA mit der Aufgabenstellung der Stilllegung, der Sanierung, des Abbaus und der Entsorgung der radioaktiven Abfälle einschließlich des Kernmaterials übergeben [1, 2].

Die folgende Abbildung (Abb. 1) zeigt den Standort Rossendorf 1997 und veranschaulicht die Rückbaubereiche.

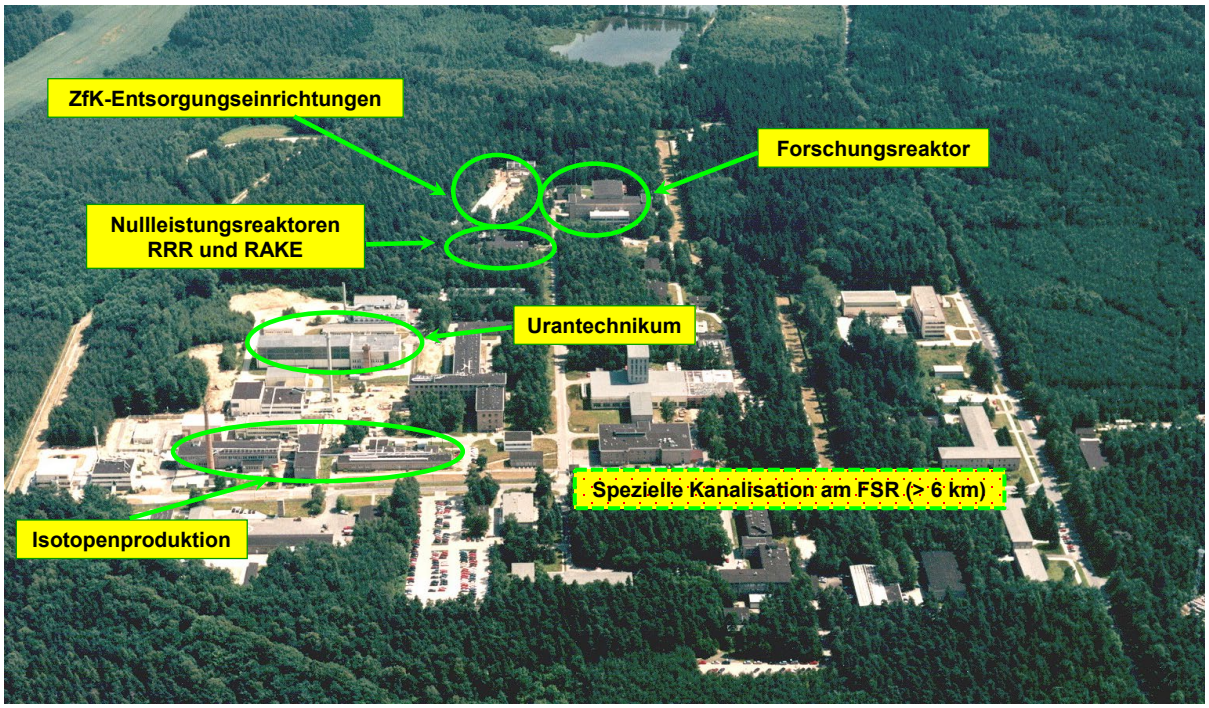


Abb. 1: Standort Rossendorf (1997) mit den Rückbaubereichen

2.1 Forschungsreaktoren

Der Forschungsstandort wurde insgesamt zum 01.01.1956 als Zentralinstitut für Kernphysik in Dresden gegründet. Eine Keimzelle des Standortes war der nach 21 Monaten Bauzeit am 14.12.1957 in Betrieb genommene Forschungsreaktor (RFR: Rossendorfer Forschungsreaktor). Von 1957 bis 1991 war der RFR mit mehreren Unterbrechungen u. a. zu Leistungserhöhungen in Betrieb (P_{th}: anfangs 2 MW bis zuletzt 10 MW).

Der RFR war eine vielfältige Arbeits- und Experimentieranlage

- für Experimente der Neutronen- und Reaktorphysik,
- zur Neutronenaktivierungsanalyse,
- für Ausbildungszwecke und
- als Bestrahlungseinrichtung.

Weiterhin diente der RFR zur Herstellung von radioaktiven Präparaten, wie:

- Radiopharmaka zur Diagnostik und Therapie,
- Radiochemikalien für die Medizin, die Chemie oder die Geologie,
- Umschlossenen Strahlenquellen.

Die Abb. 2 zeigt den Forschungsrektor 1960 im Betrieb.

Abb. 2: Forschungsreaktor Rossendorf 1960 mit Experimentiereinrichtungen

Für den meist im Volllastbetrieb befindlichen RFR standen reaktorphysikalische Experimente nicht im Vordergrund. Dafür wurden von 1962 bis 1991 zwei Nullleistungsreaktoren aufgebaut und genutzt (RRR: Rossendorfer Ringzonen Reaktor, P_{th}: 10 kW; RAKE: Rossendorfer Anordnung für kritische Experimente, P_{th}: 10 W), die im Wesentlichen für die experimentelle Reaktorphysik bzgl. Neutronenfluss, Neutronenspektrum, Reaktivität, Kinetik, Messtechnik, Rauschdiagnostik, Neutronenenergie und Absorptionsquerschnitte verwendet wurden.

2.2 Isotopenproduktion

Die Produktion von Radionukliden war von Beginn an sehr bedeutend. Mit dem zusätzlich in der ehemaligen Sowjetunion erworbenen Zyklotron U-120 konnten ab 1957 (RFR) bzw. 1958 verschiedenste Radionuklide gezielt hergestellt werden. In den 1980er Jahren war es die drittgrößte kommerzielle Isotopenproduktion mit einem weltweiten Vertrieb unter dem Namen Isocommerz GmbH; praktisch jede Woche wurde ein Brennelement des Forschungsreaktors u. a. für die Mo-99/Tc-99m-Produktion verarbeitet. Die Isotopenproduktion überdauerte - zwar in geringerem Umfang - auch die politische Wende bis zur irreversiblen Abschaltung am 30.06.2000. Von 1957 bis 2000 wurden in den Isotopenproduktionsanlagen weit über 500 verschiedene Erzeugnisse mit verschiedensten Radioisotopen gezielt hergestellt; u. a. als großer Erfolgsfaktor die Mo-99/Tc-99m-Generatoren (Abb. 3) mit einer in Rossendorf entwickelten direkten Gewinnung des Mo-99 aus bestrahlten Brennelementen.

Abb. 3: Mo-99/Tc-99m-Generator aus Rossendorf

2.3 Urantechnikum

Das 1978 errichtete Urantechnikum war eines der größten Gebäude am Standort in Rossendorf und wurde u.a. zur Pelletherstellung (seit 1983) sowie für die Erprobung von Anlagen zur Herstellung von Brennelementen (WWER) genutzt. Das Gebäude war zusätzlich gesichert und der Einstieg in die Kernbrennstoffwirtschaft im technischen Maßstab vollzogen; alle Arbeiten verliefen unter GEHEIM-Einstufung. Das Urantechnikum bestand aus einer langen großen Halle in der mehrere Beton-Containments enthalten waren, die auch von oben über Krananlagen bedienbar waren. Im Urantechnikum selbst wurden zusätzlich umfangreiche Analytik-Aufgaben bewältigt, Seltenerd-Chemie betrieben und Uran auch in keramischer Form be- bzw. verarbeitet. Mittels großer HPLC-Säulen wurde die Reinheit von Uran gesteigert.

2.4 Entsorgungsanlagen einschließlich nuklearem Abwassernetz

Besonders erwähnenswert ist das weitverzweigte Kanalisationsnetz für kontaminierte Abwässer welches in die Abwasserbehandlungsanlage (Einrichtung zur Behandlung kontaminierter Abwässer) mündete. Mit dem Aufbau und Betrieb des Forschungsstandortes wurde ein Leitungsnetz von mehr als 6 km Länge errichtet und war in Benutzung mit Alpha-, Beta- und Gamma-kontaminierten Abwässern bis 1999. Dieses Leitungsnetz enthielt neben den Rohrleitungen aus Steinzeug, Metall bzw. Kunststoff auch Außenbehälter, Rückhaltebehälter, Schächte, Hebeanlagen und z. T. zugehörig Elektrokabel und elektrische Einrichtungen.

3. Aufbau und Errichtung von Gebäuden und Infrastruktur

Für die vielfältigen anstehenden Sanierungstätigkeiten war es erforderlich, neue Gebäude und Anlagen am Standort Rossendorf zu errichten, damit die Rückbautätigkeiten überhaupt ermöglicht werden konnten.

3.1 Behandlungseinrichtung für radioaktive Abfälle

Eine Behandlungseinrichtung für radioaktive Abfälle (ESR: Einrichtung zur Behandlung schwachradioaktiver Abfälle Rossendorf) wurde in den 1990er Jahren geplant, errichtet und schließlich 2000 in Betrieb genommen. Diese vielfältige Behandlungseinrichtung gewährleistet mit ihren Möglichkeiten (Zerlegung, Dekontamination, Messung, Verpackung, etc.) die Auf-bereitung von radioaktiven Stoffen (flüssig und fest), sowohl zur Entsorgung als radioaktiver Abfall als auch zur Freigabe. Diese Entsorgungsanlage garantiert bis heute den Rückbau und die Entsorgung sowie die sonstigen Tätigkeiten am Standort.

3.2 Zwischenlager für radioaktive Abfälle

Zusätzlich zur ESR war es wichtig Zwischenlagerkapazitäten zu schaffen. In den 1990er Jahren wurde parallel das ZLR (Zwischenlager Rossendorf) konzipiert, errichtet und mit einem zweiten Hallenschiff von der Lagerfläche verdoppelt; dies war aufgrund geänderter Rahmenbedingungen notwendig. Das Zwischenlager wurde 1999 (und 2000) in Betrieb genommen und dient sowohl zur Aufbewahrung der verpackten radioaktiven Stoffe vor deren Behandlung bzw. Konditionierung (z. B. in der ESR) als auch der Zwischenlagerung fertig konditionierter Konrad-Endlagerbehälter bis zu deren Abtransport in ein Endlager des Bundes. Ebenfalls werden Container der Landessammelstelle gelagert.

3.3 Transportbereitstellungshalle für Kernbrennstoffe

Die bei der Gründung des VKTA noch vorhandenen 951 bestrahlten Brennelemente mit hochangereichertem U-235 stammen aus der Betriebszeit des RFR von 1957 bis 1991 und wurden in Lagerbecken aufbewahrt. Die Herstellung der Kernbrennstofffreiheit war unabdingbar für den vollständigen Rückbau des RFR. Daher wurde in den 1990er Jahren eine Transportbereitstellungshalle (TBH) für Kernbrennstoffe als Hochsicherheitstrakt der Sicherungskategorie I errichtet (Abb. 4).

Abb. 4: Transportbereitstellungshalle für Kernbrennstoffe

3.4 Laborabwasserreinigungsanlage für das Forschungszentrum

Um das vorhandene Leitungssystem zu ersetzten wurde in den 1990er Jahren ein neues Leitungssystem mit dezentralen Auffanganlagen für kontaminationsverdächtige und kontaminierte Abwässer des Forschungszentrums errichtet. Dieses Leitungssystem mündet in der Laborabwasserreinigungsanlage (LARA). Hier werden die freigegebenen Abwässer u. a. mittels Mikrofiltration und Elektrolysefilter chemisch aufbereitet und zur nächsten Kläranlage über ein Schmutzwasserpumpwerk geleitet.

4. Rückbautätigkeiten am Standort

Dem VKTA wurden alle nuklearen Altanlagen des Forschungsstandortes, die nicht mehr weiterbetrieben werden sollten, zur Stilllegung, Sanierung, Abbau und Entsorgung übergeben. Die grundsätzlichen Festlegungen hierzu wurden über Kabinettsbeschlüsse der Sächsischen Staatsregierung zu Beginn der 1990er Jahre geregelt.

Bei der gesamten Sanierung spielte der Umweltgedanke eine große Rolle und wurde in enger Abstimmung mit dem Umweltamt Dresden umgesetzt. Nach der Freigabe kam es zur Rückverfüllung von großen Mengen des umgelagerten Bauschuttes und Erdreiches. Die Flächen stehen uneingeschränkt wieder zur Verfügung. Allerdings bildet eine Teilfläche eine Ausnahme (siehe Abschnitt 4.4), die aufgrund von verbliebenen restkontaminierten Beton-strukturen der Entsorgungsanlagen im Erdreich einer Nutzungseinschränkung bis 2062 unterliegt (trotz Freigabe aus dem Atomgesetz).

4.1 Forschungsreaktoren

Der Kernbrennstoff der zwei Nullleistungsreaktoren konnte zur Wiederverwendung ins Ausland verbracht werden. Nach der Stilllegung und dem Abbau erfolgte die Entlassung aus dem Atomgesetz 1998 bzw. 2000. Das Gebäude selbst wird nach konventioneller Sanierung seither vom HZDR genutzt (Abb. 5a und 5b).

Abb. 5: Saniertes Gebäude (rechts 5b) mit leerer sanierter Halle (links 5a)

Bei beiden Nullleistungsreaktoren wurden insgesamt ca. 224 Mg Reststoffe freigegeben und 38 Mg Reststoffe dem radioaktiven Abfall zugeordnet.

Bis zum Vorliegen der ersten Stilllegungsgenehmigung 1998 erfolgte die Betriebsführung des RFR mit aufsichtlichen Anordnungen. Die verbliebenen 951 Brennelemente des RFR wurden 1999 und 2000 in 18 Castor®-MTR 2-Behälter umgeladen, anschließend in die eigene Transportbereitstellungshalle überführt und 2005 in das Brennelementzwischenlager Ahaus transportiert.

Schrittweise ab 2001 wurden innerhalb von vier Jahren alle nicht mehr benötigten Systeme und Komponenten (Core-Bauteile, Heiße Kammern, Thermische Säule, erster Kühlkreislauf, Brennelemente-Lagerbecken) rückgebaut. Mit einem funkferngesteuerten Bagger wurde das Biologische Schild bis Juni 2011 abgebrochen. Vor der schrittweisen Freimessung des Reaktorkomplexes folgten weitere Demontage-, Entkernungs- und Dekontaminationsarbeiten.

Laborgebäude, Reaktorhalle und Fundamente wurden 2015 bzw. 2016 abgebrochen und entsorgt. Danach erfolgte von 2016 bis 2018 die Bodensanierung mit der Freimessung (sowohl radiologisch als auch konventionell) sowie die Verfüllung der Baugrube und einer Profilierung des Geländes. Die Dokumentation wurde erstellt und geprüft. Im Ergebnis wurde das Gelände 2019 freigegeben und aus dem Geltungsbereich des Atomgesetzes entlassen.

Die folgenden Abbildungen (Abb. 6a und 6b) zeigen die Baugrube des RFR während der Bodensanierung.

Abb. 6:Baugrube des RFR während der Bodensanierung (links 6a: Luftbild, rechts 6b: seitliche Aufnahme)

Beim RFR-Rückbau wurden insgesamt ca. 40.000 Mg Reststoffe freigegeben und 164 Mg Reststoffe dem radioaktiven Abfall zugeordnet. Die Kollektivdosis (Eigen- und Fremdpersonal) von 2005 bis 2018 lag bei ca. 31,3 mSv. [3, 4]

4.2 Isotopenproduktion

Der Rückbau der Isotopenproduktion begann 2001 mit den AMOR-Anlagen, es folgten die Warmen Zellen (bis 2004) und die Heißen Zellen (bis 2006). Der Fortluftschornstein wurde 2008 abgerissen; 2011 und 2012 weitere Gebäude(-teile). Nach der Bodensanierung wurde das Gelände 2014 vollständig freigegeben und aus dem Geltungsbereich des Atomgesetzes entlassen. Ein verbliebenes Gebäude wurde nach der Freigabe entkernt, vollständig saniert und wird seit 2015 als Strahlenschutzzentrale (Abb. 7) genutzt.

Beim Rückbau der Isotopen-produktion wurden insgesamt ca. 16.000 Mg Reststoffe freigegeben und ca. 130 Mg Reststoffe dem radioaktiven Abfall zugeordnet. Die Kollektivdosis (Eigen- und Fremdpersonal) von 2006 bis 2014 lag bei ca. 13,3 mSv. [5, 6]

Abb. 7: Neue Strahlenschutzzentrale

4.3 Urantechnikum

Im Jahr 2000 erfolgte der abschließende Abriss nach der Sanierung sowie die Entlassung aus dem Atomgesetz. Beim Rückbau des Urantechnikums wurden insgesamt ca. 13.100 Mg Reststoffe freigegeben und ca. 47 Mg Reststoffe dem radioaktiven Abfall zugeordnet. Die Kollektivdosis (Eigen- und Fremdpersonal) war gering, diese lag im kleinen einstelligen mSv- Bereich.

4.4 Entsorgungsanlagen mit nuklearem Abwassernetz

Das bis 1999 in Betrieb befindliche weitverzweigte Abwassersystem wurde durch den VKTA von 2000 bis 2009 in wesentlichen Teilen saniert, d. h. Bauschutt, Erdaushub und Rohrleitungen freigegeben bzw. entsorgt und danach aus dem Atomgesetz entlassen. Die Bereiche der Entsorgungsanlagen (Gebäude, Schächte, Wasserrückhaltebecken) wurden bis 2018 saniert. Ein entsprechendes Bodensanierungskonzept lag vor und beinhaltete das Verbleiben von kontaminierten Baustrukturen im Erdreich sowie damit verbunden einer Nutzungseinschränkung bis 2062 (Abb. 8).

Ein verbliebenes Rohrleitungsstück (unter einem 2017 abgerissenen Gebäude) von ca. 30 m Länge wurde 2017 bzw. 2018 entsprechend saniert. Ein weiteres verbliebenes Rohr-leitungsstück (angrenzend und unterhalb von stehen-den Gebäudeteilen) von ca. 30 m Länge ist noch zu sanieren.

Abb. 8: Eingezäuntes sogenanntes Freigelände

Beim Rückbau der Entsorgungsanlagen mit nuklearem Abwassernetz wurden insgesamt ca. 29.200 Mg Reststoffe freigegeben und ca. 157 Mg Reststoffe dem radioaktiven Abfall zugeordnet.

5. Zusammenfassung

Von der dem VKTA übertragenen Aufgabe der nuklearen Altlastensanierung sind die Gebäude- und Bodensanierungen (nahezu) beendet.

Beim Rückbau der vorgenannten Sanierungsprojekte wurden insgesamt ca. 100.000 Mg der Freigabe (uneingeschränkt, spezifisch) zugeführt. Ca. 1.000 Mg (d.h. 1%) wurden unmittelbar dem radioaktiven Abfall zugeordnet. Ungefähr die Hälfte hiervon wird als radioaktiver Reststoff in der ESR noch behandelt und kann anschließend einer Freigabe unterzogen werden, so dass die Menge an radioaktivem Abfall bei ca. 500 Mg (0,5 %) liegt. Insgesamt wird der radioaktive Abfall im ZLR gelagert (~1500 m³; ~1E+14 Bq) und ist z. T. noch endlagergerecht für den Schacht Konrad vorzubereiten.

Die rückbaurelevante Kollektivdosis (Eigen- und Fremdpersonal) über ca. 20 Jahre liegt deutlich unterhalb von 100 mSv. Im gesamten Zeitraum gab es bei der Personenüberwachung, der Anlagenüberwachung und der Emissionsüberwachung keine erwähnenswerten Ereignisse; dies gilt in gleicher Weise für die meldepflichtigen Ereignisse, die alle keine radiologische Relevanz hatten.

Für den VKTA bleiben in diesem Zusammenhang dennoch weitere zu bewältigende Aufgaben:

- Rückbau der letzten verbliebenen Rohrleitung,
- Freigabe von weiteren Reststoffen aus Betrieb und Rückbau,
- Behandlung/Verpackung/Dokumentation der radioaktiven Abfälle; Transport in das Endlager Konrad,
- Entsorgung von am Standort vorhandenen Kernbrennstoffen sowie
- der im Zwischenlager Ahaus befindlichen RFR-Brennelemente.

Der Strahlenschutz für den gesamten Forschungsstandort, die Landessammelstelle Sachsen (einschließlich Sachsen-Anhalt und Thüringen) und die Umwelt- und Radionuklidanalytik (u. a. der anfallenden radioaktiven Reststoffe) bleiben ebenfalls eine Kernaufgabe der Zukunft.

6. Danksagung

Alle Finanzmittel der nuklearen Altlastensanierung wurden und werden ausschließlich vom Freistaat Sachsen getragen.

7. Literaturverzeichnis

[1] VKTA – Strahlenschutz, Analytik & Entsorgung Rossendorf e. V.: 25 Jahre, 1992 – 2017, 2017

[2] VKTA – Strahlenschutz, Analytik & Entsorgung Rossendorf e. V.: Der Rossendorfer Forschungsreaktor – Beendigung der nuklearen Altlastensanierung, Erinnerungsschrift zur Entlassungsfeier vom 19. September 2019, 2019

[3] R. Knappik et al., Stilllegung und Rückbau des Rossendorfer Forschungsreaktors RFR, Teil 1, atw Vol. 64 Issue11/12, S. 537-542, 2019

[4] R. Knappik et al., Stilllegung und Rückbau des Rossendorfer Forschungsreaktors RFR, Teil 2, atw Vol. 65 Issue 01, S. 17-24, 2020

[5] T. Grahnert et al., Stilllegung und Rückbau der Rossendorfer Isotopenproduktion, Teil 1, atw Vol. 61 Issue 5, S. 317-322, 2016

[6] T. Grahnert et al., Stilllegung und Rückbau der Rossendorfer Isotopenproduktion, Teil 2, atw Vol. 61 Issue 6, S. 404-411, 2016

DIE ROLLE DES PAUL SCHERRER INSTITUTS IM STRAHLENSCHUTZ UND DER ENTSORGUNG IN DER SCHWEIZ

Sabine Mayer , Lisa Pedrazzi , Leandro Rohner , Sophie Harzmann , Nick Walter

Paul Scherrer Institut, Schweiz

Das Paul Scherrer Institut (PSI) ist das grösste Forschungsinstitut für Natur- und Ingenieurwissenschaften in der Schweiz. Neben der Spitzenforschung spielt das PSI auch eine grosse Rolle im Strahlenschutz und der Entsorgung. Grosse Expertise und Kompetenz im Strahlenschutz, im operationellen Rückbau und in der Entsorgung findet man konzentriert in der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit (ASI) des PSI. Die ASI betreibt akkreditierte Labors (Radioanalytik, Kalibrierstelle) sowie eine von den Aufsichtsbehörden anerkannte Dosimetriestelle und eine vom Eidgenössischen Institut für Metrologie (METAS) ermächtigte Eichstelle für Strahlenschutzmessmittel. Letztere nimmt nach klaren Kriterien Aufgaben im gesetzlichen Messwesen in der Schweiz wahr.

Zudem betreibt die ASI die Sammelstelle des Bundes. Radioaktive Abfälle, die nicht als Folge der Nutzung von Kernenergie entstehen, müssen gemäss Artikel 119 (Schweizer Strahlenschutzverordnung) nach ihrer allfälligen Behandlung an die Sammelstelle des Bundes abgeliefert werden.

Für die Bearbeitung von radiologischen Ereignissen ausserhalb des PSI stellt der operationelle Betriebsstrahlenschutz der ASI einen Strahlenschutz-Pikettdienst zur Verfügung, der von der Nationalen Alarmzentrale (NAZ) des Bundes bei Bedarf aufgeboten wird.

Im Weiteren können die Aufsichtsbehörden in der Schweiz Forschungsprojekte über Strahlenwirkungen und Strahlenschutz in Auftrag geben. Die ASI unterhält hier einen Vertrag über die «Zusammenarbeit in der Strahlenschutzforschung» mit dem Eidgenössischen Nuklearinspektorat (ENSI) und einen über die «Zusammenarbeit bei Massnahmen zur Überwachung illegaler und unbeabsichtigter Ein-/Ausfuhren radioaktiver Stoffe» mit dem Bundesamt für Gesundheit (BAG).

STRAHLENSCHUTZ IM SPANNUNGSFELD KURZ- GEGEN LANGFRISTIG AM BEISPIEL DER RÜCKHOLUNG DER RADIOAKTIVEN ABFÄLLE AUS DER SCHACHTANLAGE ASSE II

Lautsch Thomas

Bundesgesellschaft für Endlagerung GmbH (BGE), Deutschland

Langfristige Konsequenzen eines Verbleibs der Abfälle in der Asse

Die Schachtanlage Asse wurde im letzten Jahrhundert zur Lagerung größerer radioaktiver Abfallmengen genutzt. Weil das Tragwerk der Grube nicht langzeitstabil ist, bewegte sich das Deckgebirge so weit in die Grube hinein, dass durch die damit verbundenen Bruchverformungen Fließwege für Lösungszutritte entstanden. Diese Lösungszutritte können zum Absaufen der Grube führen, ein Langzeitsicherheitsnachweis für diesen Fall konnte nicht erbracht werden. In der langen Frist kann beim Absaufen der Grube die Einhaltung der Grenzwerte für die radiologische Schadensvorsorge nicht nachgewiesen werden.

Abwägung des weiteren Vorgehens mittels Optionenvergleich

In 2010 wurden die Optionen Umlagerung der Abfälle in einen tieferen Bereich, Vollverfüllung und Rückholung miteinander verglichen und abgewogen. Vor allem wegen der Langzeitsicherheit wurde die Option Rückholung gewählt und im Atomgesetz gesetzlich normiert.
Daraufhin wurde mit der Notfallplanung ein Maßnahmenpaket zur Reduzierung der Eintrittswahrscheinlichkeit und zur Minimierung der Auswirkungen eines auslegungsüberschreitenden Lösungszutritts entworfen und mit dessen Umsetzung begonnen. In 2020 wurde der Plan für die Rückholung der radioaktiven Abfälle aus der Asse vorgelegt und die Genehmigungsverfahren für dieses Vorhaben begonnen.

Kompensation der durch die Rückholung erhöhten kurzfristigen radiologischen Risiken

Während der Betriebszeit der Rückholung werden weitere Gebirgsbewegungen stattfinden. Außerdem werden durch den neuen Bergungsschacht, die neue untertägige Infrastruktur und das Öffnen der Einlagerungskammern mögliche neue Fließwege für Lösungszutritte aus dem Deckgebirge geschaffen. Das Risiko eines auslegungsüberschreitenden Lösungszutritts muss dementsprechend während der Rückholung berücksichtigt werden.
In der Bauausführung der Rückholinfrastruktur, bei der Entwicklung der Bergeverfahren sowie bei dem weiteren Verfüll- und Abdichtkonzept des Bestandsbergwerkes werden daher umfangreiche Kompensationsmaßnahmen durchgeführt. Diese Maßnahmen bestehen u.a. aus einer detaillierten Aufnahme der hydrogeologischen Situation, gebirgsschonenden Verfahren bei der Bergung der Fässer sowie Abdichtungen und Injektionen zur Hydraulischen Abschirmung der Abfälle. Die Maßnahmen werden im Einzelnen in dem Vortrag vorgestellt.

GEOLOGISCHE TIEFENLAGERUNG RADIOAKTIVER ABFÄLLE IN DER SCHWEIZ

Matthias Braun

NAGRA, Wettingen, Schweiz

Die langfristig sichere Entsorgung der radioaktiven Abfälle ist ein Jahrhundertprojekt. Die Abfälle werden bis heute in «Zwischenlagern» gesammelt. Nach vertiefter und breiter Diskussion und im internationalen Konsens wurde die kontrollierte Lagerung in einem geologischen Tiefenlager als bestes Entsorgungskonzept in der Schweiz festgelegt, um den dauerhaften Schutz für Mensch und Umwelt vor radioaktiven Abfällen zu gewährleisten. Daher schreibt in der Schweiz das Kernenergiegesetz (KEG) die geologische Tiefenlagerung vor.

Wer eine Kernanlage betreibt oder stilllegt, ist verpflichtet, die radioaktiven Abfälle auf eigene Kosten sicher zu entsorgen. Dazu gehören auch die notwendigen Vorbereitungsarbeiten wie Forschung und erdwissenschaftliche Unter-suchungen sowie die rechtzeitige Bereitstellung eines geologischen Tiefenlagers (Art. 31 KEG). Die Abfälle müssen so eingelagert werden, dass sie während einer längeren Beobachtungsphase ohne grossen Aufwand zurückgeholt werden könnten (Art. 37 b KEG).

Etwa drei Viertel der radioaktiven Abfälle («Atommüll») entstehen durch die Nutzung der Kernenergie zur Stromerzeugung. Der Rest fällt in Medizin, Industrie und Forschung an. Das Konzept des Geologischen Tiefenlagers sieht spezielle Lagerkammern tief im Untergrund vor mit mehreren Rückhaltebarrieren. Damit können die radioaktiven Abfälle langfristig – über viele Jahrtausende – vom menschlichen und natürlichen Lebensraum ferngehalten werden. Die wichtigste Barriere für den langfristigen Einschluss der Abfälle ist ein dichtes Wirtgestein, in welches das Tiefenlager gebaut wird.

Die Standortsuche für geologische Tiefenlager ist im «Sachplan geologische Tiefenlager» geregelt und wird vom Bund geleitet. Sie erfolgt in drei Etappen, in denen die Auswahl der Standortgebiete gemäss den Behördenvorgaben schrittweise eingeschränkt wird. Am Schluss jeder Etappe entscheidet der Bundesrat über das weitere Vorgehen. Ausgehend von der gesamten Schweiz wurden in den ersten beiden Etappen sämtliche Bereiche und Gesteine mit ungünstigen geologischen Eigenschaften ausgeschlossen. Als Wirtgestein in der Schweiz wurde schliesslich der Opalinuston festgelegt. Dieser liegt am Nordrand der Schweiz in geeigneter Form und in günstigen geologischen Verhältnissen vor. In der laufenden dritten Etappe werden drei Gebiete zwischen Bözberg und Zürcher Weinland untersucht für die abschliessende Standortwahl.

Voraussichtlich im Jahr 2022 wird die Nagra bekanntgeben, für welchen Standort sie das Rahmenbewilligungsgesuch für ein Tiefenlager einreichen will, bevor sie dieses etwa 2024 einreichen wird. Das Gesuch wird dann von den Fachbehörden, insbesondere dem ENSI, eingehend geprüft. Der abschliessende Standortentscheid, die Rahmenbewilligung durch den Bundesrat, wird ca. 2029 erwartet. Der Bundesratsbeschluss muss vom Parlament bestätigt werden und unterliegt dem fakultativen Referendum (bis ca. 2031). Das Tiefenlager geht voraussichtlich etwa 2050 in Betrieb als kombinierte Anlage für alle radioaktiven Abfälle der Schweiz.

Themenblock „Atom- und Strahlenschutzrecht“

GENEHMIGUNGSVERFAHREN FÜR DIE SCHACHTANLAGE ASSE II

Astrid Lange

Niedersächsisches Ministerium für Umwelt, Energie, Bauen und Klimaschutz (NMU), Deutschland

Mit dem Zehnten Gesetz zur Änderung des Atomgesetzes (AtG) vom 24. März 2009 (BGBl. I S. 556) wurde die Schachtanlage Asse II durch Einfügung von § 57b den atomrechtlichen Vorschriften für Anlagen des Bundes zur Endlagerung radioaktiver Abfälle nach § 9a Absatz 3 unterstellt und durch eine Änderung von § 23 Absatz 1 Nummer 2 die Zuständigkeit des Bundesamtes für Strahlenschutz (BfS) begründet. Nach dem vom BfS im Jahr 2010 durchgeführten Optionenvergleich zur sicheren Stilllegung der Schachtanlage Asse II, ist die Rückholung der radioaktiven Abfälle die Vorzugsoption zur sicheren Stilllegung, da die Langzeitsicherheit für eine Vollverfüllung oder eine Umlagerung der radioaktiven Abfälle in der Schachtanlage Asse II nicht nachgewiesen werden konnte.

Die Neufassung des § 57b AtG (Lex Asse) im Jahr 2013 regelt die gesetzliche Zielfestlegung der Rückholung der radioaktiven Abfälle als Vorzugsoption im Hinblick auf die sichere Stilllegung der Schachtanlage Asse II. Mit der Neufassung wurden verfahrensrechtliche Rahmenbedingungen für die Beschleunigung der Arbeiten geschaffen (u. a. eine Klarstellung, dass für die Rückholung kein Planfeststellungserfordernis besteht, Regelung zur Zulässigkeit von Teilgenehmigungen und zum vorzeitigen Beginn, Einführung von Genehmigungen mit Konzentrationswirkung).

Durch die politischen Forderungen nach Verfahrensbeschleunigung und gleichzeitigem öffentlichen Druck und nicht zuletzt durch Drängen der Niedersächsischen Landesregierung hat die nach dem Übergang der Betreiberverantwortung seit 2016 zu-ständige Bundesgesellschaft für Endlagerung mbH (BGE) am 17. April 2020 ihren Plan zur Rückholung der radioaktiven Abfälle aus der Schachtanlage Asse II einer breiten Öffentlichkeit vorgestellt. Mit Schreiben vom 10. August 2020 hat die BGE das Niedersächsische Ministerium für Umwelt, Energie, Bauen und Klimaschutz (MU) gebeten, das Verfahren zur Erlangung einer Genehmigung gemäß § 9 AtG mit einer Antragskonferenz für die verfahrensbetroffenen Träger öffentlicher Belange (TöB) zu eröffnen.

Als Grundlage legte hierzu die BGE mit Schreiben vom 29. September 2020 eine sogenannte Planerische Mitteilung vor. Diese Mitteilung dient einer ersten Einordnung der Rückholungsplanungen in eine alle Rechtsbereiche umfassende Genehmigungsstruktur und beschreibt das vom Vorhabenträger auf Grundlage der Lex Asse beabsichtigte Antragsvorgehen. Dabei konkretisiert die BGE den von ihr geplanten Weg zur Erlangung einer Genehmigung auch im Hinblick auf weitere von ihr zu beantragende und nach anderen Rechtsvorschriften zu konzentrierende Zulassungen. Zuständige Genehmigungsbehörde ist für das atomrechtliche Trägerverfahren das MU.

Lex Asse regelt nach Vorlage vollständiger und prüffähiger Unterlagen eine Bearbeitungszeit von maximal sechs Monaten durch die Genehmigungsbehörde.

ENTSORGUNG VON RÜCKBAUMASSEN AUS KERNTECHNISCHEN ANLAGEN – RECHTLICHE FRAGESTELLUNGEN

Christian Raetzke

Rechtsanwaltskanzlei Dr. Raetzke, Deutschland

Das neue Strahlenschutzrecht hat das Instrument der Freigabe in den wesentlichen Zügen beibehalten, jedoch etwas ausführlicher geregelt und in Details auch Neuregelungen eingeführt.

Der Vortrag stellt zunächst die rechtlichen Wirkungen der Freigabe (die aus Sicht eines Juristen durchaus spannend sind) vor und fragt, ob sich durch das neue Recht hier etwas geändert hat.

Anschließend beschäftigt sich der Vortrag mit der spezifischen Freigabe zur Entsorgung von Stoffströmen, die beim Rückbau kerntechnischer Anlagen anfallen, insbesondere Abbruchmaterial.

Hier gibt es insbesondere an der Schnittstelle zwischen Strahlenschutzrecht und konventioneller Entsorgung interessante Rechtsfragen. So will die neue Strahlenschutzverordnung etwa mit einem neu eingefügten Widerrufsrecht hinsichtlich der Freigabe den Fall lösen, dass eine Abfallcharge nicht dem eigentlich vorgesehenen Entsorgungsweg zugeführt werden kann; das wird im Vortrag kritisch beleuchtet. Untersucht wird auch die neu eingeführte Variante, mittels einer Freigabe im Einzelfall die Nutzung von Abbruchmassen im Bergversatz zu gestatten. Schließlich geht es auch um die im konventionellen Abfallrecht (Kreislaufwirtschaftsrecht) angelegte Verpflichtung der öffentlich-rechtlichen Entsorgungsträger, Abfälle etwa zur Deponierung anzunehmen; bekanntlich bestehen bei aus Kernkraftwerken stammenden Abfällen Schwierigkeiten, diese Annahmepflicht tatsächlich geltend zu machen.

Insgesamt ist es ein Anliegen des Vortrags, darauf hinzuweisen, dass die Freigabe als solche im Strahlenschutzrecht ausführlich geregelt und in der Praxis erprobt ist, dass aber die Entsorgung bestimmter freigegebener Massenströme unter dem Kreislaufwirtschaftsrecht Probleme aufwirft, für die Lösungen im Spannungsfeld beider Rechtsgebiete gefunden werden müssen.

Themenblock „Kommunikation mit der Bevölkerung“

IM DIALOG – ZUHÖREN, SPRECHEN, VERSTEHEN

Dagmar Dehmer

Bundesgesellschaft für Endlagerung (BGE), Deutschland

Die Sorge vor der ionisierenden Strahlung in der Bevölkerung ist groß. Sie ist aber möglicherweise gar nicht die Hauptsorge mit Blick auf Endlager. Das Unbehagen mit großen Industrieanlagen überwiegt möglicherweise die Furcht vor der Strahlung. Die größte Sorge wird regelmäßig zum Thema Grundstückspreise und möglichen Wertverlusten für Immobilien geäußert.
Die BGE hat insbesondere mit der frühen Öffentlichkeitsbeteiligung zur Asse-Rückholung sowie der Veröffentlichung des Zwischenberichts Teilgebiete interessante Erfahrungen zur Kommunikation mit der Öffentlichkeit gesammelt.
Seit 2009 ist die Asse ein öffentliches Thema, das zunächst stark skandalisiert worden ist. Im weiteren Verlauf ist die Diskussion immer detaillierter geworden, dann hat sich der Begleitprozess zerlegt und neu sortiert. Im Herbst 2020 hat die Asse-2-Begleitgruppe aus Protest gegen die Planung eines Zwischenlagers am Standort der Schachtanlage Asse II die Arbeit ausgesetzt. Vor diesem Hintergrund findet zwischen dem 26.2.und 26.4.2021 die frühe Öffentlichkeitsbeteiligung statt.
Zur Veröffentlichung des Zwischenberichts Teilgebiete hat die BGE sich bemüht, Einstiegspunkte für unterschiedliche Informationslagen zu schaffen. Mit Multimedia-Erzählungen (Story-Maps) sowie rund 70 kurzen Erklärvideos hat die BGE eine Informationsbasis geschaffen. Die BGE hat zudem versucht, auf regionale Informationsbedürfnisse einzugehen: mit 90 Kurzfilmen und Online-Sprechstunden. Was gut ankommt, ist das Bemühen, den Informationsauftrag zu erfüllen, und die Authentizität der Kolleg*innen der Standortauswahl.

DER EINBEZUG VON NICHTEXPERTEN IN DIE FORSCHUNG ZUR ENTSORGUNG HOCHRADIOAKTIVER ABFÄLLE

THE INVOLVEMENT OF NON-EXPERTS IN RESEARCH ON THE DISPOSAL OF HIGH-LEVEL RADIOACTIVE WASTE

Cord Drögemüller , Wolfgang Schulz , Roman Seidl , Clemens Walther

Gottfried Wilhelm-Leibniz-Universität Hannover (LUH), Deutschland

Zusammenfassung

Im Rahmen des vom BMWi und der Volkswagenstiftung geförderten Projektes Transdisziplinäre Forschung zur Entsorgung hochradioaktiver Abfälle in Deutschland (TRANSENS), arbeiten wir im direkten Austausch mit der Bevölkerung zum Thema Vertrauen im Kontext von Technik, Unsicherheiten und Komplexität in der Endlagersuche.

*Hierbei kooperieren wir über die gesamte Projektlaufzeit mit einer Personengruppe von außerhalb der Wissenschaft. Die Personen dieser Arbeitsgruppe Bevölkerung (AGBe) wurden durch uns in einem kriteriengeleiteten mehrstufigen Verfahren ausgewählt. Sie repräsentieren Durchschnittsbürger*innen in Deutschland, keine Expert*innen oder Stakeholder*innen. Mit Ihnen wurde u.a. intensiv darüber diskutiert, wodurch das Vertrauen in verschiedene wissenschaftliche Disziplinen entsteht und beeinflusst wird. Die Facetten der Monitoring-Optionen und damit verbundene Risiken (Sicherheitsverzehr) wurden durch die Gruppenmitglieder interessiert diskutiert. So wurde ihnen das Dilemma möglicher Probleme und Risiken durch Monitoring gegenüber dem erhofften Sicherheitsgewinn vor Augen geführt.*

*In einem weiteren Modul wurde eine Messstelle mit einem modernen Gamma-Spektrometer am Standort Remlingen (Asse) eingerichtet. Diese steht der interessierten Öffentlichkeit für eigene Messfragen zur Verfügung und wird während der Projektlaufzeit wissenschaftlich und unabhängig begleitet. Hierbei liegt der Forschungsschwerpunkt auf der Frage, ob und wie ein solches bürgerbetriebenes Messlabor an einem deutschen Standort von Bevölkerung und Stakeholder*innen angenommen wird und wie eine vertrauensvolle Zusammenarbeit zwischen Wissenschaft und Bevölkerung in diesem, durch Misstrauen geprägten Umfeld gelingen kann*

Summary

Within the project Transdisciplinary Research on the Final Disposal of High-Level Radioactive Waste in Germany (TRANSENS), funded by the BMWi and the Volkswagen Foundation, we are working in direct exchange with the public on the topic of trust in the context of technology, uncertainties and complexity in the search for a final repository.

To achieve this, we cooperate with a group of people from outside the scientific community. The members of this citizen workgroup (AGBe) were selected by us in a criterion-guided multi-stage process and represent average citizens in Germany, not experts or stakeholders. There was intensive discussion with them about how trust in various scientific disciplines is created and influenced. The facets of different monitoring options and associated risks were debated with interest. Thus, the dilemma of possible problems and risks through monitoring versus the hoped-for security gain was being evaluated from their – unprejudiced - point of view.

In a second module an environmental measuring station with a modern gamma spectrometer was set up at Remlingen (Asse, Germany) which is available to interested members of the public for their own measurement questions and will be scientifically and independently monitored during the project period. The research focus here is on the question of whether and how well such a citizen-run measurement laboratory in Germany is accepted by the population and stakeholders and how a trusting cooperation between science and the population can succeed in this field that is historically loaded with mistrust.

Schlüsselwörter *Endlagerforschung, Transdisziplinäre Forschung, Bürgerbeteiligung*
Keywords *Repository Research, Transdisciplinary Research, Citizen Participation*

1. Einleitung

Im Projekt TRANSENS (Transdisziplinäre Forschung zur Entsorgung hochradioaktiver Abfälle in Deutschland) wird, zusätzlich zur interdisziplinären Begleitforschung an offenen Fragestellungen zur Endlagerung, insbesondere auch das Problem der Wissenschaftskommunikation und Akzeptanz in der Bevölkerung transdisziplinär erforscht. Hierzu forschen ca. 50 Wissenschaftler*innen aus unterschiedlichen wissenschaftlichen Disziplinen innerhalb von vier transdisziplinären Arbeitspaketen (TAPs) des Projektes zu verschiedenen Aspekten der Endlagerung. Transdisziplinäre Forschung in diesem Sinne heißt, dass beide Aspekte (interdisziplinäre und nicht-disziplinäre Forschung/Bürgerbeteiligung) gleichzeitig und in gegenseitiger Wechselwirkung zueinander stattfinden [1][2].

Dieses Wechselspiel liefert im Fall gesellschaftlich unmittelbar relevanter Forschung einen wesentlichen Mehrwert. So betrachten wir im vorliegenden Projekt überwiegend die mit der Entsorgung radioaktiver Stoffe zusammenhängenden Themen, wie Sicherheit, Handlungsoptionen und Prozessgestaltung. Daher ist auch der Strahlenschutz ein essentieller Bestandteil der

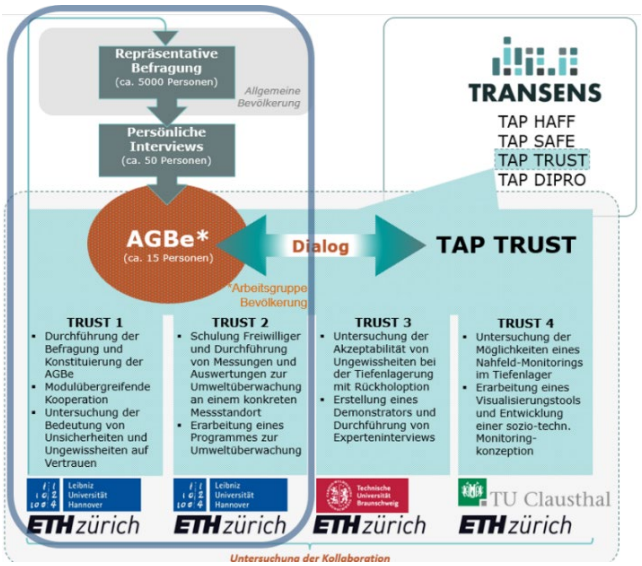


Abbildung 1 Das Transdisziplinäre Arbeitspaket (TAP) TRUST. Links eingerahmt die Module 1 (Arbeitsgruppe Bevölkerung) und 2 (Bürgerbetriebene Umweltüberwachung).

Diskussionen, vom Grundsatz der Rechtfertigung angefangen, über Gedanken zur Optimierung bis hin zu möglichen Dosen für Beschäftigte beim Umgang mit den Abfällen, sowie für die Bevölkerung bei möglicher unbeabsichtigter Freisetzung.

Innerhalb des Projektes beschäftigt sich das TAP TRUST (siehe Abb. 1.) mit dem Thema des Vertrauens, insbesondere von nicht-Expert*innen, in wissenschaftliche Erkenntnisse und die daraus abgeleiteten Entscheidungen [3]. Die beiden federführend am Institut für Radioökologie und Strahlenschutz, Hannover bearbeiteten Module 1 und 2 beschäftigen sich hierbei zum Einen mit dem Aufbau und der Betreuung einer Arbeitsgruppe von nicht-Expert*innen (TRUST 1), sowie zum Anderen mit der Einrichtung und Begleitung einer bürgerbetriebenen Umweltmessstelle (TRUST 2

2. Arbeitsgruppe Bevölkerung (TRUST 1)

Wie eingangs beschrieben, zielt der transdisziplinäre Ansatz von TRUST darauf ab, interessierte Bürger*innen aktiv in den Forschungsprozess einzubeziehen. Zur Auswahl geeigneter Personen wurde vom Institut für Radioökologie und Strahlenschutz (IRS, LU Hannover) und der ETH Zürich ein mehrstufiges Auswahlverfahren entwickelt, das mit der Durchführung einer repräsentativen Online-Umfrage von etwa 5000 Personen begann. 700 Personen bekundeten hierbei ihr Interesse an einer AGBe-Mitarbeit, von denen wiederum 17 Personen in einem kriteriengeleiteten Verfahren ausgewählt wurden (neun Frauen und acht Männer). Wichtigstes Kriterium hierbei war, dass die Personen keine Expert*innen oder Stakeholder im Bereich Endlagerung sind. Außerdem wurden sozialpsychologische Kriterien (z.B. Teamfähigkeit) sowie ein ausgewogenes Verhältnis von Bildungs- und Altersgruppen berücksichtigt. Zur konstituierenden Sitzung im September 2020 reisten (trotz erschwerter Bedingungen durch Covid-19) 15 Bürger*innen aus sieben Bundesländern zu einer Auftaktveranstaltung nach Hannover an (mittlerweile besteht die Gruppe aus 16 Personen).

Abbildung 2: Die Arbeitsgruppe Bevölkerung bei der Auftaktveranstaltung im September 2020.

Neben dem Kennenlernen stand hierbei u.a. die gemeinsame Erarbeitung einer Arbeitsgrundlage für die weitere Kollaboration im Projekt auf der Tagesordnung. Diese beinhaltet dabei als verbindendes Element neben organisatorischen Regelungen auch Aspekte der Gesprächskultur und dient außerdem der Orientierung bzgl. Funktionen und Aufgaben der AGBe

Seit ihrer Konstituierung bringt die AGBe ihre Meinungen und Wissensbestände in den Forschungsprozess ein und reflektiert und bearbeitet gemeinsam mit den Projektbeteiligten aus verschiedenen Disziplinen der Wissenschaft unterschiedliche Fragestellungen. Insbesondere vor dem Hintergrund des laufenden Standortauswahlprozesses gilt es dabei, sich frühzeitig über Monitoring-Strategien, Entscheidungswege und Verantwortlichkeiten Gedanken zu machen, um zukünftig adäquate Beteiligungsverfahren zu gewährleisten. Dabei bedürfen noch einige Fragen der Beantwortung, wie z.B.:

- *Was bedeutet eine Rückholung der Abfälle für die Sicherheit der allgemeinen Bevölkerung?*
- *Wie vertrauenswürdig sind Messdaten und aufsichtführende Akteure?*
- *Wie spielen technik- und zeitbedingte Unsicherheiten und Ungewissheiten und Vertrauen in die nukleare Entsorgung zusammen?*

Auf dem ersten digitalen Arbeitstreffen (12. und 13. März 2021) standen dementsprechend die Themen Vertrauen und Monitoring auf der Agenda. 14 Mitglieder der AGBe und zehn Forschende des TAP TRUST haben hieran teilgenommen (IRS der Leibniz Universität Hannover, Institut für

Geomechanik und Geotechnik der TU Braunschweig, Lehrstuhl für Deponietechnik und Geomechanik der TU Clausthal sowie Transdisziplinaritäts-Laboratorium der ETH Zürich). Neben Fachvorträgen, die jeweils offene Fragerunden und spannende Diskussionen im Plenum ermöglichten, kamen hierbei mehrfach Kleingruppen zum Einsatz, die den AGBe-Mitgliedern die Gelegenheit boten, sich mit zentralen Fragen zum jeweils behandelten Thema auseinanderzusetzen, Fragen aufzuwerfen und diese wiederum gemeinsam mit den beteiligten Wissenschaftlern kritisch zu reflektieren.

Hierbei hat sich gezeigt, dass der gewählte transdisziplinäre Ansatz ein sehr großes Potential für die gemeinsame Erarbeitung neuen Wissens (Stichwort: Co-Production) bietet. Allerdings ist auch klar, dass alle beteiligten Akteure auf diesem Wege Neuland betreten und sich auf ein experimentelles Setting ohne Blaupause einlassen. Die Zusammenarbeit von Forschenden und Bürger*innen gestaltet sich dabei als kontinuierlicher Lernprozess, der einer gemeinsamen Bearbeitung und Bewältigung unvorhergesehener Frage- und Problemstellungen bedarf und allen Seiten ein gewisses Maß an Offenheit abverlangt. Trotz des pandemiebedingten Wegfalls ursprünglich geplanter Präsenzveranstaltungen funktioniert der Prozess bisher sehr gut, wozu die zielführende Nutzung verschiedener digitaler Tools und eine Kommunikation auf Augenhöhe ihren Beitrag leisten. Durch den Verbund von ingenieurtechnischen, naturwissenschaftlichen und sozialwissenschaftlichen Disziplinen und der AGBe (sowie zukünftig auch Akteuren aus dem Bereich der nuklearen Entsorgung) ist eine transdisziplinäre Plattform entstanden, die einen intensiven und explorativen Dialog ermöglicht. Um schließlich das Zusammenwirken der verschiedenen Akteure genauer zu verstehen und Wege aufzuzeigen, unter welchen Bedingungen Vertrauen wachsen kann, wird die kollaborative Herangehensweise als solche ebenfalls untersucht.

3. Bürgerbetriebene Umweltmessstelle am Standort Remlingen (TRUST 2)

Die Festlegung und der Betrieb eines Endlagers für radioaktive Stoffe geht mit großen -teilweise nachvollziehbaren, teilweise aber auch diffusen - Ängsten der lokalen Bevölkerung einher. Diese führen, wie die bundesdeutsche Vergangenheit gezeigt hat, zu teilweise sehr emotional und heftig geführten öffentlichen Auseinandersetzungen um die Deutungshoheit von wissenschaftlichen Erkenntnissen zur Sicherheit (und Unsicherheit) eines Standortes.

Aus wissenschaftlicher Sicht besonders problematisch ist es hierbei, wenn in einem solchen heftig geführten Diskurs Vertrauen nicht nur in die mit der Entscheidungsfindung betrauten Politiker, sondern auch in die Wissenschaft an sich verloren geht, wenn diese als nicht-objektiv und politisch motiviert empfunden wird. Ein Blick über den deutschen Tellerrand hinaus zeigt, dass es im Fall der (gefühlsmäßigen wie realen) Bedrohung durch Radioaktivität in der eigenen Umwelt und einem sehr hohen Maß an Misstrauen in die mit der Sicherheitsabwägung betrauten Stellen, für alle Seiten vorteilhaft sein kann, wenn die lokale Bevölkerung eine eigene und möglichst selbstbestimmte Rolle in der Umweltüberwachung einnehmen kann. So wird beispielsweise in der Umgebung der Nevada National Security Site im US-Bundesstaat Nevada bereits seit den 80ger Jahren ein umfangreiches Programm zur Umweltüberwachung (Community Environmental Monitoring Program) durch die lokale Bevölkerung durchgeführt [4]. Bereits 2014 wurde ein ähnlicher Ansatz auch für den deutschen Standort Asse vorgeschlagen [5] um in diesem, als exemplarisch anzusehenden Fall eines vergifteten öffentlichen Diskurses in der Endlagerdebatte, zu einer von allen Seiten als fairer empfundenen und zielführenderen Debatte beizutragen.

Im Rahmen des Projektes TRANSENS soll erstmals in Deutschland eine bürgerbetriebene Umweltmessstelle am Standort Asse aufgebaut und etabliert werden. Diese, durch das Projekt mit einem modernen Gamma-Spektrometer (Mirion BE2825 Broad Energy HPGe mit Kryostat-Kühlung und Bleiabschirmung) ausgestattete Messstelle soll interessierten Bürger*innen vor Ort die Möglichkeit eröffnen, eigene Umweltmessungen durchzuführen und wird während der Projektlaufzeit durch Mitarbeiter des Instituts für Radioökologie und Strahlenschutz (IRS) aufgebaut und wissenschaftlich begleitet (Siehe Abb. 3).

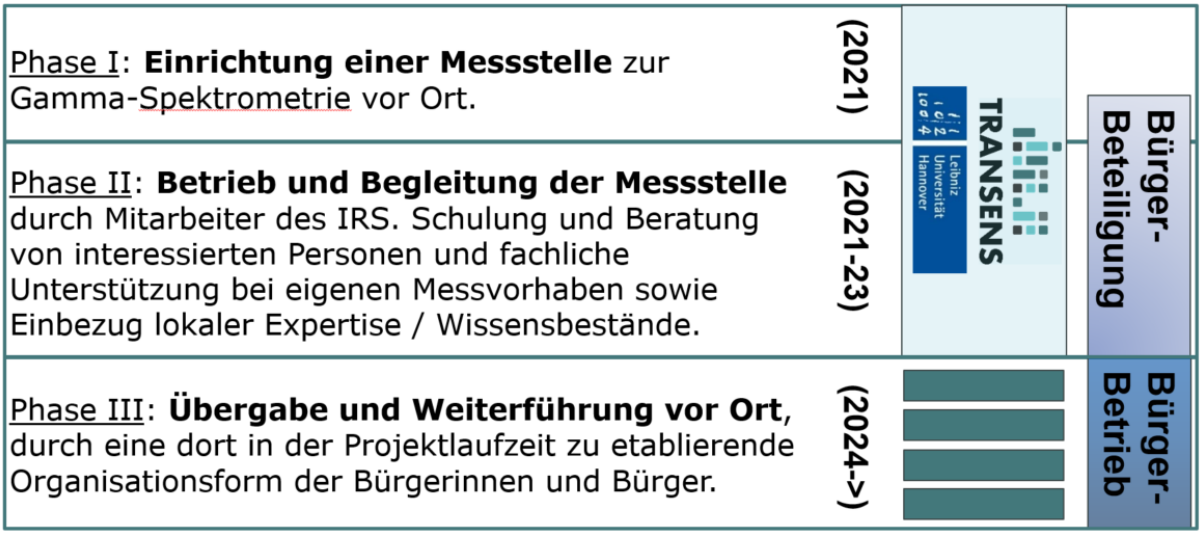


Abbildung 3: Einrichtung, Begleitung und Einbezug der lokalen Bevölkerung in den Betrieb der Umweltmessstelle.

Als Partner vor Ort konnte unter anderem die Samtgemeinde Elm-Asse gewonnen werden, in deren Räumlichkeiten in Remlingen die Messstelle untergebracht ist. Die gesamte Ausstattung der Umweltmessstelle soll am Ende der Projektlaufzeit vor Ort verbleiben und die Messstelle entsprechend über den Horizont von TRANSENS hinaus verstetigt werden. Hierfür werden während der Projektlaufzeit interessierte Bürger*innen vor Ort durch Mitarbeiter des IRS in der Umweltanalytik geschult.
Aus Sicht der transdisziplinären Begleitforschung zum Standortauswahlgesetz in TRANSENS möchten wir mit der Einrichtung und Begleitung der Messstelle insbesondere der Frage nachgehen, ob und wie ein solches Vorhaben in Deutschland für alle Beteiligten möglichst gewinnbringend realisiert werden kann und wie sich der Betrieb auf den öffentlichen Diskurs auswirkt. Hierzu reflektieren wir in regelmäßigen Abständen das Erreichte und die weiteren Pläne mit der AGBe, um aus den am Standort Asse gewonnen Erkenntnissen zur Umweltüberwachung transdisziplinär erarbeitete Handlungsempfehlungen für den Standortauswahlprozess gewinnen zu können. Eine erste Erkenntnis aus dieser gemeinsamen Reflektion ist der Wunsch der Bevölkerung (vertreten durch die AGBe) nach einem möglichst starken Einbezug der lokalen Schulen in den Betrieb der Messstelle, da hier der größte Gewinn für die lokale Bevölkerung gesehen wird. Diese Reflektion führte daher bereits zu einer Anpassung der Schwerpunkte beim Betrieb der Messstelle und stellt ein gutes Beispiel für den Wert des frühzeitigen Einbezugs der Bevölkerung in den wissenschaftlichen Prozess im Sinne transdisziplinärer Forschung dar.

4. Danksagung

Das Vorhaben TRANSENS wird vom Bundesministerium für Wirtschaft und Energie (BMWi) aufgrund eines Beschlusses des Deutschen Bundestages und im Niedersächsischen Vorab der Volkswagenstiftung vom Niedersächsischen Ministerium für Wissenschaft und Kultur (MWK) von 2019 bis 2024 gefördert (Förderkennzeichen: 02E11849A-J).

5. Literaturverzeichnis

[1] Pohl, C., Krütli, P.; Stauffacher, M. (2017): Ten Reflective Steps for Rendering Research Societally Relevant. GAIA, 26(1), 43-51. doi:10.14512/gaia.26.1.10.

[2] Seidl, R., Brand, F. S., Stauffacher, M., Krütli, P., Le, Q. B., Sporri, A. et al. (2013). Science with Society in the Anthropocene. Ambio, 42(1), 5–12. https://doi.org/10.1007/s13280-012-0363-5

[3] Ziele des TAP TRUST Internet: https://www.transens.de/arbeitsgebiete/trust/ziele-des-transdisziplinaeren-arbeitspakets (besucht am 01.07.2021)

[4] Shafer, D. S.; Hartwell, W. T. (2011): Community Environmental Monitoring Program: A case study of public Education and Involvement in Radiological Monitoring. *Health Physics* 101 (5), S. 606-617.

[5] Vahlbruch, J. W. (2014): Vertrauensbildende Maßnahmen im Zusammenhang mit der Asse. *StrahlenschutzPRAXIS* 2, S. 43-48.

KOMMUNIKATION IM STRAHLEN- UND NOTFALLSCHUTZ

Rathgeber Martin

NucTecSolutions GmbH, Deutschland

Wir haben bei unseren Tätigkeiten mit verschiedenen Gesellschaftsgruppen zu tun. Vom professionellen Genehmigungsinhaber bis hin zur Amateurfunk- Jugend- Gruppe. Der Vorträger referiert über Meinungen und Ängste der Bevölkerung im Umfeld der Tätigkeit.
Nach 25 Jahren Tätigkeit im Bereich Nachwuchsaquise für den Strahlenschutz und Kommunikation im Notfallschutz werden interessante Erkenntnisse vorgetragen. Es wird über das Nachwuchsprogramm gesprochen und wie man verschiedene Personengruppen für Themen wie Radioaktivität und Strahlenschutz gewinnen kann.
In einem Teil des Vortrags wird auch auf die Vorkommnisse bei dem INES 2 Vorfall mit einer Se-75 Quelle eingegangen. Hier werden die Vorkommnisse auf gesellschaftspolitischer Ebene beleuchtet.

Themenblock „Messtechnik“

ASGS – EINE INNOVATIVE METHODE DER ABFALL-CHARAKTERISIERUNG DURCH REKONSTRUKTION DER AKTIVITÄTSVERTEILUNG

Martin Dürr [1], Matthias Fritzsche [2], Bengt Hansmann [1], Tim Hansmann [1], Frederic Simons [1], Kai Krycki [1], Andreas Havenith [1], Benjamin Jung [2], Andreas Naujokat [2], Doris Pasler [2]

[1]AiNT GmbH; [2]Mirion Technologies (Canberra) GmbH, Deutschland

Bei der Entsorgung radioaktiver Abfälle sind die Anforderungen in Bezug auf deren endlagergerechte Konditionierung, Verpackung und Charakterisierung zu erfüllen. Die seit Jahrzehnten angewendete Methode des Segmentierten Gamma Scanning (SGS) hat sich als Standard für die zerstörungsfreie Charakterisierung radioaktiver Abfälle etabliert. Diese Methode basiert jedoch auf dem vereinfachenden Modell einer homogenen Aktivitätsverteilung und führt somit zu einer hohen Messungenauigkeit, welche in der Deklaration der konservativen Prognosegrenze zu hohen Scheinaktivitäten führt. AiNT entwickelt gemeinsam mit Mirion Technologies (Canberra) eine Fassmessanlage für die Charakterisierung radioaktiver Abfälle mit der Bezeichnung „Advanced Sectorial Gamma Scanning“ (ASGS). Das innovative Mess- und Auswerteverfahren der Fassmessanlage ist in der Lage, das radionuklidspezifische Aktivitätsinventar räumlich aufgelöst zu rekonstruieren. In Kombination mit der von AiNT entwickelten Auswertesoftware „ECIAD“ (Efficiency Calculation for Inhomogeneous Activity Distributions) wird im Vergleich zum SGS die Messunsicherheit reduziert, ohne die Dauer der Messung zu erhöhen. In der Auswertung wird das radionuklidspezifische Aktivitätsinventar raumaufgelöst rekonstruiert und das Aktivitätsinventar unter Berücksichtigung aller relevanten Unsicherheiten gemäß der DIN ISO 11929 bestimmt. Das Messverfahren ist auch in der Freigabe für die Durchführung von Entscheidungsmessungen von Reststoffen in Behältern geeignet. Mit dem in ASGS angewendeten Verfahren können ‚Hot Spots‘ in der Auswertung der Freimessung durch die Rekonstruktion der ECIAD Software mitberücksichtigt werden. Im Rahmen einer experimentellen Validierung wurde demonstriert, dass mit dem Messverfahren Abfallbehälter mit inhomogen verteilten Aktivitätsinventaren bei einer deutlichen Reduktion der Scheinaktivitäten um bis zu einem Faktor zwei charakterisiert werden können. Der Beitrag stellt das Mess- und Auswerteverfahren und die vorliegenden Ergebnisse der experimentellen Validierung vor.

STOFFLICHE BESCHREIBUNG UND PLAUSIBILITÄTSPRÜFUNG RADIOAKTIVER ABFÄLLE MITTELS QUANTOM

Andreas Havenith [1], Kai Krycki [1], Bo Fu [1], Marius Hirsch [1], John Kettler [1], Laurent Coquard [2], Günter Nordhardt [2], Julian Hummel [2], Olaf Schumann [3], Theo Köble [3]

[1]AiNT GmbH, Deutschland; [2]Framatome GmbH, Deutschland; [3]Fraunhofer-Institut für Naturwissenschaftlich-Technische Trendanalysen, Deutschland

Die Verbundpartner kooperieren zur Entwicklung einer innovativen Messanlage für die zerstörungsfreie stoffliche Beschreibung und Plausibilitätsprüfung von radioaktiven Abfällen, verpackt in 200-l-Stahlfässern unter Anwendung der prompten und verzögerten Gamma-Neutronen-Aktivierungs-Analyse (P&DGNAA).

Aufgrund ihres Gefahrenpotentials müssen radioaktive Abfälle im Rahmen des Endlagerungsverfahrens KONRAD sachgerecht konditioniert und entsorgt werden. Die vom Abfall ausgehende Gefährdung begründet sich aus der möglichen biologischen Schädigung durch die ionisierende Strahlung, welche von den in den Abfällen enthaltenen Radionukliden emittiert wird sowie aus den im Abfall enthaltenen wassergefährdenden Stoffen. Hieraus ergeben sich die Anforderungen, dass radioaktiver Abfall vom Verursacher radiologisch und stofflich charakterisiert werden muss. Gerade bei Altabfall werden häufig unzureichende und unstimmige Abfalldeklarationen festgestellt, welche einer endlagergerechten Qualifizierung und Einlagerung im Wege stehen. Bislang erfolgt eine Überprüfung zur vollständigen endlagergerechten Charakterisierung radioaktiver Altabfälle meist durch eine aufwendige Öffnung der Fässer. Das Öffnen von Fässern für eine visuelle Kontrolle oder eine Probeentnahme führt zu einer Deklaration der zu untersuchenden Altabfälle als Neuabfall, an welchen, im Gegensatz zu Altabfällen, deutlich restriktivere Anforderungen geknüpft sind. Des Weiteren machen zerstörende Prüfverfahren eine Umverpackung der Abfälle notwendig, welche in Folge eine Volumenvergrößerung der Altabfälle bedeuten kann. Mit der QUANTOM-Fassmessanlage können Ablieferungspflichtige zerstörungsfrei die im Endlagerungsverfahren KONRAD getätigte stoffliche Beschreibung von Abfallprodukten verifizieren und einfach ergänzen können. Durch die stichprobenartige oder vollumfängliche Messung von Fässern eines Prüfloses kann die Plausibilität eines angewendeten Stoffvektors für das jeweilige Prüflos belegt werden. Durch die Möglichkeit Abfallfässer zerstörungsfrei und ohne Neuverpackung zu analysieren wird die Strahlenexposition des Betriebspersonals stark vermindert und eine Abfallvolumenvergrößerung vermieden.

DESIGN INFORMATION VERIFICATION OF A GEOLOGICAL REPOSITORY FOR HIGH LEVEL WASTE USING MUON RADIOGRAPHY

Michael Weekes [1], Katharina Aymanns [2], Irmgard Niemeyer [2], Patrick Stowell [3], Lee Thompson [1], Christiane Vieh [4]

[1]University of Sheffield, United Kingdom; [2]Forschungszentrum Jülich GmbH, Germany; [3]University of Durham, United Kingdom; [4]BGE Bundesgesellschaft für Endlagerung mbH, Germany

Geological repositories at depths of hundreds of metres are the preferred long-term storage option for high level waste. To ensure the as-built facility is in agreement with the repository design information declared in the context of international safeguards obligations, it is vital to further develop techniques for Design Information Verification (DIV) of such repositories. DIV techniques can ensure there are no threats to the repository's integrity in terms of both environmental safety and safeguards.

Possible DIV techniques include 3D laser scanning and geophysical monitoring. Muon radiography is an alternative potential technique, based on exploiting the greater attenuation of cosmic ray muons in dense matter. An excess of detected muons in a particular direction could indicate a region of lower density than the null hypothesis would suggest, such as a hidden void or tunnel.

A Monte Carlo simulation study to determine muon radiography's potential for DIV for a geological repository is presented. Voids and particle detectors are added to a detailed digital model of a repository, and the ability of the technique to identify voids within practical exposure times is quantitatively assessed.

ANWENDBARKEIT UND ANWENDUNG DER DIN ISO 11929 FÜR DIE MESSUNG RADIOAKTIVER ABFÄLLE MITTELS FASSMESSANLAGEN

Kai Krycki [1], Martin Dürr [1], Andreas Havenith [1], Hans-Jürgen Lange [2], Matthias Fritzsche [2]

[1]AiNT GmbH, Deutschland; [2]Mirion Technologies (Canberra) GmbH, Deutschland

Radioaktive Abfälle aus dem Rückbau kerntechnischer Anlagen liegen während der Zwischenlagerung als Abfallprodukte verpackt in Innenbehältern, beispielsweise 200-l-Fässern, vor. Danach erfolgt die Einbringung in Konrad-Container zur Herstellung eines endlagerfähigen Abfallgebindes. Die messtechnische Bestimmung der Aktivitätsinventare kann mittels gammaspektrometrischer Messung erfolgen (i.d.R. Fassmessanlagen (FMA)). Radionuklide ohne gammaspektrometrisch auswertbares Signal werden mittels Nuklidvektoren hinzukorreliert.

Es resultieren unterschiedliche Konzepte für Fassmessanlagen, grob skizziert in der DIN ISO 19017 dargestellt. Die Erfordernisse der DIN ISO 11929 sind hier nicht vollständig umgesetzt und sie wird selten von Anwendern berücksichtigt. Daher erscheint eine Diskussion des Stands der Technik sowie der Umsetzung der DIN ISO 11929 in der Charakterisierung von Abfällen notwendig.

Die Autoren haben die Erfahrung gemacht, dass trotz der Existenz dieser Dokumente bezüglich der Anwendung einer Unsicherheitsanalyse bei Aktivitätsmessverfahren und der Anwendbarkeit der DIN ISO 11929 bei Anwendern und Gutachtern Unklarheiten bestehen. Teilweise wird die Anwendbarkeit der DIN ISO 11929 grundsätzlich in Frage gestellt. Dabei können diese Regelungen unabhängig vom Modell der Auswertung sowie bei komplexen und mehrstufigen Mess- und Auswerteverfahren zur Anwendung gebracht werden. Die neue DIN ISO 11929-2 bietet Ansatzmöglichkeiten, alle relevanten Unsicherheitsbeiträge durch Monte-Carlo Methoden abzubilden.

In diesem Vortrag wird die Regelungslage gammaspektrometrischer Fassmessungen vor diesem Hintergrund kritisch diskutiert. Anhand eines Beispiels für eine Fassmessung mittels Segmentierter Gammaspektrometrie (SGS) bei inhomogener Aktivitätsverteilung wird in einer Simulationsstudie aufgezeigt, welchen Einfluss konservative Annahmen auf das Messergebnis haben. Es wird ein Lösungsansatz präsentiert, wie durch den Einsatz von Monte-Carlo Methoden für die Bestimmung der Messunsicherheiten im Sinne der DIN ISO 11929-2 Scheinaktivitäten vermieden werden.

Themenblock „Praktischer Strahlenschutz“

VORFALL MIT EINER SE-75 STRAHLENQUELLE – VORGEHEN – ERKENNTNISSE – VORBEUGUNG

Martin Rathgeber

NucTecSolutions GmbH, Deutschland

Im Dezember 2016 ereignete sich ein Zwischenfall mit einer HRQ zur Schweissnahtprüfung. Der Vortragende gibt einen interessanten Einblick in Sofortmaßnahmen, Kommunikation, Maßnahmen bei der Dekontamination, Messung zur Freigabe, Abfalllagerung, Unterdruckhaltung, Errichtung von Ersatzarbeitsplätzen und späterer Aufbau eines Notfallmanagements.

Die Sanierungsmaßnahmen dauern, mit Unterbrechungen, bis zum heutigen Tag an. Der INES 2 Vorfall zeigt die Stärken und Schwächen unseres Strahlenschutz- Systems sowie die Reaktionen von den betroffenen Personenkreisen.

Um weitere Erkenntnisse für andere Zwischenfälle mit radioaktiven Stoffen einem breiten Publikum zugänglich zu machen, werden die Maßnahmen in ca. 65 Präsentationsbildern und Grafiken veranschaulicht.

STRAHLENSCHUTZ IN DER ASSE AM PRAXISBEISPIEL DER EREIGNISSE IN DER MAW-KAMMER

Christian Walter

Bundesgesellschaft für Endlagerung mbH, Deutschland

Unbekannte Ereignisabläufe in der Einlagerungskammer 8a/511-m-Sohle (MAW-Kammer) in den Jahren 2015 und 2017 haben zu einer Freisetzung radioaktiver Aerosole geführt, die sich auf den Filterelementen der MAW-Abluftfilteranlage abgeschieden hatten. Die Ursachen für die Aktivitätsfreisetzung sind bis zum heutigen Tage unbekannt. In dem Vortrag „Strahlenschutz in der Asse am Praxisbeispiel der Ereignisse in der MAW-Kammer“ geht es um die Vorstellung von praktischen und administrativen Strahlenschutzmaßnahmen, welche in der Folge der Ereignisse in der MAW-Kammer umgesetzt wurden. Weiterhin werden auch kommende - sich noch in Vorbereitung befindliche – Strahlenschutzmaßnahmen vorgestellt.

SCHUTZ VOR RADON AN ARBEITSPLÄTZEN IN DER BERGSTADT BRAND-ERBISDORF IM SÄCHSISCHEN RADONVORSORGEGEBIET

PROTECTION AGAINST RADON IN WORKPLACES IN THE MINING TOWN BRAND-ERBISDORF IN THE SAXONIAN RADON PREVENTION AREA

Jörg Dehnert [1], Danny Braun [2], Martin Antonow [2], Veikko Oeser [3], Teresa Streil [3]

[1]Sächsisches Landesamt für Umwelt, Landwirtschaft und Geologie, Deutschland; [2]Bergstadt Brand-Erbisdorf; [3]Sarad GmbH, Dresden

Zusammenfassung
Am 31.12.2018 traten große Teile des neuen Strahlenschutzgesetzes in Kraft. Es wurde erstmals ein Referenzwert für die Radonaktivitätskonzentration von 300 Bq/m^3 im Jahresmittel für Arbeitsplätze in Innenräumen festgelegt. Hinzu kommen Pflichten und ein Zeitplan für die Verantwortlichen von Arbeitsplätzen, die in Radonvorsorgegebieten liegen. In Sachsen wurden durch Allgemeinverfügung 107 Gemeinden als Radonvorsorgegebiet ausgewiesen. Darunter befindet sich die Bergstadt Brand-Erbisdorf, die vorausschauend schon 2019 mit den Messungen der Radonaktivitätskonzentration in kommunalen Gebäuden begonnen hat, so dass die Ergebnisse vorliegen. Das Strahlenschutzgesetz fordert eine arbeitsplatzbezogene Messung der Radonaktivitätskonzentration über zwölf Monate, die auch arbeitsfreie Zeiten wie Nachtstunden und Wochenenden umfassen muss. Mit den Messungen in Brand-Erbisdorf sollte zusätzlich untersucht werden, ob und in welchem Maße die Radonaktivitätskonzentration während der Arbeitszeiten durch das übliche Lüften an Arbeitsplätzen niedriger ausfällt. Daher wurden zeitaufgelöste Messungen in Rathaus, Stadthaus und Museum über 15 Monate mit einem Intervall von einer Stunde mit sechs Radonmonitoren Radon Scout Home durchgeführt. Aus jeder Messreihe wurden zwei Mittelwerte gebildet und zwar die Mittelwerte der Radonaktivitätskonzentrationen für 24-Stunden-Messungen einschließlich Wochenenden und ein auf die Arbeitszeit der Stadtverwaltung Brand-Erbisdorf bezogener Mittelwert. Der auf die Arbeitszeit bezogene Mittelwert war bis zu 34 % niedriger.

Summary
Large parts of the new Radiation Protection Act came into effect on December 31, 2018. For the first time, a reference radon activity concentration of 300 Bq/m^3 has been established as an annual average for indoor workplaces. In addition, there are obligations and a timetable for those responsible for workplaces located in radon prevention areas. In Saxony, 107 municipalities were designated as radon prevention areas by general ruling. Among them is the Mining town Brand-Erbisdorf, which began measuring radon activity concentrations in municipal buildings in 2019, so that the results are available. The Radiation Protection Act requires a workplace-related measurement of radon activity concentration over 12 months, which must also include non-working periods such as night hours and weekends. The measurements in Brand-Erbisdorf were also supposed to be used to investigate whether and to what extent the radon activity concentration during working hours is lower due to the usual ventilation at workplaces. Therefore, time-resolved measurements in town hall, city administration building, and museum were carried out over 15 months with an interval of one hour with six radon monitors Radon Scout Home. Two mean values were derived from each measurement series: the mean values of the radon activity concentrations for 24-hour measurements including weekends, and an average value related to the working hours of the municipality of Brand-Erbisdorf. The average for working hours was up to 34 % lower.

Schlüsselwörter *Radon, Radonschutz, Radon an Arbeitsplätzen*
Keywords *radon, radon protection, radon in workplaces*

1. Einleitung

Am 31.12.2018 traten große Teile des neuen Strahlenschutzgesetzes (StrlSchG) in Kraft [1]. Darunter befindet sich auch Kapitel 2 „Schutz vor Radon“. Mit § 126 StrlSchG wurde erstmals ein Referenzwert für die Radonaktivitätskonzentration von 300 Bq/m^3 im Jahresmittel für Arbeitsplätze in Innenräumen festgelegt. Die §§ 127 bis 131 StrlSchG beinhalten Pflichten und einen Zeitplan für die Verantwortlichen von Arbeitsplätzen, die in Radonvorsorgegebieten liegen.

Bis zum 31. Dezember 2020 mussten die zuständigen Behörden in den Bundesländern die Radonvorsorgegebiete nach § 121 StrlSchG festlegen, für die erwartet wird, dass die über das Jahr gemittelte Radon-222-Aktivitätskonzentration in der Luft in einer beträchtlichen Zahl von Gebäuden mit Aufenthaltsräumen oder Arbeitsplätzen den Referenzwert von 300 Bq/m^3 überschreitet. In Sachsen wurden am 19. November 2020 durch Allgemeinverfügung 107 Gemeinden als Radonvorsorgegebiet ausgewiesen.

Wer für Arbeitsplätze in Innenräumen im Keller oder Erdgeschoss von Gebäuden in Radonvorsorgegebieten verantwortlich ist, muss nach § 127 StrlSchG innerhalb von 18 Monaten die Radonaktivitätskonzentration über zwölf Monate hinweg messen. Nach § 128 StrlSchG müssen bei einer Überschreitung des Referenzwertes Maßnahmen zur Reduzierung der Radonaktivitätskonzentration getroffen werden. Der Erfolg muss durch eine neue Messung der Radonaktivitätskonzentration überprüft werden. Falls der Referenzwert trotz der Maßnahmen überschritten wird, muss der Verantwortliche nach § 129 StrlSchG den Arbeitsplatz bei der zuständigen Behörde anmelden und nach § 130 StrlSchG die Exposition am Arbeitsplatz abschätzen. Falls die effektive Dosis 6 Millisievert im Kalenderjahr überschreiten kann, sind die Anforderungen des beruflichen Strahlenschutzes nach § 131 StrlSchG zu erfüllen.

Die Bergstadt Brand-Erbisdorf liegt im Radonvorsorgegebiet und hat vorausschauend schon 2019 mit den Messungen der Radonaktivitätskonzentration nach § 127 StrlSchG in kommunalen Gebäuden begonnen, so dass die Ergebnisse vorliegen.

Das Strahlenschutzgesetz fordert eine Messung der Radonaktivitätskonzentration an Arbeitsplätzen über zwölf Monate, die auch arbeitsfreie Zeiten wie Nachtstunden und Wochenenden umfassen muss. Nun ist bekannt, dass die Radonaktivitätskonzentration in Innenräumen stark vom Lüftungsverhalten abhängig ist und daher in den Nachtstunden und über das Wochenende häufig ansteigt.

Mit den Messungen in Brand-Erbisdorf sollte zusätzlich zur Bestimmung der Radonaktivitätskonzentration nach dem StrlSchG untersucht werden, ob und in welchem Maße die Radonaktivitätskonzentration während der Arbeitszeiten niedriger ausfällt. Daher wurden zeitaufgelöste Messungen in Rathaus, Stadthaus und Museum mit sechs Radonmonitoren Radon Scout Home über 15 Monate mit einem Intervall von einer Stunde durchgeführt. Aus jeder Messreihe wurden zwei Mittelwerte gebildet und zwar die Mittelwerte der Radonaktivitätskonzentrationen für 24-Stunden-Messungen einschließlich Wochenenden zur Erfüllung der Pflicht aus § 127 StrlSchG und ein auf die Arbeitszeit der Stadtverwaltung Brand-Erbisdorf bezogener Mittelwert. Beide Werte wurden miteinander verglichen.

2. Radonmessgeräte für Messungen in Radonvorsorgegebieten

Die Radonmessungen in Radonvorsorgegebieten nach §§ 127 und 128 StrlSchG müssen den Vorgaben von § 155 Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) entsprechen [2]. Danach sind die Messungen nach den allgemein anerkannten Regeln der Technik über eine Gesamtdauer von zwölf Monaten durchzuführen. Die Radonmessgeräte müssen bei einer vom Bundesamt für Strahlenschutz für die Messung der Radon-222-Aktivitätskonzentration anerkannten Stelle angefordert und nach

deren Vorgaben eingesetzt werden. Das Bundesamt für Strahlenschutz erkennt eine Stelle dann an, wenn die Stelle geeignete Messgeräte bereitstellen kann, über ein geeignetes System zur Qualitätssicherung verfügt und an Maßnahmen zur Qualitätssicherung durch das Bundesamt für Strahlenschutz teilnimmt.

Als Messgeräte können passive Radon-Exposimeter und aktive Radonmonitore eingesetzt werden.

Bei passiven Radon-Exposimetern handelt es sich um Diffusionskammern, in denen sich Kernspurdetektoren z.B. aus dem Kunststoff CR 39 (Poly-diethylenglycol-bis(Allylcarbonat)) befinden. Beim Einschlag von Alpha-Teilchen in den Kunststoff entstehen Kanäle aus geschädigtem Material. Nach Abschluss der Messung werden die Kernspurdetektoren in einer Natriumhydroxid-Lösung geätzt und die um drei Größenordnungen geweiteten Teilchenspuren mit einem computergestützten, automatischen Bildauswertesystem gezählt. Aus einer Kernspurdetektor-Folie kann eine sehr große Zahl von Detektoren mit einer Fläche von z.B. 1 cm^2 herausgeschnitten werden. Das Bundesamt für Strahlenschutz bestimmt für jede Folie in einer Radonkammer einen folienspezifischen Kalibrierfaktor. Mit diesem Faktor werden die Expositionen für alle aus der Folie hergestellten Exposimeter aus der Anzahl der gezählten Kernspuren berechnet [3, 4]. Die Kosten für die Kalibrierung einer Detektorfolie verteilen sich auf eine große Anzahl von Exposimetern und verteuern den Exposimeterpreis nicht wesentlich. Exposimeter haben jedoch den Nachteil, dass jedes Exposimeter nur einen Messwert als mittlere Exposition über die Messzeit z.B. von einem Jahr liefern kann.

Demgegenüber gibt es eine Vielzahl von aktiven Radonmonitoren auf der Grundlage verschiedener Messprinzipien wie Halbleiter, Szintillationssonden oder Lukaszellen, die mit hoher Genauigkeit und Sensitivität stundenbasierte Zeitreihen zum Verlauf der Radonaktivitätskonzentration aufzeichnen können. Da die Radonaktivitätskonzentration in Gebäuden fast immer erheblichen Schwankungen unterworfen ist und eine hohe Abhängigkeit von Außentemperatur, Gebäudeheizung, Lüftung und vielem mehr hat, haben Zeitreihen einen hohen Mehrwert bei der Beurteilung von Expositionssituationen und sie sind hilfreich bei Planungen für spätere Radonsanierungen. Die höheren Kosten für Radonmonitore gegenüber Radon-Exposimetern sind bei diesem Mehrwert und wegen der Wiederverwendbarkeit der Monitore für Folgemessungen vertretbar.

Allerdings fordert der Gesetzgeber für elektronische, zeitauflösende Radonmonitore eine alle zwei Jahre zu wiederholende Kalibrierung durch ein von der Deutschen Akkreditierungsstelle (DAkkS) zertifiziertes Labor. Unter derzeitigen Bedingungen übersteigen die Kalibrierkosten im vierstelligen Bereich die Gerätekosten der Radonmonitore um das Vielfache und die in Europa vorhandenen Laborkapazitäten sind für einen breiten Einsatz der Geräte nicht ausreichend. Dadurch kann der signifikante Mehrwert einer zeitaufgelösten Messung gegenüber passiven Exposimetern aus ökonomischen und organisatorischen Gründen nicht zum Tragen kommen.

Aus diesem Grund werden Radonmessungen in Radonvorsorgegebieten nach § 127 StrlSchG fast ausnahmslos mit Hilfe von Radon-Exposimetern durchgeführt.

Die SARAD GmbH hat sich das Ziel gestellt, auch aktive Radonmonitore wie den Radon Scout Home mit Halbleiterdetektor, den Radon Scout Professional mit Lukaszelle und den Smart Radon Sensor mit Lukaszelle und Ampelfunktion zur optischen Visualisierung der Radonaktivitätskonzentration für die breite Anwendung für gesetzeskonforme Radonmessungen in Radonvorsorgegebieten verfügbar zu machen. Dafür wurde ein neues Kalibrierlabor nach DIN ISO 17025 aufgebaut und in Betrieb genommen (Abb. 1). In den neu eingerichteten Laborräumen stehen insgesamt drei Kalibrierkammern für die Exposition bei 300 Bq/m^3 und 3000 Bq/m^3 zur Verfügung.

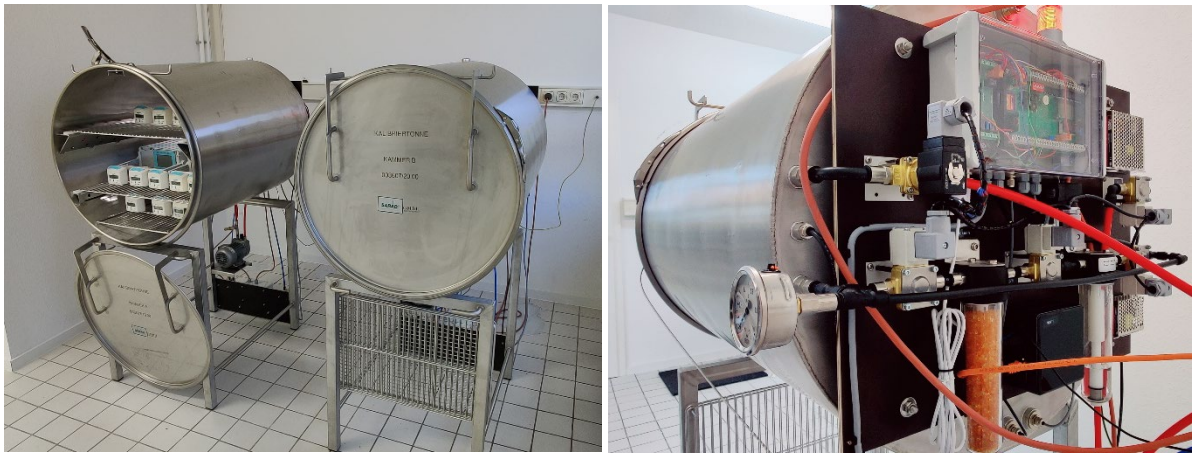


Abb. 1: Kalibrierkammern für die Exposition bei Radonaktivitätskonzentrationen von 300 Bq/m³ und 3000 Bq/m³ im Kalibrierlabor der Sarad GmbH

Durch einen weitgehend automatisierten Ablauf von Exposition und Auswertung können die Kosten deutlich reduziert und ein hoher Gerätedurchsatz gewährleistet werden. Vor jeder Exposition erfolgen eine Nullmessung zur Bestimmung eines evtl. vorhandenen Geräte-Backgrounds und eine Konditionierung der Atmosphäre. Die Expositionsdauer wird anhand der Sensitivität für jeden Gerätetyp individuell festgelegt. Die Einhaltung der zulässigen Unsicherheiten wird damit gewährleistet. Trotz pandemiebedingter Einschränkungen soll die Akkreditierung durch die DAkkS noch in diesem Jahr abgeschlossen werden. Ab dem Zeitpunkt der Akkreditierung werden alle Messgeräte Radon Scout Home, Radon Scout Professional und Smart Radon Sensor ohne Mehrkosten mit einem DAkkS-Kalibrierzertifikat ausgeliefert und können für Messungen in Radonvorsorgegebieten nach §§ 127 und 128 StrlSchG eingesetzt werden.

3. Radonmessungen an Arbeitsplätzen in Brand-Erbisdorf

In Brand-Erbisdorf wurden sechs Radonmonitore Radon Scout Home der Sarad GmbH zur zeitaufgelösten Messung der Radonaktivitätskonzentration an Arbeitsplätzen verwendet.

Der Radon Scout Home ist ein aktives Radonmessgerät, welches den Verlauf der Radonaktivitätskonzentration mit einem Zeitintervall von vier Stunden anzeigt und aufzeichnet. Es können Messdaten für einen Zeitraum von mehr als sieben Jahren gespeichert werden. Die Messung erfolgt mittels 100 mm² Halbleiterdetektor in einer abgeschlossenen Messkammer mit einer Sensitivität von 5,5cph/(kBq/m³). Daraus resultiert eine statistische Unsicherheit (Vertrauensintervall 95%) von sechs Prozent für eine Messdauer von einem Monat bei einer Radonaktivitätskonzentration von 300 Bq/m³. Die mitgelieferte Software Radon Vision erlaubt die selektive Bewertung von einzelnen oder wiederkehrenden Expositionszeiträumen, so dass nicht relevante Expositionsbeiträge ausgeschlossen werden können. Maßnahmen zur Reduzierung der Radonaktivitätskonzentration können aufgrund der vom Gerät angezeigten Messwerte bereits während des Messzeitraumes durchgeführt werden. Das Gerät ist einfach zu bedienen und wartungsfrei, so dass lediglich aller fünf bis sechs Monate ein Batteriewechsel notwendig ist. Für die Untersuchungen in Brand-Erbisdorf wurde das Zeitintervall für die Messung der Radonaktivitätskonzentration auf eine Stunde verkürzt.

Eine Übersichtsmessung wurde ab 12. November 2019 mit sechs Messgeräten Radon Scout Home (RS) in Archiv (RS 799), Bibliothek (RS 801), Rathaus (RS 796 und RS 797) und Museum (RS 802 und RS 803) durchgeführt. Die Überprüfung der Messwerte nach 17 Tagen zeigte, dass die mittleren Radonaktivitätskonzentrationen im Archiv mit 53 Bq/m^3 und in der Bibliothek mit 246 Bq/m^3 vergleichsweise niedrig waren. Archiv und Bibliothek befinden sich im gleichen Gebäude Das Gebäude wurde 2018 neu errichtet. Es verfügt über eine radondichte Folie auf der Bodenplatte und

eine zentrale Belüftungsanlage. Wegen der niedrigen Radonaktivitätskonzentrationen wurden die Messgeräte aus Archiv und Bibliothek in das Stadthaus umgesetzt.

Die Langzeitmessung fand über 15 Monate vom 29. November 2019 bis zum 21. Februar 2021 im Rathaus (RS 796 im Erdgeschoss und RS 797 im ersten Obergeschoss), Stadthaus (RS 801 im Erdgeschoss und RS 799 im Dachgeschoss) und im Museum (RS 802 im Kellergeschoss und RS 803 im Erdgeschoss) statt (Abb. 2).

Abb. 2: Messung der Radonaktivitätskonzentration an Arbeitsplätzen in der Bergstadt Brand-Erbisdorf im Rathaus (links) und im Stadthaus (rechts)

Pandemiebedingt kam es zu einem dreimonatigen Geräteausfall wegen leerer Batterien zwischen dem 23. Mai und 14. August 2020. Die verlorene Messzeit wurde durch eine Verlängerung der Messzeit auf 15 Monate nachgeholt.

4. Ergebnisse

Aus jeder Messreihe wurden zwei Mittelwerte der Radonaktivitätskonzentration gebildet. Ein erster Mittelwert umfasst alle Messwerte als 24-Stunden-Messungen einschließlich Wochenenden zur Erfüllung der Pflicht aus § 127 StrlSchG. Ein zweiter Mittelwert ist auf die Arbeitszeit der Stadtverwaltung Brand-Erbisdorf bezogen und umfasst für Rathaus und Stadthaus für Montag, Dienstag, Mittwoch und Freitag den Zeitraum von 7 bis 16 Uhr und am Donnerstag den Zeitraum 7 bis 18 Uhr. Im Museum geht die Arbeitszeit von Dienstag bis Sonntag von 8 bis 18 Uhr (Tab. 1).

Tab. 1: Maximalwerte und Mittelwerte der Radonaktivitätskonzentrationen in Rathaus, Stadthaus und Museum der Stadt Brand-Erbisdorf.

Messort	Mess-gerät	Radonaktivitätskonzentration (Bq/m^3)			Differenz der Mittelwerte (%)
		Maximal-wert*)	Mittelwert 24-Stunden-Messungen	Mittelwert arbeitszeit-bezogen	
Rathaus Erdgeschoss	RS 796	6700±2200	1320	1140	14
Rathaus 1. Obergeschoss	RS 797	5250±2000	960	630	34
Stadthaus Erdgeschoss	RS 801	2540±1370	240	180	25
Stadthaus Dachgeschoss	RS 799	1090±890	60	50	17

Messort	Mess-gerät	Radonaktivitätskonzentration (Bq/m³)			Differenz der Mittelwerte (%)
		Maximal-wert*)	Mittelwert 24-Stunden-Messungen	Mittelwert arbeitszeit-bezogen	
Museum Kellergeschoss	RS 802	4640±1850	1320	1300	2
Museum Erdgeschoss	RS 803	3800±1670	1130	1080	4

*) Die angegebenen statistischen Fehler beziehen sich auf ein Vertrauensintervall von 95%

Erwartungsgemäß ist die Radonaktivitätskonzentration während der Arbeitszeiten wegen des damit verbundenen Lüftens niedriger als bei einer Mittelwertbildung über 24 Stunden. Die Minderung der arbeitszeitbezogenen Radonaktivitätskonzentration an Arbeitsplätzen der Bergstadt Brand-Erbisdorf lag zwischen zwei und 34 %.

Die zeitabhängigen Verläufe der Radonaktivitätskonzentrationen in den Gebäuden dokumentieren das Systemverhalten von Radon im Gebäude. Die Messwerte sollen für die Planung von Radonschutzmaßnahmen herangezogen werden. Abb. 3 zeigt beispielhaft den Verlauf der Radonaktivitätskonzentration im Rathaus im Erdgeschoss.

Zum Verständnis von Abb. 3 sei erläutert, dass der preiswerte für Langzeitmessungen vorgesehene Radonmonitor Radon Scout Home mit Halbleiterdetektor ein Messintervall von

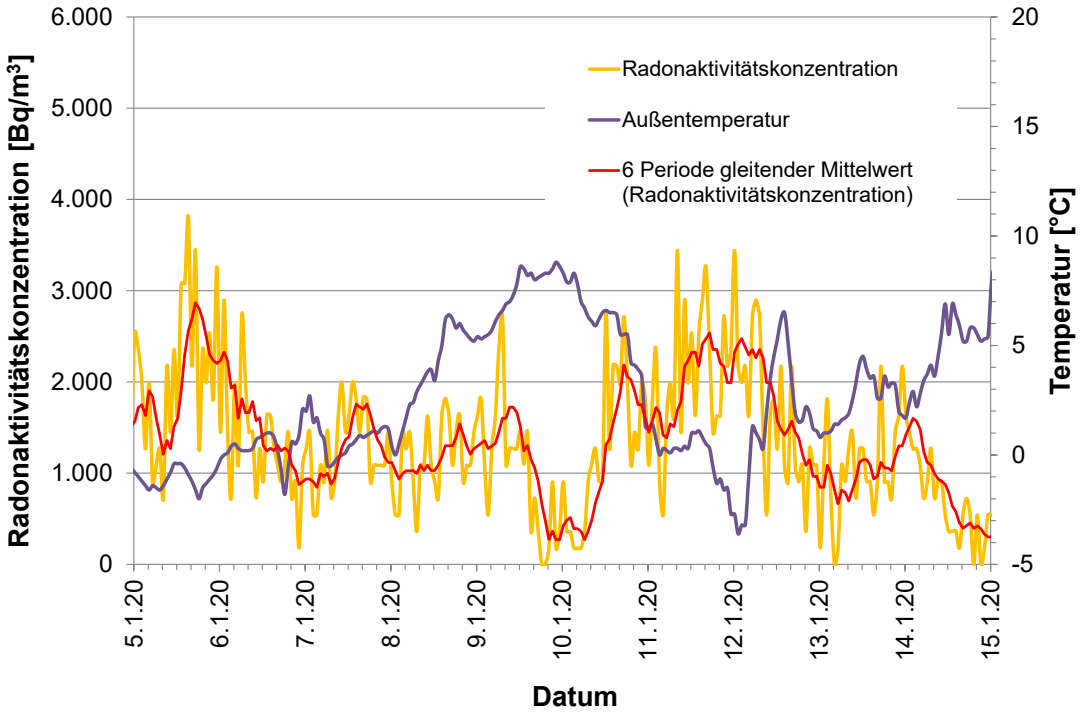


Abb. 3: Verlauf der Radonaktivitätskonzentration im Rathaus im Erdgeschoss

vier Stunden für die Radonaktivitätskonzentration hat, das für die Messungen in Brand-Erbisdorf auf eine Stunde verkürzt wurde. Das führt zu statistisch basierten erhöhten Messwertschwankungen und hat sich nicht bewährt. Trotzdem lassen sich mit dem gleitenden Mittelwert Korrelationen zur Außentemperatur usw. finden. Wenn Untersuchungen zum Tagesgang der Radonaktivitätskonzentration in Gebäuden wichtig sind, sollten künftig die höherwertigen Messgeräte mit Lukaszelle und einstündigem Messintervall Radon Scout Professional oder Smart Radon Sensor eingesetzt werden.

5. Ausblick

In Archiv und Bibliothek werden weitere Messungen mit Radon-Exposimetern durchgeführt, um auch dort die mittleren Radonaktivitätskonzentrationen über eine Gesamtdauer von zwölf Monaten nach § 127 StrlSchG zu bestimmen.

Für das Rathaus beginnt die Planung von Maßnahmen nach § 128 StrlSchG zur Reduzierung der Radon-222-Aktivitätskonzentration. Planung und Ausführung von Radonschutz-maßnahmen erfordern Zeit.

Die einfachste Radonschutzmaßnahme ist Lüften [5]. Als Sofortmaßnahme sollen die Mitarbeiter deshalb verstärkt lüften. Damit die Mitarbeiter Anhaltspunkte dafür haben, wann und wie lange Sie zweckmäßigerweise lüften sollen, werden Ihnen Messgeräte Smart Radon Sensor der Sarad GmbH zur Verfügung gestellt. Der Smart Radon Sensor verfügt über eine Ampel in den Farben grün, gelb und rot. Mit der Software RadonVision kann eine Alarmschwelle für die Radonaktivitätskonzentration eingestellt werden. Die Ampel leuchtet grün für Werte kleiner 50 % der Alarmschwelle, gelb für Werte zwischen 50 und 100 % der Alarmschwelle und rot bei Überschreitung der Alarmschwelle. Auf diese Weise können die Mitarbeiter das Lüften optimieren, bis andere Radonschutzmaßnahmen gefunden und umgesetzt sind.

Unabhängig von der Ampelfunktion speichert der Smart Radon Sensor alle Messwerte der Radonaktivitätskonzentration, so dass diese zur Ableitung von Radonschutzmaßnahmen und zur späteren Erfolgskontrolle der Maßnahmen in der Bergstadt Brand-Erbisdorf hinzugezogen werden können.

6. Literaturverzeichnis

[1] Strahlenschutzgesetz vom 27. Juni 2017 (BGBl. I S. 1966), das zuletzt durch Artikel 2 des Gesetzes vom 20. Mai 2021 (BGBl. I S. 1194) geändert worden ist

[2] Strahlenschutzverordnung vom 29. November 2018 (BGBl. I S. 2034, 2036), die zuletzt durch Artikel 6 des Gesetzes vom 20. Mai 2021 (BGBl. I S. 1194) geändert worden ist

[3] Dehnert, J.; Engelhardt, J.; Guhr, A. (2019): Amtliche Radon-Personendosimetrie für Bergleute, Bergführer und Vereinsmitglieder im Altbergbau.- In: Mayer, G., Benndorf, J., Löbel, K.-H., Butscher, C., Tondera, D., Busch, W. (Hg): 19. Altbergbau-Kolloquium.- Montanuniversität Leoben, ISBN 978-3-938390-24-5, 261 S., 7.-9. November 2019, Leoben: 220-226.

[4] Dehnert, J.; Guhr, A.; Engelhardt, J. (2020): Improvement of a Radon Dosimetry System for Miners by Replacing Reference Dosimeters with Radonproof Boxes Containing Activated Carbon Cartridges.- Health Phys. 118(2): 117-128.

[5] Dehnert, J.; Altendorf, D.; Trabitzsch, R.; Grünewald, H.; Geisenhainer, R.; Oeser, V.; Streil, T.; Weber, L.; Schönherr, B.; Thomas, J.; Forner, K.; Alisch-Mark, M.; Weiß, H.: (2021) Radon protection in apartments by wireless radon activity concentration-controlled ventilation.- J. Radiol. Prot. in press https://doi.org/10.1088/1361-6498/abfc97

ABLEITUNGEN MIT DEM ABWASSER EINER NUKLEARMEDIZINISCHEN THERAPIESTATION – ERFAHRUNGEN MIT DER BIOCHROMA-TECHNIK

DISCHARGE OF WASTE WATER FROM A NUCLEAR MEDICAL WARD - EXPERIENCE WITH BIOCHROMA TECHNOLOGY

Bastian Szermerski , Carsten Wanke , Lilli Geworski

Strahlenschutz und Medizinische Physik, Medizinische Hochschule Hannover, Deutschland

Zusammenfassung
Bei Durchführung von nuklearmedizinischen Therapien wird ein signifikanter Anteil der verabreichten Aktivität innerhalb kurzer Zeit wieder ausgeschieden. In Deutschland ist für Patienten, die zur Behandlung stationär aufgenommen werden, ein Mindestaufenthalt von 48 Stunden obligatorisch, und daher ist für nuklearmedizinische Therapiestationen eine Anlage zur Reduzierung der abgeleiteten Aktivitätsmenge im Abwasser erforderlich.
Solche Anlagen können als reine Abklinganlagen konzipiert werden, die das Wasser auffangen und für die Abklingdauer zurückhalten. Seit einigen Jahren werden auch Anlagen mit der Eigenbezeichnung „BioChroma“ angeboten, bei welchen eine biologische Klärung des Abwassers mit einer Rückhaltung der radioaktiven Stoffe durch Aktivkohlefilter und ggf. auch in mit einer Umkehrosmose kombiniert wird.
Dieser Beitrag zeigt die Erfahrungen der Medizinischen Hochschule Hannover in Bezug auf Ableitungen von I-131 und Lu-177, die mit der im Jahr 2013 in Betrieb gegangenen BioChroma-Anlage gewonnen wurden.

Summary
When inpatient nuclear medicine therapies are carried out, a significant proportion of the administered activity is eliminated within a short period of time. In Germany, a minimum stay of 48 hours is necessary for patients who are hospitalized for treatment, and a system for reducing the amount of activity in the wastewater is required for nuclear medicine therapy wards.
Such systems can be designed as pure decay systems that collect the water and hold it back for the decay period. For years, "BioChroma" systems have also been offered, in which a biological treatment of the wastewater is combined with the retention of radioactive substances by activated carbon filters and reverse osmosis. When operating a BioChroma system, some aspects has to be considered.
This work shows the experiences of the Hannover Medical School with regard to discharges of I-131 and Lu-177, which were obtained with the BioChroma system since 2013.

Schlüsselwörter *Nuklearmedizin, Therapiestation, Ableitungen, BioChroma*
Keywords *nuclear medicine, therapy ward, discharge, BioChroma*

1. Einleitung

Für den Betrieb einer nuklearmedizinischen Therapiestation, auf der aus Strahlenschutzgründen ein stationärer Aufenthalt der Patienten für mindestens 48 Stunden erforderlich ist [1], ist die Verringerung der Aktivitätskonzentration im Abwasser mittels einer Abwasseranlage erforderlich [2]. Grundsätzlich sind zwei verschiedene Funktionsprinzipien etabliert, die jeweils Vor- und Nachteile aufweisen: Zum einen kann eine solche Anlage als Stapelanlage betrieben werden, bei welcher das Abwasser in Tanks gesammelt wird, und die Ableitung nach einer hinreichenden Abklingdauer vorgesehen ist. Alternativ kann das Wasser zunächst biologisch geklärt werden und anschließend eine Rückhaltung des radioaktiven Inventars mittels Aktivkohlefilterung erfolgen. Letzteres Prinzip wird als sogenannte BioChroma-Anlage vermarktet. An der Medizinischen

Hochschule Hannover wird seit 2013 eine solche BioChroma-Anlage zur Rückhaltung von I-131 und Lu-177 betrieben.

2. Anlagenschema und Funktionsweise

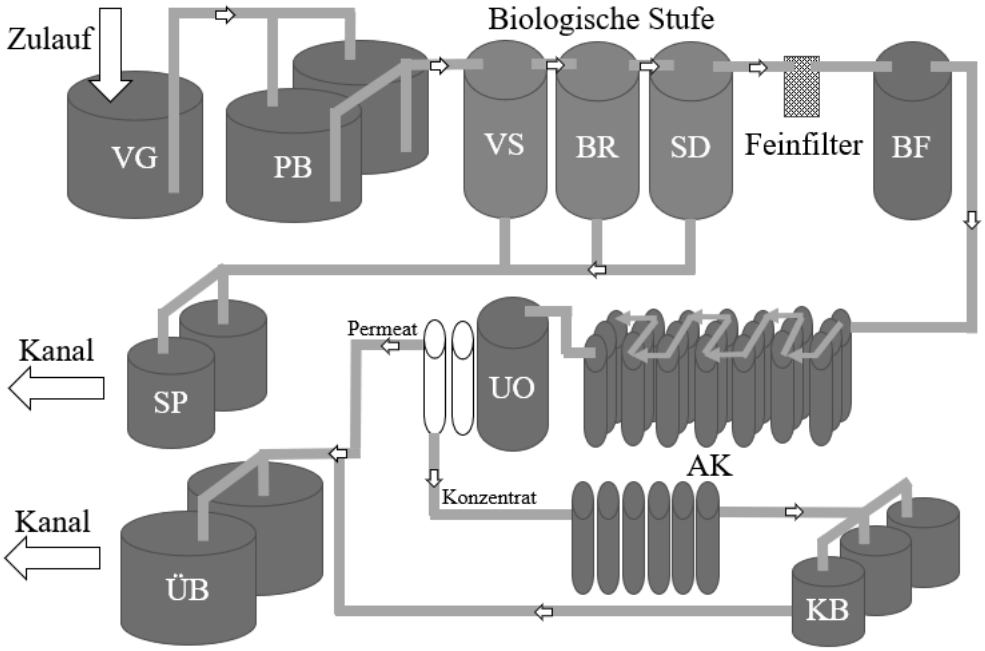


Abb. 1: Vereinfachtes Verfahrensschema der BioChroma Anlage. VG: Vorschaltgefäß, PB: Pufferbehälter, VS: Vorsedimenter, BR: Bioreaktor, SD: Sedimenter, BF: Biofilter, UO: Umkehrosmose, AK: Aktivkohlefilter, SP: Schlammspeicher, ÜB: Übergabebehälter, KB: Konzentratsbehälter

Sämtliche Abwässer werden zunächst in ein Vorschaltgefäß (VG) eingeleitet und gesammelt. Enthaltene Feststoffe werden mit Mazeratoren zerkleinert, und das Abwasser anschließend in Pufferbehälter (PB) gepumpt, um für die folgende biologische Klärung einen möglichst stetigen Wasserstrom zu gewährleisten.
Aus den Pufferbehältern wird das Abwasser dann zunächst in einen Vorsedimenter (VS) gepumpt, in welchem grobe Schwebstoffe aussedimentieren sollen. Von dort erfolgt eine drucklose Überströmung in einen Bioreaktor (BR). Dieser Behälter ist mit Schwimmkörpern gefüllt, um eine biologische Besiedelung zu ermöglichen. Die dort vorhandenen Mikroorganismen bauen die feste Phase ab und klären das Wasser. Im angeschlossenen Sedimenter (SD) lagern sich schließlich verbleibende feine Schwebstoffe ab.
Für diese drei Behälter (VS, BR, SD) ist ein regelmäßiges kurzes Absaugen des sedimentierten Schlamms vorgesehen, welcher in Schlammspeichern (SP) gelagert und nach hinreichendem Abklingen in den Kanal abgegeben wird.
Das biologisch geklärte Wasser wird durch Aktivkohlefiltern (AK) geleitet, welche aus sieben Kolonnen mit je drei Flaschen von je 130 l Volumen bestehen, die mit iodierter Aktivkohle gefüllt sind und nacheinander durchströmt werden. Zum Schutz der Aktivkohle vor der Eintragung von biologisch aktivem Material ist ein Feinfilter zur physikalischen Rückhaltung sowie ein Biofilter (BF) mit großer Oberfläche vorgeschaltet. Anschließend wird in einer zweistufigen Umkehrosmose (UO) verbleibende Radioaktivität aufkonzentriert. Das Permeat wird direkt in die Übergabebehälter geleitet, das Konzentrat wird in Konzentratsbehältern (KB) aufgefangen und erst nach dem Abklingen in die Übergabebehälter gepumpt. Die Aktivitätskonzentration im abzuleitenden Abwasser wird vor jeder Ableitung mittels Probenahme und gammaspektrometrischer Messung bestimmt.

3. Erfahrungen, Problemstellungen und Lösungsansätze

Da das Abwasservolumen, das in die Anlage der MHH eingeleitet wird, sicher unterhalb von 10^5 m^3/a liegt, können nach Anlage 11 Teil D Nr. 2.1.1 StrlSchV die zehnfachen Werte nach Anlage 11 Tabelle 6 (50 Bq/l für I-131 und 1000 Bq/l für Lu-177) zugrunde gelegt werden. Diese Werte können mit der an der MHH vorhandenen BioChroma-Anlage unter Berücksichtigung der Summenformel eingehalten werden.
Der Aufwand zu Betreuung der Anlage ist jedoch deutlich höher als anfangs erhofft.
Entsprechend dem Anlagenkonzept sollten bereits nach passieren der letzten Aktivkohleflasche die Aktivitätskonzentrationen von I-131 und Lu-177 soweit reduziert sein, dass die Ableitgrenzwerte eingehalten sind. In Abb. 2 sind die gammaspektrometrisch ermittelten Aktivitätskonzentrationen von I-131 nach der Aktivkohlefilterung dargestellt. Zu erkennen ist, dass allein für I-131 nach Durchströmung der Aktivkohle ein Wert von 50 Bq/l nicht eingehalten ist. Die Anlage der MHH erfordert zur Einhaltung der Ableitgrenzwerte eine Umkehrosmose, die eigentlich nur für eine Einlaufphase von wenigen Monaten vorgesehen war, zudem war die Installation eines zweiten Osmosemoduls erforderlich.

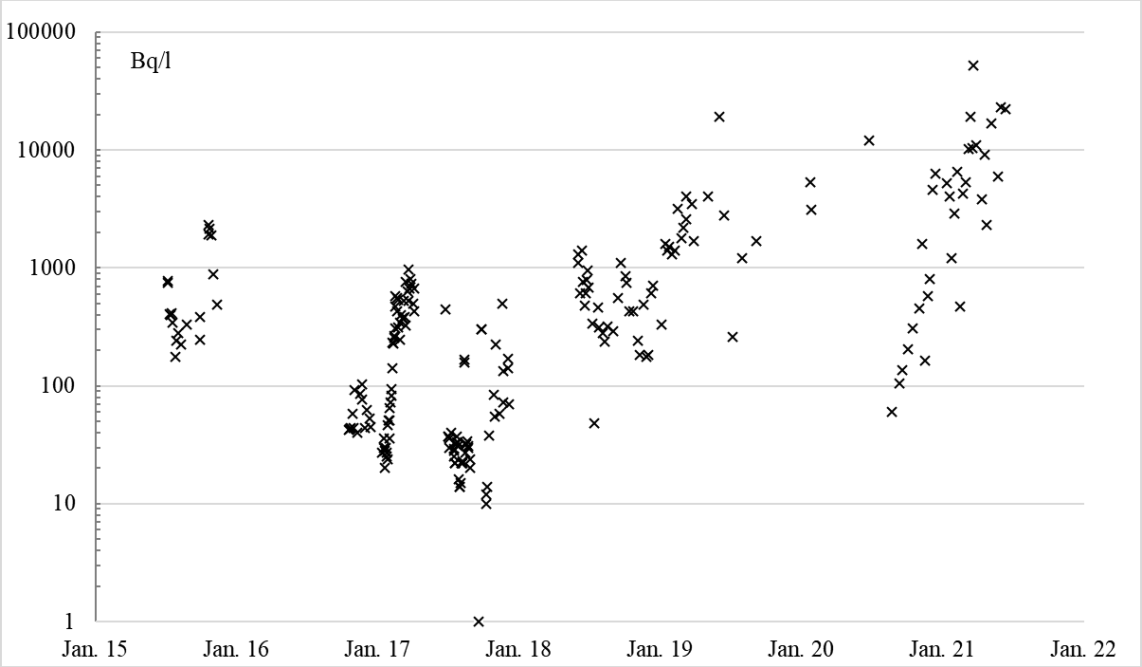


Abb. 2: Aktivitätskonzentrationen von I-131 nach der Aktivivkohlefilterung und vor der Umkehrosmose. Der zehnfache Wert nach Anlage 11 Tabelle 6 StrlSchV beträgt 50 Bq/l.

Management des Schlammregimes: Im Vorsedimenter, Bioreaktor und Sedimenter sammeln sich Schwebstoffe am Boden des Behälters. Ergänzend zur Ringleitung wird Schlamm aus den Behältern gezielt auch zurück in die Pufferbehälter befördert, um eine biologische Belebung als Vorleistung vor der eigentlichen biologischen Stufe zu ermöglichen.

Belüftung des Vorschaltgefäßes: Bereits im Vorschaltgefäß kann wegen möglicher Standzeiten des Wassers in dem Behälter eine Belüftung als Unterstützung für die biogische Stufe dienen. Testweise wurde eine Pumpe installiert.

Modifizierung der Schwimmkörperzahl im Bioreaktor: Im Laufe der Betriebszeit wurden Schwimmkörper aus dem BR mobilisiert und schwammen auf der Wasseroberfläche auf. Im Rahmen einer Instandsetzung wurde die Schwimmkörperzahl zunächst reduziert und bei einer späteren erneut erforderlichen Instandsetzung wieder erhöht. Eine größere Schwimmkörperzahl kann eine eine größere Oberfläche zur Besiedelung bieten, eine geringere mehr Beweglichkeit und die Sedimentation begünstigen.

Tausch von Aktivkohleflaschen: Es wurden einzelne Aktivkohleflaschen getauscht, um eine hinreichende Rückhaltung wiederherzustellen. Nach anfänglichem Erfolg stellt sich der Zustand vor dem Tausch nach wenigen Monaten wieder ein (siehe Abb. 3).

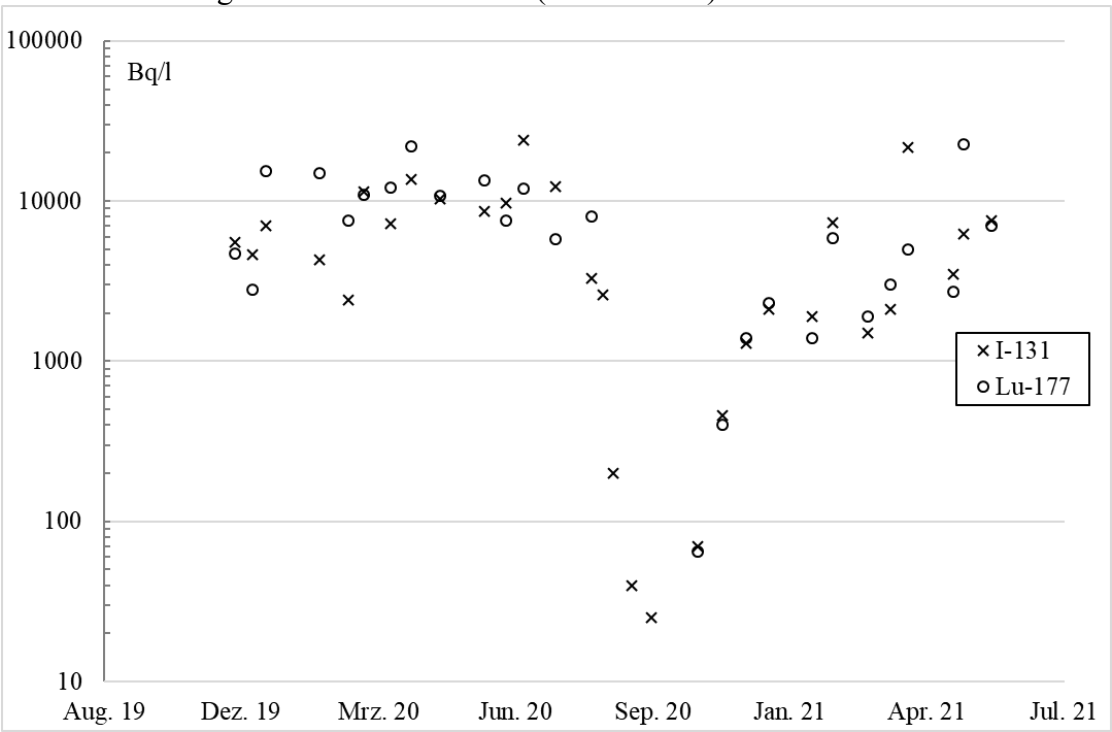


Abb. 3: Aktivitätskonzentrationen von I-131 und Lu-177 im Konzentrat nach Umkehrosmose. Im August 2020 wurden drei Aktivkohleflaschen getauscht.

Regelmäßige Bestimmung der Aktivitätskonzentrationen in den Aktivkohleflaschen: Um das Rückhaltevermögen der Aktivkohle zu beobachten, wurden nach jeder Filterkolonne von je drei Flaschen regelmäßig Proben entnommen und gammaspektrometrisch ausgewertet. In Abb. 4 ist exemplarisch das Ergebnis einer Messreihe zu finden. Das Verhalten der Aktivkohle entspricht insofern der Auslegung, als in den ersten beiden Filterkolonnen AK1 und AK2 deutlich mehr Rückhaltevermögen festzustellen ist als in den folgenden. Allerdings entspricht die Rückhaltung von Aktivität insgesamt nicht der Auslegung, da nach der letzten Aktivkohleflasche eine Aktivitätskonzentration von 50 Bq/l I-131 eingehalten sein sollte.

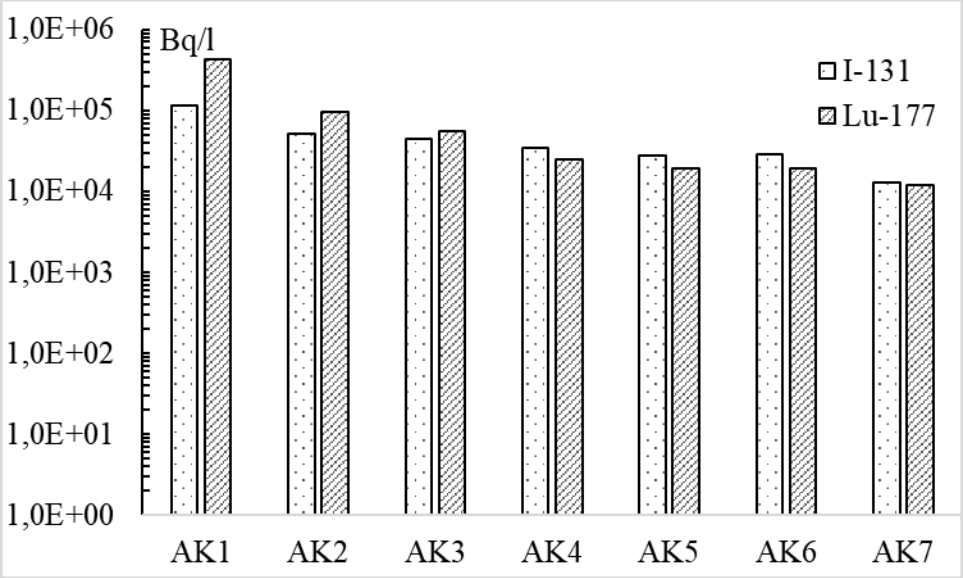


Abb. 4: Aktivitätskonzentrationen von I-131 und Lu-177 in den Aktivkohlekolonnen am 04.06.21

Zusätzliche Installation von Aktivkohleflaschen vor den Konzentratsbehältern: Die Umkehrosmose konzentriert auf, daher setzt sich die Problematik der zu hohen Aktivitätskonzentration in den Konzentratsbehältern fort. Zur Kompensation wurden der Umkehrosmose sechs Aktivkohleflaschen nachgeschaltet. Es zeigte sich jedoch, dass diese nur eine geringe Reduktion der Aktivitätskonzentration bewirken.

Gasbildung in Aktivkohleflaschen: Findet ein Austrag von biologisch aktivem Material in die Aktivkohlefilter statt, so können dort Gärprozesse mit Gasbildung stattfinden. Diese erhöhen den Druck und machen ein regelmäßiges Entlüften der Flaschen erforderlich.

Feinfilter nach biologischer Stufe: Als Rückhaltung von biologischem Material ist ein Feinfilter (50 µm) dem Sedimenter nachgeschaltet. Je nach Austrag und Verhalten der biologischen Stufe kann dieser einige Wochen genutzt werden oder muss im Abstand weniger Tage getauscht werden.

Strahlenexposition: An mehreren Stellen finden Aufkonzentrationen der Aktivitätsmengen statt. Da sich ein großer Teil des Aktivitätsinventars der Anlage in den Aktivkohleflaschen befindet, sind hier erhöhte Dosisleistungen von 1 mSv/h regelmäßig vorhanden. Insbesondere bei der Beprobung der Aktivkohleflaschen und manuellen Entlüftung jeder einzelnen Flasche sind daher einige 10 µSv effektive Dosis an einem Arbeitstag als Strahlenexposition für die Betreuung der Anlage möglich. Die Exposition hängt maßgeblich von dem Betreuungsaufwand der Anlage ab und unterliegt Schwankungen.

4. Eignung der Anlage für neuartige Therapien

Anders als bei Stapelanlagen ist das Rückhaltevermögen für weitere Nuklide für eine BioChroma-Anlage prospektiv schwer abzuschätzen. So ist z. B. ein Lu-177-haltiges Radiopharmakon zur Tumortherapie kommerziell erhältlich, welches allerdings herstellungsbedingt mit Lu-177m (Halbwertszeit ca. 160 d) verunreinigt ist, und es ist die Einführung von Therapien mit Ac-225 geplant, für das ebenfalls mögliche Verunreinigungen zu berücksichtigen sind.
An mehreren Stellen finden Aufkonzentrationen statt. Dies betrifft sämtliche Filter, die Umkehrosmose sowie auch die biologische Stufe, wenn radioaktive Stoffe mit dem Schlamm abgeschieden werden. Da das Verhalten der Anlage auch zeitlichen Änderungen unterliegt, ist die Aufkonzentration von langlebigen Nukliden zu berücksichtigen. Zu bedenken ist auch, dass regelmäßig zu tauschende Komponenten wie Feinfilter (ca. 25 Stück pro Jahr) oder Osmosemodule (Zwei Module je Quartal) mit langlebigen Nukliden kontaminiert sein können und hierfür ein entsprechendes Freigabe- und Entsorgungskonzept erforderlich ist.

5. Zusammenfassung

Im Abwasser werden mit der BioChroma-Anlage an der Medizinischen Hochschule Hannover die zehnfachen Werte nach Anlage 11 Tabelle 6 StrlSchV für I-131 und Lu-177 unter Anwendung der Summenformel eingehalten. Es ist unklar, warum die Aktivitätskonzentrationen nach der Aktivkohlefilterung um mehrere Größenordnungen über den Auslegungswerten liegen. Mit der Fortführung des Betriebes der Umkehrosmose ergeben sich bislang keine Einschränkungen für die Patientenversorgung. Der Aufwand zu Betreuung der Anlage ist jedoch deutlich höher als anfangs erhofft.

6. Literaturverzeichnis

[1] Strahlenschutz in der Medizin – Richtlinie zur Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) – RdSchr. d. BMU v. 17.10.2011 – RS II 4 – 11432/1 – Geändert durch RdSchr. d. BMUB v. 11.07.2014, GMBl 2014 S. 1020 – RS II 4 – 11432/1

[2] DIN 6844-2:2020-05 Nuklearmedizinische Betriebe - Teil 2: Regeln für die Errichtung und Ausstattung von Einrichtungen zur therapeutischen Anwendung von offenen radioaktiven Stoffen

STRAHLFÄNGER AM FREIE-ELEKTRONEN-RÖNTGENLASER SWISSFEL: AUFBAU UND AKTIVIERUNG

Eike Hohmann [1], Daniela Kiselev [2], Lisa Pedrazzi [1], Nick Walter [1], Sabine Mayer [1]

[1]Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit, Paul Scherrer Institut, 5232 Villigen PSI, Schweiz; [2]Strahlbetrieb und Anlagenentwicklung, Paul Scherrer Institut, 5232 Villigen PSI, Schweiz

Die neue Grossforschungsanlage des Paul Scherrer Instituts, der Freie-Elektronen-Röntgenlaser SwissFEL, befindet sich einen 740 Metern langen Tunnel und besteht aus vier Teilen: Injektor mit Elektronenquelle, Linearbeschleuniger, mehreren Undulatoren und Experimentiereinrichtungen. Die Anlage, die in ein regionales Naherholungsgebiet integriert ist, beschleunigt Elektronen bis zu einer Energie von 5.8 GeV und erzeugt dabei Röntgenlicht mit einer Wiederholrate von maximal 100 Hz und einer Pulslänge von wenigen fs in zwei Strahllinien.

Um die Optimierung des Elektronenstrahls zu erleichtern, empfindliche Komponenten (Undulatoren) hinter der Elektronenstrahllinie zu schützen sowie die Elektronen vor den Experimentierarealen zu stoppen, stehen insgesamt sieben unterschiedliche Strahlfänger zur Verfügung. Bei deren Aufbau wurden soweit möglich bereits aktivierte Materialien eingesetzt und bei dem Design Strahlenschutzaspekte für den Rückbau berücksichtigt.

Dieser Beitrag beschreibt den Aufbau der Hochenergie-Strahlfänger, gibt eine Abschätzung über deren Aktivierung sowie eine Übersicht über das Vorgehen bei einem zukünftigen Rückbau der Anlage.

Themenblock „Behandlung radioaktiver Abfälle“

NACHQUALIFIZIERUNG VON ALTABFÄLLEN

POST-QUALIFICATION OF LEGACY WASTE

Souad Pederzani

GNS Gesellschaft für Nuklear-Service mbH, Deutschland

Zusammenfassung
Der deutschlandweit vorhandene Bestand an radioaktiven Altabfällen muss in Vorbereitung auf die Endlagerung im Endlager Konrad nachqualifiziert bzw. nachkonditioniert werden.
Der vorhandene Umfang und die in Bezug auf die diesbezüglich aktuellen Anforderungen stark differierende Qualität der vorhandenen Datenlage zu den teilweise sehr heterogenen Abfällen stellen insbesondere bei der Erstellung, Prüfung und Freigabe von Konzepten sowohl die Konditionierer, als auch die beteiligten Behörden und Sachverständigen vor große Herausforderungen. Dabei spielen die Anforderungen an eine belastbare Nachweisführung in Verbindung mit der Einhaltung der Schutzziele des Strahlenschutzes eine wesentliche Rolle.
Bisher gibt es in Deutschland kaum vergleichbare laufende bzw. abgeschlossene Nachqualifizierungskampagnen. Die von GNS bei der Nachqualifizierung und Nachkonditionierung von Altabfällen gesammelten Erfahrungen zeigen die Komplexität und die Unterschiede zur Behandlung von radioaktiven Abfällen aus der jüngeren Vergangenheit und dem laufenden Betrieb. Die Erkenntnisse und Erfahrungen werden sowohl technisch, als auch in Bezug auf die damit verbundenen Kosten richtungsweisend für die endlagergerechte Nachqualifizierung von vergleichbaren Altabfällen in Deutschland sein.

Summary
The existing stock of radioactive legacy waste throughout Germany must be post-qualified or post-conditioned in preparation for disposal in the Konrad final repository. The existing scope and the strongly varying quality of the available data on the overall very heterogeneous waste pose great challenges, especially in the preparation, review and release of concepts, both for the conditioner as well as for the authorities and experts involved. In this context, the requirements for robust evidence management in conjunction with compliance with the protection goals of radiation protection play an essential role. So far, there are hardly any comparable ongoing or completed post-qualification campaigns in Germany. The experience gained by GNS in the post-qualification and post-conditioning of legacy waste shows the complexity and the differences to the treatment of radioactive waste from the recent past and the ongoing operation. The findings and experience gained from this project will pioneering, both technically and in terms of the associated costs, for the repository-compatible post-qualification of comparable legacy wastes in Germany.

Schlüsselwörter *Altabfälle, Endlagerung, Nachqualifizierung*
Keywords *Legacy Wastes, Final Repository, Post-Qualification*

1. Einleitung

Die Länder haben gemäß § 9a Abs. 3 AtG [1] Landessammelstellen für die Zwischenlagerung der in ihrem Gebiet angefallenen radioaktiven Abfälle einzurichten. Dabei können die Länder Dritte, wie z. B. private Firmen, beauftragen.
Die radioaktiven Abfälle der Landessammelstelle Niedersachsen (LNI) werden im Zwischenlager Leese gelagert. Hierzu gehören unter anderem 1.484 Fässer mit radioaktiven Altabfällen (s. Abb. 1) aus den 1980er und 1990er Jahren aus der ehemaligen niedersächsischen Landessammelstelle Steyerberg, die im Jahr 2000 geschlossen wurde. Diese radioaktiven Altabfälle sind vorkonditioniert und stammen vor allem aus Medizin, Forschung und Industrie.

Abb. 1: Fässer mit radioaktiven Altabfällen

Das Niedersächsische Ministerium für Umwelt, Energie, Bauen und Klimaschutz (NMU) als Abfalleigentümer hat im Jahr 2018 nach einer europaweiten Ausschreibung die GNS mit der Durchführung der Nachqualifizierung und Nachkonditionierung dieser radioaktiven Altabfälle beauftragt.

2. Projektbeschreibung

Ziel des Projektes ist es, durch Nachqualifizierung und Nachkonditionierung dieser Altabfälle endlagergerechte Abfallgebinde herzustellen. Dabei ist insbesondere die über alle dafür erforderlichen Tätigkeiten sicherzustellende Einhaltung der Schutzziele des Strahlenschutzes der vorrangig bestimmende Faktor. Im Zusammenhang mit dem seitens des Auftraggebers definierten Zieltermin zum erfolgreichen Abschluss aller erforderlicher Maßnahmen erfordert dies eine entsprechend gewichtete Berücksichtigung über die gesamte Projektplanung und -durchführung.

Der Umfang und die stark variierende Qualität der vorhandenen Datenlage zu den insgesamt sehr heterogenen Abfällen stellen dabei insbesondere bei der Erstellung, Prüfung und Freigabe von Konzepten sowohl den Konditionierer, als auch die beteiligten Behörden und Sachverständigen vor große Herausforderungen. Eine wesentliche Rolle spielen dabei die Anforderungen an eine belastbare Nachweisführung in Verbindung mit der Einhaltung der Schutzziele des Strahlenschutzes.

Über die weitreichende Historie der Abfälle aus dem Anfall bei den ursprünglichen Verwendern der radioaktiven Stoffe in Forschung und Medizin, die Abgabe an die Landessammelstelle, der Vorkonditionierung und Zwischenlagerung hin zur Nachqualifizierung/Nachkonditionierung, resultiert ein weitläufiges Projektumfeld mit unterschiedlichsten Interessen. Diese Interessen liegen neben technischen und verfahrensbedingten Hintergründen durch Behörden und deren Sachverständige auch im Bereich der Öffentlichkeit von Presse und Medien.

Ziel und gleichzeitig Herausforderung ist eine effektive Verknüpfung dieser Interessen; insbesondere zwischen dem Abfalleigentümer, den Aufsichtsbehörden des Betreibers des Zwischenlagers, des Konditionierers und der BGE unter Einbindung deren jeweiligen Sachverständigen.

Gleichzeitig haben die Ressourcenplanungen in Bezug auf Infrastruktur und Personal sowie die Einbindung von Lieferanten im Rahmen des Beschaffungswesens über die mehrjährige Projektdauer einen wesentlichen Einfluss auf das Projekt.

Die einzelnen Leistungspakete des Projektes sind im Projektstrukturplan über eine Matrixstruktur in vier Projektphasen gegliedert. Diese Projektphasen bestehen im Einzelnen aus:

- Phase A – Planungs- und Genehmigungsphase,
- Phase B – Vorbereitungsphase,
- Phase C – Projektdurchführung und Controlling

- Phase D – Abschluss.

Übergeordnet unterliegen diese Phasen A bis D dem kontinuierlichen Projektmanagement durch die Projektleitung. Dabei stehen die strategische Ausrichtung, die Ressourcenplanung, das Kosten- und Risikomanagement sowie die Koordination zwischen allen Projektbeteiligten und die Durchführung regelmäßiger Status- und Fachgespräche mit dem Auftraggeber und den am Projekt beteiligten Behörden und Sachverständigen im Vordergrund.

Zur effizienten Abarbeitung aller Leistungspakete und deren untergeordneten Teilaufgaben wurden folgende feste Projektteams gebildet, die unter Führung der Projektleitung fachübergreifend und den jeweiligen Schwerpunkten entsprechend in den einzelnen Projektphasen tätig werden.

- Team A - Abruflogistik
  - beinhaltet die Koordination und Planung der Auslagerungs- und Verarbeitungschargen vom und zum Zwischenlager
- Team V - Verarbeitung
  - beinhaltet alle Themen rund um die Konditionierung
- Team P - Produktkontrolle
  - beinhaltet die Betreuung der Kampagne inkl. Überwachung der daraus resultierenden Maßnahmen um die Nachweiserfüllung gemäß behördlichen Vorgaben zur gewährleisten.
- Team D - Dokumentation
  - beinhaltet die Erstellung von Dokumentationen für Zwischenprodukte und Abfallgebinde
- Team S - sonstige Leistungen
  - beinhaltet weitere Leistungen wie Berechnungen, die Lieferung von Behältern etc.

Dabei erfolgt die Bearbeitung einzelner Themen nicht zwingend in Abhängigkeit vom Projektfortschritt, sondern wird sowohl innerhalb einer einzelnen Phase, als auch phasenübergreifend proaktiv verfolgt. Somit können ein sich im Verlauf der Projektabwicklung ergebener Änderungsbedarf und über die kontinuierliche Aus- und Bewertung von Ergebnissen eintretende Synergieeffekte schnell identifiziert und entsprechende Maßnahmen eingeleitet werden.

3. Erfahrungen anhand der einzelnen Projektphasen

3.1 Beschreibung Phase A – Planungs- und Genehmigungsphase

Die Planungs- und Genehmigungsphase teilt sich im Wesentlichen in zwei Themenbereiche auf. Hierzu gehören zum einen die Abruflogistik für die Auslagerung und den Abtransport der Fässer aus dem Zwischenlager und zum zweiten die kampagnenabhängige Verfahrensqualifikation zur Nachqualifizierung und Nachkonditionierung der Abfälle mit dem Ziel der Herstellung endlagerfähiger Abfallgebinde entsprechend den geltenden Endlagerungsbedingungen [2].

3.1.1 Abruflogistik zur Auslagerung der Fässer aus dem Zwischenlager

Für die Übernahme der Fässer aus dem Zwischenlager waren im Vorfeld die Rahmenbedingungen zur Auslagerung aus dem Zwischenlager festzulegen sowie die damit verbundenen Schnittstellen und Abgrenzungen der Verantwortlichkeiten zwischen dem Auftraggeber / Abfalleigentümer, dem Zwischenlagerbetreiber / Abgeber und dem Auftragnehmer / Empfänger zu definieren.

Dabei mussten insbesondere die Anforderungen an den Zustand der Fässer inkl. der zugehörigen Transportdokumentation definiert werden, um entsprechende Vorgaben aus dem Verkehrsrecht zur Transportfähigkeit der Fässer und die Annahmebedingungen der GNS-Betriebsstätte in Jülich sicherstellen zu können.

Sich aus dem aufsichtlichen Verfahren des Zwischenlagers ergebende Aspekte werden dabei losgelöst alleinig von dessen Betreiber verfolgt.
In Verbindung mit der lagerspezifischen Auslagerungsreihenfolge bilden die Aufwände zur Transportbereitstellung die Grundlage für die Terminplanung der Auslagerung.

Diese Rahmenbedingungen wurden in einem Auslagerungskonzept mit einem Prüffolgeplan (PFP) für die operative Durchführung der Bereitstellung der Auslagerungschargen zusammenfassend beschrieben.
Im Rahmen der Auslagerung erfolgt darüber für jedes Fass eine Erhebung des Zustandes zur mechanischen Integrität mittels visueller Inspektion und entsprechender Dokumentation.
Neben dieser Zustandskontrolle der Fässer außen sind die aktuelle Bestimmung der Masse, der Dosisleistung, der nichtfesthaftenden Kontamination und die Bestätigung der Drucklosigkeit der Fässer wesentliche Bestandteile der Datenerhebung im Rahmen der Transportbereitstellung.

Über die lagerspezifische Auslagerungsreihenfolge (last in = first out) werden aktuell Auslagerungschargen in der Größenordnung von 200 Fässern betrachtet, wobei der Konditionierer keinen direkten Einfluss auf die Zusammensetzung einer Transportcharge hat (z. B. über vergleichbare Abfallzusammensetzung oder Vorkonditionierungsverfahren).
Die Anzahl von 200 Fässern hält jedoch in Bezug auf die jährlichen Verarbeitungsscheiben von aktuell 180 Fässern ausreichend Flexibilität für eventuelle Einzelfälle, bei denen zusätzlich geeignete Maßnahmen zur Transportbereitstellung erforderlich werden sollten, ohne dass dies direkten Einfluss auf die Terminplanung zur Auslagerung hat.

Der Prüffolgeplan ist durch das NMU als Abfalleigentümer und Auftraggeber des Abgebers (Zwischenlagerbetreibers) und Empfängers (Konditionierer) freigegeben.

3.1.2 Verfahrensqualifikation entsprechend den Endlagerungsbedingungen

Ziel der Nachqualifizierung und Nachkonditionierung dieser Altabfälle ist das endlagergerechte Verpacken sowie der Abschluss der radiologischen [2], [3] und stofflichen Produktkontrolle [4].

Hierzu wurde neben der Anmeldung einer entsprechenden Einlagerungskampagne bei der BGE ein Kampagnenkonzept zum Gesamtverfahren inklusive der hierzu erforderlichen Ablaufpläne eingereicht.

Grundlage für den Nachweis des Aktivitäts- und Massenflusses bilden die behördlich erhobenen Daten aus der Übernahme der Abfälle durch die ehemalige Landessammelstelle Steyerberg unter deren jeweils geltenden Annahmebedingungen. Bedingt durch den Entstehungszeitraum der Abfälle sind die diesbezüglichen Angaben nicht mit dem gegenwärtigen Standard der Bilanzierung radioaktiver Abfälle vergleichbar, erfüllten aber den seinerzeit gesetzlich vorgegebenen Rahmen.

Somit bedürfen die Daten unter Berücksichtigung ihrer Definition als sog. Altabfall im Sinne der Endlagerungsbedingungen Konrad [4] die erforderliche Akzeptanz bei der Anerkennung.

Das Konzept sieht entsprechend [2], [3], [4] für derartige Altabfälle im ersten Schritt die Verifizierung der vorhandenen Datenlage vor und basiert abfallspezifisch in Bezug auf Radiologie und stoffliche Zusammensetzung auf der seitens des Abfalleigentümers übergebenen Abfallmatrix.

Über die Auswertung dieser Abfallmatrix erfolgte im Zuge der Verfahrensqualifikation die Bildung von Prüflosen auf Grundlage der Verfahren und Zeiträume der Vorkonditionierung. Aus den Prüfungen der Sachverständigen im Auftrag der Bundesgesellschaft für Endlagerung (BGE) resultiert außerdem die Bildung von einzelnen Verarbeitungschargen, die durch den Konditionierer jeweils separat bei der BGE angemeldet werden und nach Prüfung der in deren Auftrag tätigen Sachverständigen einer Einzelfreigabe der BGE bedürfen.

Aus diesem Grund entspricht die Größenordnung einer Auslagerungscharge auch der einer Verarbeitungscharge.

Im Nachgang an die Verifizierung der Datenlage durchlaufen die Fässer ohne wesentlichen Abweichungen zur vorhandenen Datenlage u.a. folgende Behandlungs- und Qualifizierungsmaßnahmen, die dem heutigen Stand der Konditionierung radioaktiver Abfälle entsprechen.

- Trocknung mittels Vakuumtrocknungsanlage PETRA (s. Abb. 2)
- Bestimmung der Masse
- Bestimmung der Dosisleistung und Kontamination
- Gasprobenahme und -analyse
- Gammaspektrometrische Messungen
- Ausrüstung mit druckentlastenden Maßnahmen

Abb. 2: Vakuumtrocknungsanlage PETRA

Das Kampagnenkonzept berücksichtigt vorsorglich alle ggf. erforderlichen Behandlungswege, um in der laufenden Projektabwicklung negative Einflüsse auf den Gesamtterminplan durch zusätzliche Verfahrensqualifikationen auszuschließen.

3.2 Beschreibung Phase B – Vorbereitungsphase

Die Vorbereitungsphase beinhaltet im Wesentlichen projektspezifische Maßnahmen in der Infrastruktur in der GNS-Betriebsstätte Jülich, die Organisation der Arbeitsabläufe inkl. einer Informationskette zur Nachqualifizierung und die Umsetzung erforderlicher Softwareanpassungen.

Für die Nachqualifizierung wurde innerhalb der vorhandenen Kontrollbereichsflächen der Betriebsstätte ein separater Arbeitsbereich (s. Abb. 3) eingerichtet, der inkl. des ausführenden Personals vollständig autark von den bestehenden Konditionierungsanlagen-/ Einrichtungen genutzt wird und auf die abfallspezifischen Anforderungen in Bezug auf den betrieblichen Strahlenschutz ausgelegt ist.

Abb. 3: Arbeitsbereich zur Nachqualifizierung (Teilansicht)

Damit die Durchführung der Tätigkeiten von Beginn an reibungslos realisiert und die allgemeinen Schutzziele des Strahlenschutzes angemessen sichergestellt werden können, wurden die Arbeitsabläufe inklusive der erforderlichen betrieblichen Dokumentationsschritte im Vorfeld auf die kampagnenspezifischen Belange hin abgestimmt und über entsprechenden Kalthandhabungen optimiert.

Parallel zu den Vorbereitungen vor Ort erfolgten die erforderlichen Schritte zur Behälterbeschaffung für die erste Verarbeitungscharge, damit nach Abschluss aller Maßnahmen der Nachqualifizierung und Nachkonditionierung eine direkte Beladung der Abfallgebinde erfolgen kann. Als Herausforderung wurden hierzu in enger Zusammenarbeit mit dem Lieferanten unterschiedlichste Beladevarianten entwickelt, die der bedingt durch das Alter der Abfallfässer nicht vollumfänglich vorliegenden Dokumentation zu den einzelnen Fasstypen abdeckend gerecht wird.

3.3 Beschreibung Phase C – Projektdurchführung und Controlling

Im Rahmen der Durchführungsphase wurden für die erste Verarbeitungscharge im Jahr 2020 die ersten Transportchargen aus dem Zwischenlager ausgelagert und in die GNS-Betriebsstätte nach Jülich verbracht. Dabei wurden an den Fässern keinerlei Auffälligkeiten festgestellt, die zur Sicherstellung der Transportfähigkeit gesonderter Maßnahmen erfordert hätten.

Im Rahmen der visuellen Inspektionen der Fässer innen konnten die deklarierten Konditionierungsverfahren vollumfänglich bestätigt werden; lediglich systematisch zur Rückhaltung von Radiumfolgeprodukten eingesetzte Anteile an Aktivkohle im oberen freien Fassvolumen wurden im Zuge der durchgeführten Maßnahmen entsprechend zusätzlich in die Dokumentation zu den Zwischenprodukten übernommen.

Die durchgeführten Trocknungen ergaben, wie auch die anschließenden Qualifizierungsmaßnahmen, keine Rückschlüsse auf Abweichungen der vorhandenen Daten bezüglich des Inhaltes der Fässer.

Aktuell laufen die Vorbereitungen der für Ende 2021 vorgesehenen ersten zerstörenden Prüfungen an den dafür vorgesehenen Fässern der ersten Verarbeitungscharge.

3.4 Zwischenergebnis

Die Auswertung aller bisher in diesem Projekt gewonnen Erkenntnisse bei der Nachqualifizierung und Nachkonditionierung radioaktiver Altabfälle bestätigen die im zugehörigen Kampagnenkonzept enthaltenen Betrachtungen und Maßnahmen. Diese dienen dazu, für derartige Abfälle die erforderlichen Nachweise zu führen, um sie der Herstellung endlagerfähiger Abfallgebinde zuzuführen.

Dabei wurde die Einhaltung der Schutzziele des Strahlenschutzes zu jedem Zeitpunkt sichergestellt. Gleichzeitig beschränkt sich der Anteil an neuen Abfällen im Sinne der Produktkontrolle auf die im Rahmen der zerstörenden Prüfung anfallenden Abfälle sowie den während der Behandlung der Fässer entstehenden Sekundärabfall.

Die Nachqualifizierung von Altabfällen ist - insbesondere im Rahmen der Nachweiskette - eine Herausforderung für alle Beteiligten.
Die Qualität der damaligen Dokumentation genügt nicht in jedem Fall den Ansprüchen, um die Vorgaben der aktuellen Endlagerungsbedingungen gerecht zu werden. Eine Nachqualifizierung von heterogenen Mischabfällen ohne weitere Konditionierungsmaßnahmen an den Zwischenprodukten

ist in der Praxis nicht realisierbar. Ein Stichprobenkonzept eignet sich vorrangig nur für sehr kleine Chargen und verliert bei der Nachweisführung zur Verifizierung der Datenlage in Bezug auf die im Sinne der Produktkontrolle erforderliche Betrachtung über die gesamte Kampagne seine Bedeutung.

Als wesentliche Herausforderungen bei der Nachqualifizierung von Altabfällen stellen sich die stoffliche Beschreibung und der Nachweis des Aktivitätsinventars dar.
Die bisherigen, insgesamt positiv zu bewertenden Ergebnisse und Erfahrungen können in zukünftige Verarbeitungschargen einfließen und damit sowohl zur Optimierung der technischen Abwicklung vor Ort, als auch bei der Dokumentationsprüfung zu den Zwischenprodukten und Abfallgebinden beitragen.

4. Fazit

Bisher gibt es in Deutschland kaum vergleichbare laufende bzw. abgeschlossene Nachqualifizierungskampagnen. Die von GNS bei der Nachqualifizierung und Nachkonditionierung der Altabfälle aus der ehemaligen Landessammelstelle Steyerberg gesammelten Erfahrungen zeigen die Komplexität und die Unterschiede im Vergleich zur Behandlung von radioaktiven Abfällen aus der jüngeren Vergangenheit und dem laufenden Betrieb.

Die Erkenntnisse und Erfahrungen aus diesem Projekt werden sowohl technisch, als auch in Bezug auf die damit verbundenen Kosten richtungsweisend für die endlagergerechte Nachqualifizierung von aktuell mehr als 10.000 vorhandenen Fässern mit vergleichbaren Altabfällen in Deutschland sein.

5. Literaturverzeichnis

[1] Atomgesetz in der Fassung der Bekanntmachung vom 15. Juli 1985 (BGBl. I S. 1565), das zuletzt durch Artikel 3 des Gesetzes vom 7. Dezember 2020 (BGBl. I S. 2760) geändert worden ist

[2] Bundesamt für Strahlenschutz, „Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle (Endlagerungsbedingungen, Stand: Dezember 2014) - Endlager Konrad - SE-IB-29/08-REV-2," Salzgitter, 2014

[3] Bundesamt für Strahlenschutz, Produktkontrolle radioaktiver Abfälle, radiologische Aspekte - Endlager Konrad – Stand: Oktober 2010, SE-IB-30/08-REV-1, 2010

[4] Bundesamt für Strahlenschutz, „Produktkontrolle radioaktiver Abfälle, stoffliche Aspekte, SE-IB-31/08-REV-1," 2010

RECYCLING ALS NACHHALTIGE ALTERNATIVE ZUR GEOLOGISCHEN TIEFENLAGERUNG VON TRITIUMHALTIGEN RADIOAKTIVEN ABFÄLLEN

RECYCLING AS A SUSTAINABLE ALTERNATIVE TO DEEP GEOLOGICAL REPOSITORIES OF RADIOACTIVE WASTE CONTAINING TRITIUM

Guido Kühne , Maxime Dubois

mb-microtec AG, Schweiz

Zusammenfassung
Die Firma mb-microtec AG in Niederwangen b. Bern stellt tritiumhaltige Lichtquellen (trigalight®) in verschiedenen Dimensionen und Farben für unterschiedliche Anwendungen (Uhren, Markierungen, Visierungen u.a.) her. Das Tritium wird in drucklosen Gasspeichern mit abgereichertem Uran (sog. Uran-Fallen) in Typ B(U)-Transportbehältern per Flugzeug aus Canada geliefert. In der Umfüllanlage wird das Tritium aus dem Transportbehälter in die Produktionsbehälter umgefüllt. Aus diesen wird in den Abfüllanlagen das Tritium in die im Innern mit Zinksulfid ZnS beschichteten ca. 50 cm langen Glasröhrchen abgefüllt. In einem nächsten Schritt werden diese Glaskapillaren in einer Druckkammer mittels eines CO_2-Lasers auf die gewünschte Länge zugeschnitten. Die übrigbleibenden Endstücke ("Rüstabfälle") werden gesammelt und zusammen mit anderen radioaktiven Abfällen gelagert, konditioniert und zur Zwischenlagerung an das Bundeszwischenlager am PSI abgegeben.
Mit der Inbetriebnahme der neuen Recycling Facility (REFA) kann ein grosser Anteil der anfallenden Abfall-Aktivität (rund 80%) für die Wiederverwendung genutzt werden. Die tritiumhaltigen "Rüstabfälle" bestehen aus den mit ZnS und Tritium gefüllten Glaskapillaren. Diese werden in der REFA im sogenannten Crusher zerschlagen, welcher mit dem Vakuumsystem der REFA verbunden ist. Das freigesetzte Tritiumgas wird in Uranfallen rückabsorbiert. Diese wiederum können an die Tritium-Umfüllanlage angeschlossen werden. So wird der Tritiumkreislauf geschlossen und die Aktivität der radioaktiven Abfälle kann massiv reduziert werden.

Summary
The company mb-microtec AG in Niederwangen b. Bern manufactures tritium-containing light sources (trigalight®) in various dimensions and colours for different applications (watches, markings, sights, etc.). The tritium is delivered in unpressurized gas storage tanks with depleted uranium (uranium getter beds) in type B(U) transport containers by air from Canada. In the transfer facility, the tritium is transferred from the transport cask to the production casks. From these, the tritium is filled into the approx. 50 cm long glass tubes coated inside with zinc sulfide ZnS in the filling facilities. In a next step, these glass capillaries are cut to the desired length in a pressure chamber using a CO_2 laser. The remaining end pieces ("waste material") are collected and stored together with other radioactive waste, conditioned and delivered to the Swiss Federal Interim Storage Facility at PSI for interim storage.
With the commissioning of the new Recycling Facility (REFA), a large proportion of the resulting waste activity (about 80%) can be used for reuse. The tritium-containing "waste material" consists of the glass capillaries filled with ZnS and tritium. These are broken up in the so-called crusher of the REFA, which is connected to the vacuum system of the REFA. The released tritium gas is reabsorbed into uranium getter beds. These in turn can be connected to the tritium transfer system. In this way, the tritium cycle is closed, and the activity of the radioactive waste can be massively reduced.

Schlüsselwörter *Tritium, GTLS, trigalight, Recycling, mb-microtec*
Keywords *Tritium, GTLS, trigalight, Recycling, mb-microtec*

1. Was ist Tritium?

Tritium (T, H-3, ^3H) ist ein radioaktives Isotop des Elementes Wasserstoff mit einer Halbwertszeit von 12.312 Jahren. Beim Beta-Minus-Zerfall des Tritiumkerns H-3 entsteht unter Emission eines Elektrons und eines Antineutrinos das Heliumisotop He-3. Die kinetische Energie des Elektrons beträgt im Mittel 5.7 keV. Die freigesetzte Energie beträgt insgesamt 18.6 keV. Somit ist die Strahlung eine sehr niederenergetische. Die Reichweite des Elektrons beträgt in Luft ca. 6 mm und im Gewebe ca. 6 Mikrometer und kann also die oberen Hautschichten nicht durchdringen. Tritium ist für den Strahlenschutz von Bedeutung, wenn es in Form von tritiierten Wasser (HTO) inkorporiert wird. Da sich HTO im Körper wie H_2O verhält, verteilt es sich wie dieses im ganzen Körper und wird mit der biologischen Halbwertszeit von ca. 10 bis 12 Tagen ausgeschieden. Tritium kann in organischen Verbindungen (OBT: organically bound tritium) den Wasserstoff ersetzen und so auch in Aminosäuren, Proteinen und Genstrukturen eingebaut werden. Hier reicht auch die geringe Reichweite der emittierten Elektronen aus, um Schäden an den Genstrukturen zu verursachen.
Weitere spezielle Eigenschaften von Tritium als Wasserstoff-Isotop sind seine hohe Mobilität und das grosse Diffusionsvermögen (welches eine Dekontamination aufwändig macht) sowie die Hydrid-Bildung an Metalle (Speicherung von Tritium in sogenannten Uran-Fallen).

2. Herkunft von Tritium

2.1 Natürliche Produktion

In der Natur wird Tritium als kosmogenes Radioisotop durch die kosmische Strahlung in der Stratosphäre in etwa 8 bis 18 km Höhe erzeugt. Hauptsächlich spielen dabei Reaktionen sekundärer Neutronen mit dem Stickstoff eine Rolle.

$$^{14}_{7}N + {}^{1}_{0}n \rightarrow {}^{12}_{6}C + {}^{3}_{1}H$$

Daneben wird Tritium auch durch Spallation mit schnellen Protonen direkt erzeugt. Tritium bildet zunächst HT (Tritium-Wasserstoff) und oxidiert innerhalb von ein paar Tagen zu tritiiertem Wasser (HTO). Es vermischt sich mit inaktivem Wasser (H_2O) in der Luftfeuchtigkeit, regnet aus und vermischt sich mit dem Wasser auf der Erdoberfläche. Aus natürlicher Bildung und radioaktivem Zerfall ergibt sich weltweit ein Gleichgewicht von etwa 3.5 kg H-3, was einer Aktivität von etwa 1'200 PBq entspricht.

2.1 künstlich: Nebenprodukt der Kerntechnik

In den atmosphärischen Kernwaffentests in den 1950er- und 1960er-Jahren wurden grosse Mengen von Tritium freigesetzt. Dank des Stopps dieser Tests nähern sich die Aktivitätskonzentrationen von Tritium inzwischen wieder den Werten von vor den Tests an. Die Wiederaufbereitung von Kernbrennstoffen in La Hague und Sellafield führten ebenfalls zu nicht vernachlässigbaren Tritium-Emissionen.
Die heutige künstliche Tritium-Produktion entsteht als Nebenprodukt der Kernspaltung. So wird in Leichtwasserreaktoren zwar auch etwas Tritium gebildet (über die (n,α)-Reaktion mit Li-6). Die höchsten Tritium-Produktionsraten finden hingegen in Schwerwasser (D_2O) moderierten CANDU-Reaktoren statt. Pro 5 GWa produzierter elektrischer Energie wird ca. 1 kg ^3H als unvermeidbares Nebenprodukt erzeugt: primär durch die (n,γ)-Reaktion mit Deuterium: ${}^{2}_{1}H(n,\gamma){}^{3}_{1}H$. In einem aufwändigen Extraktionsprozess wird das Tritium aus dem Kühlwasser der CANDU-Reaktoren gewonnen (katalytischer Austausch von DTO mit D_2, Elektrolyse von D_2O/DTO und anschliessender kryogener Destillation von D_2/DT/T_2).

3. Beschaffung von Tritium

Die Firma mb-microtec bezieht das Tritium bei Ontario Power Generation (OPG) in Canada. Es wird in grosser Reinheit (> 95%) in drucklosen Behälter mit Metallhydrid (abgereichertes Uran) abgefüllt und als Typ B(U)-Versandstück mit Flugzeug und Lastwagen angeliefert.

Abb. 1: Anlieferung von zwei Typ B(U)-Versandstücken

Abb. 2: Geöffnetes Typ B(U)-Versandstück mit der Innenverpackung (links) und dem drucklosen Tritium-Transportbehälter (rechts).

Die Transportbehälter (s. Abb. 4) mit dem in der Uran-Falle gespeicherten Tritium wird an das Vakuumsystem der Tritium-Umfüllanlage angeschlossen (s. Abb. 3).

Abb. 3: Tritium-Umfüllanlage

Nach der Evakuierung des Schutzgases Argon und dem durch den Zerfall des Tritiums entstandenen Helium-3, wird der Transportbehälter auf ca. 420 °C erwärmt, wodurch das Tritium aus dem Urantritid UT_3 ausgetrieben wird:

$$2UT_3 \rightleftarrows 2U + 3T_2$$

Nach Erreichen des gewünschten (Tritium-) Druckes im Vakuumsystem wird das Ventil des Transportbehälters geschlossen. Die an der Umfüllanlage angeschlossenen Produktionsbehälter (s. Abb. 5) werden einzeln nacheinander geöffnet. Das sich im Vakuumsystem befindliche Tritium wird durch das auf Raumtemperatur befindliche Uran in den Produktionsbehältern rückabsorbiert. Nachdem die bis zu vier Produktionsbehälter mit Tritium gefüllt sind, wird das sich noch im System befindliche Resttritium in einem Uranspeicherbehälter über Stunden praktisch vollständig rückabsorbiert.

Abb. 4: Transportbehälter enthält 320 g abgereichertes Uran und kann maximal 4.2 PBq Tritium aufnehmen. Die bewilligte Aktivität pro Transport beträgt 1.85 PBq.

Abb. 5: Produktionsbehälter enthält 12 g abgereichertes Uran und kann 157 TBq Tritium aufnehmen. Die typische Füllmenge beträgt 90 TBq.

4. Verwendung von Tritium

Die Firma mb-microtec AG in Niederwangen b. Bern stellt tritiumhaltige Lichtquellen (selbstleuchtende Tritium-Technologie, GTLS: Gaseous Tritium Light Source, trigalight®) in verschiedenen Dimensionen und Farben für viele unterschiedliche Anwendungen (Uhren, Sicherheitseinrichtungen, Markierungen, Visierungen u.a.) her.

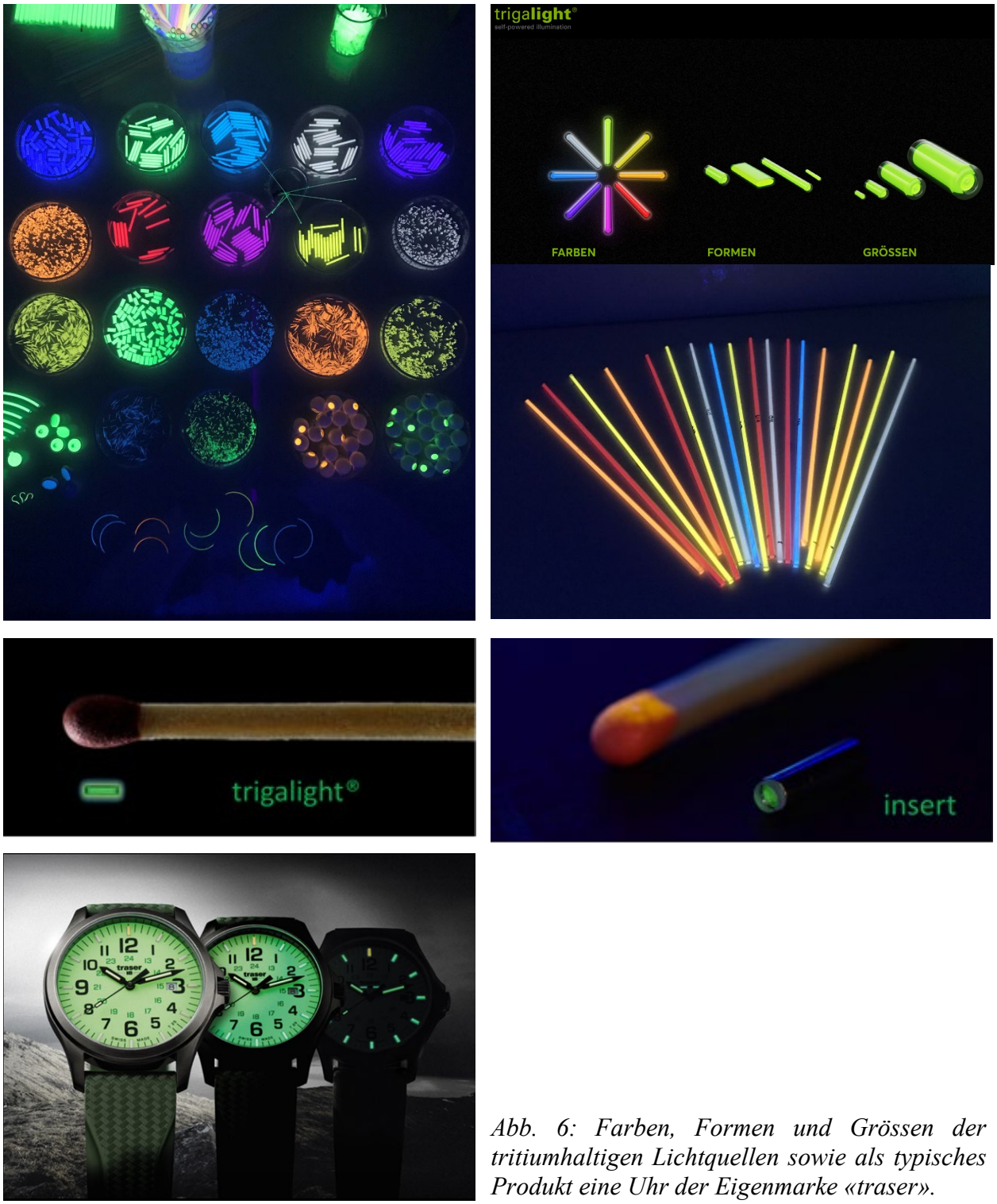
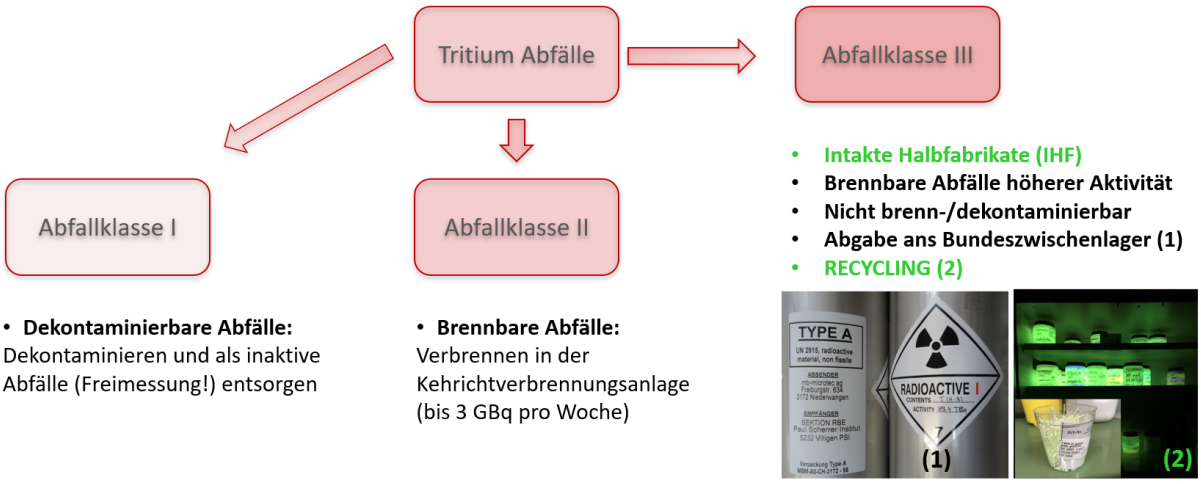


Abb. 6: Farben, Formen und Grössen der tritiumhaltigen Lichtquellen sowie als typisches Produkt eine Uhr der Eigenmarke «traser».

5. Tritiumhaltige Abfälle

Die tritiumhaltigen Abfälle werden in drei Abfallklassen eingeteilt. In den Abfallklassen I und II werden dekontaminierbare (I) und brennbare Abfälle (II) aufgeführt. Diese werden dekontaminiert resp. in einer Kehrrichtverbrennungsanlage verbrannt (Bewilligung bis 3 GBq pro Woche). Die Abfallklasse III umfasst Halbfabrikate, brennbare Abfälle höherer Aktivität und nicht brennbare und nicht-dekontaminierbare Abfälle. Davon können die intakten Halbfabrikate (verschlossene Glaskapillaren unterschiedlicher Grösse) rezykliert werden. Sie machen rund 80% der Aktivität aus.



Die nicht-rezyklierbaren Abfälle werden, wenn sie wegen ihrer Aktivität nicht verbrannt werden dürfen, in endlagerfähige Gebinde (s. Abb. 7) konditioniert und an das Bundeszwischenlager (BZL) am Paul Scherrer Institut (PSI) geliefert.

Abb. 7: Endlagerfähige Abfallgebinde: auf Dichtigkeit geprüfte Edelstahlzylinder mit einer maximalen (Tritium)Aktivität von je 40 TBq.

6. Tritium-Recycling-Anlage

In der Recycling-Anlage (REFA für **Re**cycling **Fa**cility) werden die intakten Halbfabrikate (IHF) welche aus verschlossenen Glaskapillaren unterschiedlicher Grösse bestehen (s. Abb. 8), in den Crusher (Abb. 9) gegeben, wo sie durch rotierende Stahlkugeln zerschlagen werden. Das dadurch entweichende Tritium wird im angeschlossenen Vakuumsystem in den Tritium-Gasspeichern durch die Uran-Fallen absorbiert und bilanziert.
Nach erfolgreichen Probeläufen mit Aktivitäten bis maximal 20 TBq pro Tag soll die Anlage auf Ende Jahr in Betrieb gehen.

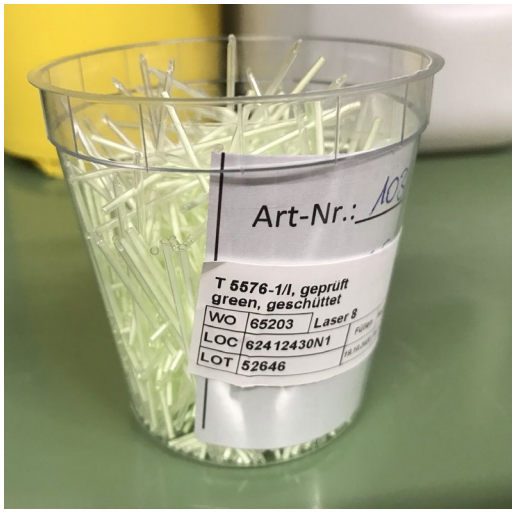


Abb. 8: Intakte Halbfabrikate (Endstücke der verschweissten Glaskapillaren als Rüstabfälle aus dem Laser-Zuschneideprozess).

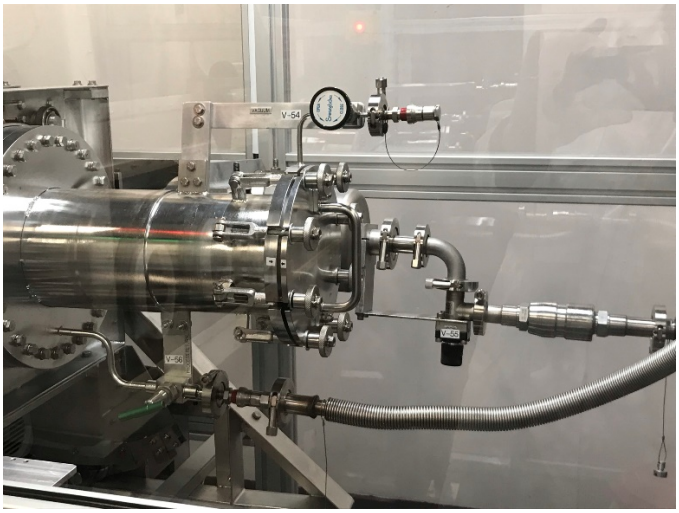


Abb. 9: Crusher der REFA (links). Rechts sieht man die Vakuumanschlüsse zur Glovebox der REFA.

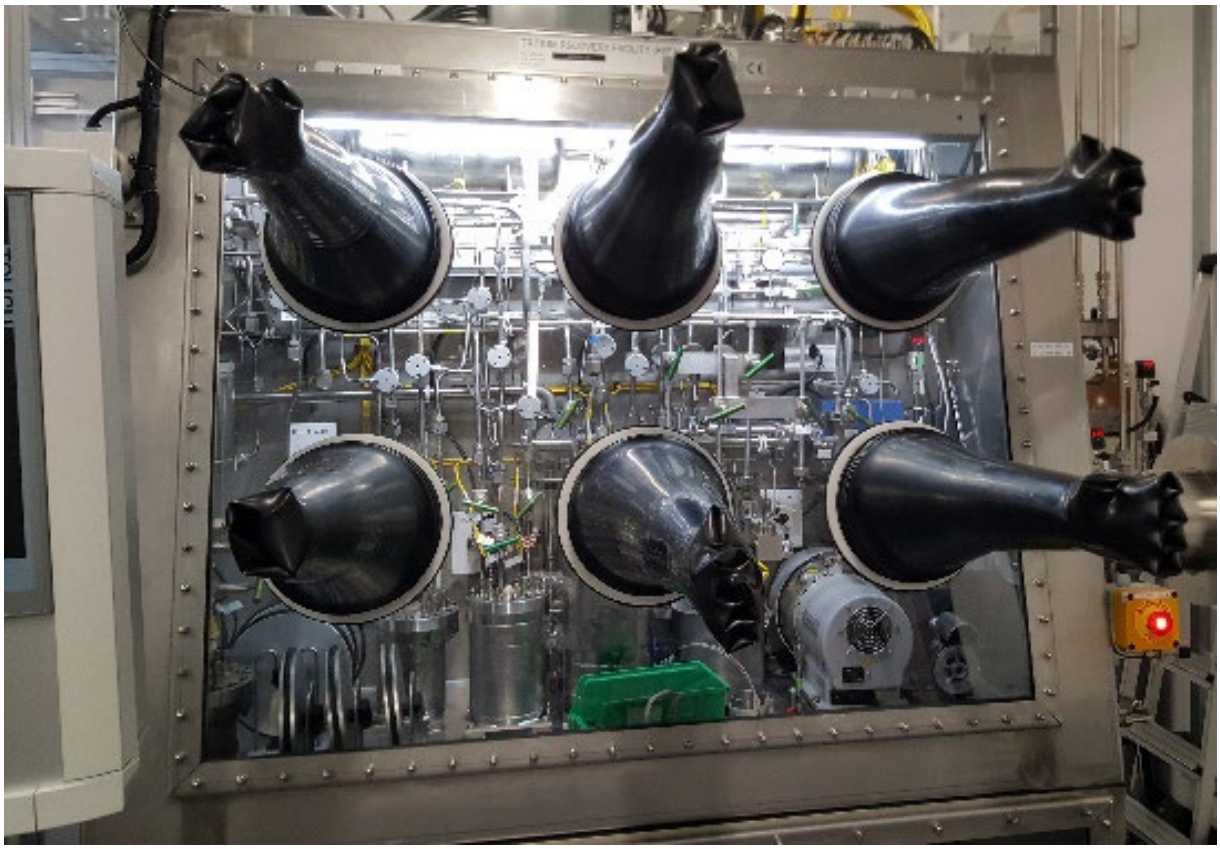


Abb. 10: Die Komponenten der REFA (Vakuumsystem, Pumpen, Uranfallen, Tritium-Messgeräte, Analysegeräte etc.) sind in einer Glovebox mit Argon-Überdruck untergebracht.

6.1 Effekt des Tritium-Recycling auf die bewilligte Lagerkapazität

Bei einem Verbrauch von ca. 1'000 TBq Tritium pro Monat (mittlere Produktion: Normalproduktion, d.h. keine Kurzarbeit aber auch keine Überzeit) entstehen etwa 100 TBq Abfall. Davon sind rund 80 % rezyklierbar. D.h. durch Recycling wird der Abfall stark reduziert und das zurückgewonnene Tritium kann in den Produktionskreislauf zurückgeführt werden.
Dadurch würde die behördliche Abfall-Lagerlimite (z.Z. bei 5'400 TBq festgelegt) erst im Mai 2025 erreicht werden (Abb. 11), falls in der Zeit bis dahin kein radioaktiver Abfall ans Bundeszwischenlager am PSI abgegeben werden könnte. Im Gegensatz dazu würde die Lagerlimite für den Fall ohne Recycling (und ohne Abgabe) bereits im Februar 2022 erreicht (Abb. 10).

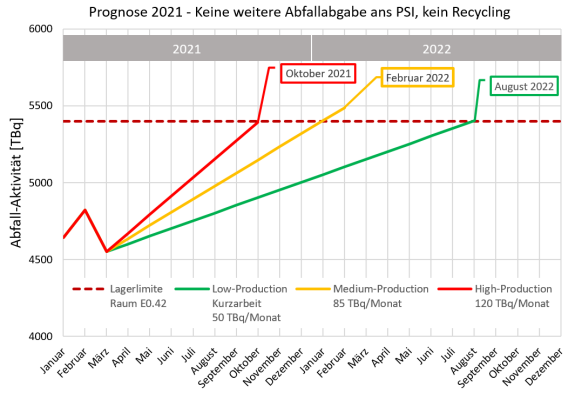


Abb. 10: Prognose der Abfall-Aktivität ohne Recycling.

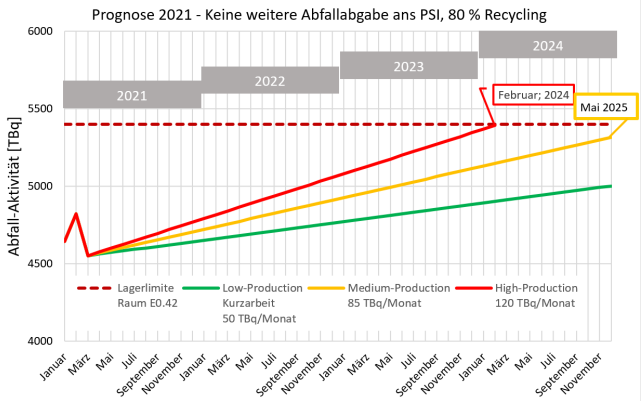


Abb. 11: Prognose der Abfall-Aktivität mit 80% Recycling.

6.2 Zusammenfassung

- Mit der Inbetriebnahme der neuen Tritium-Recycling-Anlage durch die Firma mb-microtec kann ein grosser Anteil der anfallenden Abfall-Aktivität (rund 80%) für die Wiederverwendung genutzt werden. Diese Wiederverwendung des Tritiums macht rund 8% des Bedarfs aus.
- Die zu (end)lagernden Tritium-Abfälle nehmen deutlich ab, was sowohl für mb-microtec als auch für das Bundeszwischenlager von grossem Vorteil ist.
- Immer mehr Behörden verlangen von den Herstellern und Verkäufern von Produkten, welche radioaktive Stoffe enthalten, eine Rücknahmeverpflichtung. Mit der Tritium-Recycling-Anlage kann den Behörden ein Rücknahme-Konzept für nicht mehr gebrauchte tritiumhaltige Konsumgüter vorgewiesen werden.

NEUBEURTEILUNG VON ALUMINIUMABFÄLLEN AUS DEM BESCHLEUNIGERUMFELD IM HINBLICK AUF DIE ABKLINGZEIT AUFGRUND NEUER BEFREIUNGSGRENZEN

REASSESSMENT OF ALUMINUM WASTE FROM THE ACCELERATOR ENVIRONMENT IN TERMS OF DECAY TIME DUE TO NEW EXEMPTION LIMITS.

Malgorzata Kasprzak , Markus Engelke , Marcel Arnold , Lisa Pedrazzi , Nick Walter , Sabine Mayer

Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit, Paul Scherrer Institut, 5232 Villigen PSI, Schweiz

Zusammenfassung
Mit Inkrafttreten der neuen Strahlenschutzverordnung (StSV) in der Schweiz kamen neue, grossteils geänderte Befreiungsgrenzen zum Tragen. Dies bedingt die Neubeurteilung von Abfällen, die auf Basis der vorher gültigen Freigrenzen für die Abklinglagerung eigelagert wurden. In dieser Präsentation wird das messtechnische Vorgehen mittels der In-Situ-Gammaspektrometrie für Aluminiumabfälle unter Berücksichtigung des ALARA-Prinzips aufgezeigt. Es werden die speziellen Voraussetzungen an das Auswertemodell aufgezeigt, das zum einen akzeptabel sichere Beurteilungsgrössen ergeben muss. Zum anderen müssen übertriebene Konservativitäten vermieden werden, um freimessbare Materialien nicht als radioaktiven Abfall zu klassieren.

Summary
With the introduction of the new Radiation Protection Ordinance in Switzerland, new modified exemption limits became effective. This requires the reassessment of waste that was stored on the basis of the previously valid exemption limits for decay storage. In this presentation, the metrological procedure by means of in-situ gamma spectrometry for aluminum waste is shown, taking into account the ALARA principle. The special requirements for the evaluation model are shown, which must, on one hand, yield acceptably safe assessment values and, on the other hand, avoid excessive conservatism in order not to classify free releasable material as a radioactive waste.

Schlüsselwörter *Abklinglagerung,Radioaktiver Abfall*
Keywords *decay storage, radioactive waste*

1. Einleitung

Der Betrieb des Beschleunigerkomplexes am Paul-Scherrer-Institut (PSI) führt zu einer unvermeidbaren Produktion radioaktiver Abfälle durch Aktivierung von Materialien. Ein Teil der Abfälle ist so niedrig aktiviert, dass dieser nach einer Abklingzeit freigemessen und somit konventionell entsorgt werden kann. Auf dem PSI-West Areal wurden zwei Hallen, WASA und WALA, als Abklinglager zugewiesen. Die Einlagerung radioaktiver Abfälle im WALA begann bereits im Jahr 2002 und die Benutzung des Abklinglagers WASA folgte ab dem Jahre 2012. Ab Januar 2018 gelten in der Schweiz neue, bis zu einem Faktor 100 niedrigere Befreiungsgrenzen. Aus diesem Grund müssten die in den Vorjahren im Abklinglager eingelagerten Materialien neu beurteilt werden. In diesem Beitrag wird unser Vorgehen zur Beurteilung der Alumiumteile in Doppel- und Einzelrahmenpaletten beschrieben.

2. Messverfahren

Vor 2018 wurden die eingelagerten Gebinde mit Aluminiumteilen nach einem Dosisleistungskriterium in zwei Materialkategorien eingeteilt: wenn zu Beginn der Einlagerung die in 10 cm gemessene Dosisleistung kleiner als 5 µSv/h (10 µSv/h) war, wurden die Materialien in die Kategorie "Abklingzeit 15 Jahre" ("Abklingzeit 30 Jahre") eingeordnet. Ausserdem gab es ein zusätzliches Kriterium von 200 µSv/h für reines Aluminium und 30 Jahre Abklingzeit. Diese Dosisleistungskriterien wurden unter Berücksichtigung der Ortdosisleistungsgrenze von 100 nSv/h in 10 cm Abstand nach einer Abklingdauer von 15 und 30 Jahren abgeschätzt. Aufgrund der Änderung der Befreiungsgrenzen in der aktuellen StSV [1] sind die Dosisleistungskriterien jedoch nicht mehr ausreichend. Die theoretischen Berechnungen [2] zeigen, dass die neuen Kriterien für die Abklinglagerung auf den Befreiungsgrenzen (LL) statt auf der Ortdosisleistungsgrenze von 100 nSv/h basieren müssen: selbst wenn die Dosisleistung bei bestimmten Aluminiumteilen unter 100 nSv/h liegt, ist die spezifische Aktivität immer noch oberhalb der Befreiungsgrenzen.
Aus diesem Grund wurde ein neues Messverfahren für die Beurteilung der eingelagerten Gebinde mit Aluminiumteilen entwickelt [3]. Diese Methode umfasst (i) die Dosisleistungsrastermessungen zur Abschätzung der Homogenität der Aktivitätsverteilung im Gebinde und (ii) In-situ-Gammaspektrometrie-Messungen zur Bestimmung des Nuklidvektors und der Aktivität für jedes Gebinde. Dieses Verfahren ermöglicht eine schnelle und zuverlässige Beurteilung den Aluminiumteilen in den Abklinglagern. Es ist keine Sortierung der Materialien erforderlich und somit wird für diese Tätigkeit die effektive Dosis für beruflich strahlenexponierte Personen optimiert.

2.1 Messobjekt

Die gemessenen Gebinde haben die Abmessungen von 80 × 116 × 72 cm^3 (H × B × T) für die Palette mit zwei Rahmen oder 40 × 116 × 72 cm^3 für die Palette mit einem Rahmen. Die Dosisleistung wird an allen Gebindeaussenseiten mit einer Szintilatorsonde 6150AD-b/H gemessen (siehe Abb. 1). Die Dosisleistungsverteilung des Gebindes wird benutzt um den Messpunkt für die In-Situ-Gammaspektrometrie zu definieren. Das Gebinde wird für die Gammaspektrometriemessung so ausgerichtet, dass diejenige lange Seite des Gebindes mit der höchsten Dosisleistung dem Detektor zugewandt ist. Für die reproduzierbare Positionierung der Gebinde wurden zwei Europaletten installiert. Die Aktivität der schwer messbaren Nuklide H-3 und Ni-63 wird auf Basis der berechneten Verhältnisse [2] zwischen Na-22 und dem schwer messbaren Nuklid bestimmt.

2.2 In-Situ-Gammaspektrometriemessung

Die gammaspektrometrischen Messungen wurden mit dem Detektorsystem „BigMAC“ von Canberra Industries [heute Mirion Technologies (Canberra) GmbH] durchgeführt. Der HPGe-Detektorkristall hat einen Durchmesser von 61.0 mm und eine Länge von 34.4 mm, und wird durch ein 0.5 mm dickes Aluminiumfenster geschützt. Gemäss Hersteller besitzt der Detektor eine relative Effizienz von ≥ 20% (Bsp. Co-60 1‘332 keV-Linie: 25.6%) und eine Energieausflösung von 1.8 keV (FWHM) bei 1.33 MeV, bzw. 0.85 keV (FWHM) bei 122 keV. Er wurde vom Hersteller mittels Monte-Carlo-Simulationen und Validierungsmessungen charakterisiert. Dadurch kann mittels der ISOCS/LabSOCS-Software durch Modellierung des Messobjekts und der dazu relativen Detektorposition eine numerische Effizienzkalibrierung erstellt und in die Auswertungssoftware integriert werden.

Abb. 1: Rastermessung der Dosisleistung an einem Gebinde. Um sicherzustellen, dass die Messpunkte für alle Gebinde gleich sind, wurde eine Schablone aus Karton verwendet.

Abb. 2: Positionierung des Gebindes für die In-Situ-Gammaspektrometriemessung.

Das Kollimatorsystem schirmt den Detektor hinten und seitlich mit 5 cm Blei ab. Vorne können verschiedene Blei-Kollimatoren aufgesetzt werden, die entsprechende Sichtfeld definieren. Im vorliegenden Fall wurde der Kollimator mit einem 90°-Sichtfeld verwendet.
Der Detektor wurde mittig auf die Seite des Gebindes ausgerichtet (siehe Abb. 2). Der Abstand wurde so gewählt, dass das Sichtfeld des Kollimators gerade das gesamte Messobjekt umfasst. Die Messzeit betrug immer 1‘800 s. Es ergaben sich Totzeiten zwischen 0.2% und 0.4%. Durch eine Hintergrundmessung wurden Nuklide der natürlichen Zerfallsreihen und K-40 im den Messplatz umgebenden Beton identifiziert. Die Messung eines leeren Gebindes wies keine zusätzlichen Nuklide auf.
Für die Auswertung wurde eine mittlere Dichte des Materials im Gebinde angesetzt, die sich aus Gebindevolumen und Nettogewicht ergibt. Weiterhin wird bei der numerischen Effizienzkalibrierung zunächst eine homogene Verteilung der Aktivität im Gebindevolumen angenommen. Bei der Berechnung der Effizienz wurden Unsicherheiten in der Dichte von ±0.2 g/cm^3 (gleichverteilt), im Abstand von Gebinde zu Detektor von ± 2 cm (gleichverteilt), und eine „Verunreinigung“ des Materials von bis zu 1% Stahl und Kupfer angesetzt. Diese

Unsicherheiten spiegeln sich zusammen mit denjenigen der Zählratenstatistik in den Unsicherheitsangaben der Aktivitäten wider. Da in der Realität die Aktivität in den Gebinden nicht homogen verteilt ist, wurde in einem nächsten Schritt die Auswertung unter Berücksichtigung eines Hotspots durchgeführt. Hierfür wurde das Gebinde mit einem 14 × 14 × 14 cm^3 Hotspot in der Gebindemitte modelliert (siehe Abb. 3). Die Gesamtunsicherheit wurde dem Software-Modul «ISOCS Uncertainty Estimator» (IUE) der Auswertesoftware bestimmt [4].

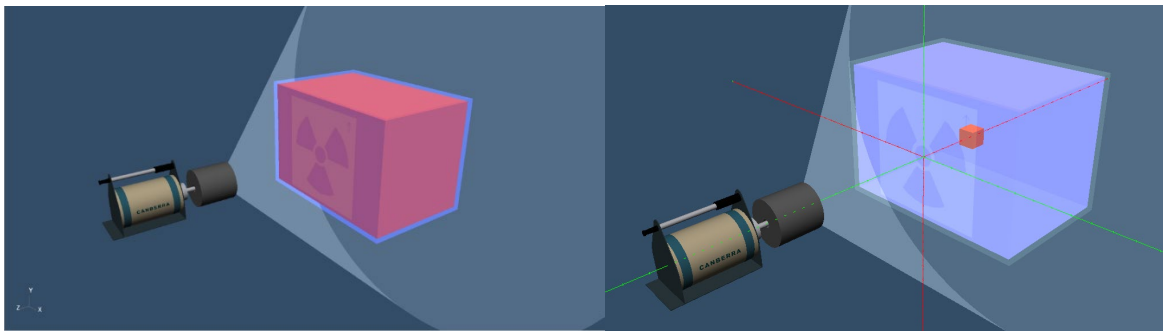


Abb. 3: Modell des Gebindes (links: Homogeneverteilung, rechts: Hotspot) für die numerische Effizienzkalibrierung.

3. Ergebnisse

Insgesamt wurden 34 Container mit Aluminiumabfällen mit einem Gesamtgewicht von 11.2 Tonnen mit der beschriebenen Methode gemessen. Die vollständige Liste der gemessenen Gebinde ist in Tabelle 2 dargestellt. Die am häufigsten nachgewiesenen Nuklide, wie aus der theoretischen Aktivierungsberechnung [2] von Aluminium erwartet, waren Na-22 und Co-60. In einigen der Gebinde wurden neben diesen beiden Nukliden auch andere Gammastrahler identifiziert, nämlich Al-26, Ti-44, Hg-194, Eu-152, Ag-108m. Eu-152 und Al-26 sind auch in den Ergebnissen der Aktivierungsberechnung vorhanden, aber ihr Anteil ist stark von den Verunreinigungen im Aluminium beeinflusst. Die anderen Nuklide könnten von geringen Beimischungen anderer Materialien wie Silber oder Blei in den Aluminiumteilen vorkommen.

Das Entscheidungskriterium für die Einlagerung ergibt sich unter Verwendung der Summenregel und der Befreiungsgrenzen LL^i gemäss StSV[1]:

$$\sum_{i=1}^{n}\left((A_0^i + UA_0^i)/LL^i * 0.5^{t_{LL}/T_{1/2}^i}\right) < 1 \qquad (1)$$

Die spezifischen Aktivitäten A_0^i (und deren Unsicherheiten UA_0^i) der Beta- und Gamma-Nuklide wurden für die Berechnungen der Abklingzeit t_{LL} gemäss Formel 1 unter Berücksichtigung der Halbwertzeit $T_{1/2}^i$ verwendet. Für die in Aluminium relevanten reinen Beta-Strahler, H-3 und Ni-63, werden die Aktivitäten über die Verhältnisse zur Aktivität von Na-22 abgeleitet: H-3/Na-22 = 2.6 und Ni-63/Na-22 = 0.0024.

Tab. 1: Zusammenfassung der Messergebnisse

Nr.	DL bei Einlagerung (µSv/h)	Netto-gewicht (kg)	Einlage rungs-datum	voraussichtlich abgeklungen im	Gemessene Nuklide
1	5	322	2001	April 2023	Na-22, Co-60
2		388	2002	April 2025	Na-22, Co-60, Al-26
3		412	2002	November 2022	Na-22, Co-60
4		216	2002	Dezember 2041	Na-22, Co-60
5		234	2004	Juni 2022	Na-22, Co-60
6		356	2004	Januar 2027	Na-22, Co-60
7		138	2006	Februar 2029	Na-22, Co-60, Ti-44
8		220	2006	Juli 2023	Na-22, Co-60
9		270	2007	Juli 2029	Na-22, Co-60
10		300	2007	Mai 2042	Na-22, Co-60
11		272	2009	Februar 2030	Na-22, Co-60
12		333	2009	Mai 2028	Na-22, Co-60
13		322	2011	März 2025	Na-22, Co-60
14		186	2011	Dezember 2033	Na-22, Co-60
15		359	2012	Januar 2031	Na-22, Co-60
16	5	276	2012	Juli 2042	Na-22, Co-60, Hg-194
17		458	2013	November 2028	Na-22, Co-60
18		486	2014	November 2023	Na-22, Co-60
19		282	2016	August 2025	Na-22, Co-60
20		352	2018	November 2031	Na-22, Co-60
21		589	2018	Januar 2031	Na-22, Co-60, Eu-152
22		322	2018	Juli 2032	Na-22, Co-60
23	10	256	2012	Juni 2047	Na-22, Co-60
24	200	327	2002	nicht innerhalb 30 Jahren möglich	Na-22, Co-60, Al-26, Ti-44
25		563	2002	nicht innerhalb 30 Jahren möglich	Na-22, Co-60, Al-26, Eu-152
26		78	2002	Februar 2037	Na-22, Co-60
27		288	2002	nicht innerhalb 30 Jahren möglich	Na-22, Co-60, Al-26, Ti-44, Ag-108m

Nr.	DL bei Einlagerung (µSv/h)	Netto-gewicht (kg)	Einlage rungs-datum	voraussichtlich abgeklungen im	Gemessene Nuklide
28		216	2003	nicht innerhalb 30 Jahren möglich	Na-22, Co-60, Al-26
29		304	2007	nicht innerhalb 30 Jahren möglich	Na-22, Co-60, Al-26
30		863	2008	April 2044	Na-22, Co-60, Al-26
31		75	2008	nicht innerhalb 30 Jahren möglich	Na-22, Co-60
32		667	2007	nicht innerhalb 30 Jahren möglich	Na-22, Co-60, Al-26
33		363	2009	nicht innerhalb 30 Jahren möglich	Na-22, Co-60
34		126	2009	nicht innerhalb 30 Jahren möglich	Na-22, Co-60, Al-26

4. Schlussfolgerungen

In diesem Bericht wurden die Messungen und deren Ergebnisse für die Gebinde mit Aluminiumteilen vorgestellt. Die Gebinde wurden seit 2002 in den Abklinglagern des PSI nach den damaligen Einlagerungskriterien gelagert. Aufgrund der Änderung der Befreiungsgrenzen wurden diese Gebinde neu gemessen und die neuen Abkligzeiten ermittelt. Die Gebinde wurden zunächst den Dosisleistungsmessungen unterzogen, um die Seite der Gebinde mit der höheren Dosisleistung zu identifizieren. Anschliessend wurden die In-Situ-Gammaspektrometrie-Messungen durchgeführt, um die Gammastrahler zu identifizieren. Die Aktivität der Betastrahler wurde auf der Grundlage der theoretischen Verhältnisse bestimmt. Die Abklingzeiten wurden nach Anwendung der Summenregel berechnet. Neun Gebinde können nicht mehr gelagert werden und müssen nach der Sortierium als radioaktiven Abfall entsorgt werden. Diese Gebinde wurden seit 2002 alle in der Kategorie 200 µSv/h gelagert. In den Abklinglagern können weiterhin 25 Gebinde mit einem Gesamtnettogewicht von 8.2 Tonnen gelagert werden.

5. Literaturverzeichnis

[1] Strahlenschutzverordnung (StSV) vom 26. April 2017 (Stand am 1. Januar 2021)

[2] V. Talanov, D. Kiselev “Estimation of dose rate limits for the temporary storage of radioactive material for the purpose of later clearance”, TM-81-18-02, April 2018

[3] M.Kasprzak, M. Engelke, P. Otiougova, M. Arnold, M. Heule, B. Amrein “Verfahren zur Beurteilung von Materialien aus den Abklinglagern WALA und WASA. Teil 1: Aluminium”, TM-96-18-13, Oktober 2018

[4] M. Engelke “Technische Grundlagen zur Auswertung von Rahmenpaletten mit Aluminium”, TM-96-19-156, November 2019

Themenblock „Stilllegung“

STAND UND HERAUSFORDERUNGEN BEIM RÜCKBAU DER PILOTANLAGEN WAK, KNK UND MZFR DER KTE AM STANDORT KARLSRUHE

Alexander Reichert , Iris Graffunder

Kerntechnische Entsorgung Karlsruhe GmbH (KTE), Deutschland

Die KTE ist Teil der EWN-Gruppe (EWN, KTE, JEN). Die KTE ist für den Rückbau der nuklearen (Alt)Anlagen auf dem Gelände des ehemaligen Forschungszentrums Karlsruhe, heutiges KIT Campus Nord, sowie für die Konditionierung und Lagerung der anfallenden radioaktiven Reststoffe bis hin zur Abgabe endlagerfähiger Gebinde an das Endlager Konrad verantwortlich. Das Abfallgebindevolumen der KTE beträgt etwa ein Viertel der Gesamtmenge für das Endlager Konrad (71.369 m³ von 303.000 m³). Damit ist die KTE größter Abfallverursacher für Konrad.

Der Rückbau der nuklearen Anlagen konzentriert sich aktuell auf die WAK, den MZFR, die KNK sowie die Heißen Zellen. Da es sich bei den Anlagen um Pilotanlagen handelte, sind die jeweiligen radiologischen Randbedingungen bzw. die noch in den Anlagen vorhandenen radioaktiven Stoffe in Bezug auf die Höhe der Aktivität und die Nuklidzusammensetzung sehr unterschiedlich. Radiologisch bedingt stellt der Rückbau der WAK mit den Einrichtungen HWL, LAVA und VEK, die für die Lagerung und Verarbeitung des HAWC (high active waste concentrate) konzipiert waren, mit Dosisleistungen im Bereich einiger 100 Sv/h die größte Herausforderung dar. Bei der KNK wird aktuell der biologische Schild fernhantiert abgebaut. Beim MZFR sind die Gebäude größtenteils schon freigemessen, erste Abrissarbeiten bei den Hilfs- und Nebenanlagengebäuden sind angelaufen.

Die Zeitschiene der aktuell laufenden Rückbauprojekte sieht ein Rückbauende bis 2047 (WAK) vor. Der Rückbau der Einrichtungen der Entsorgungsbetriebe nach Einlagerung der radioaktiven Abfälle im Endlager Konrad zeigt ein Projektende mit 2072 auf.

Der Vortrag gibt einen Überblick über den Stand und die Planungen der Rückbauarbeiten am Standort Karlsruhe.

ERFAHRUNGEN AUS DER DEMONTAGE UND ENTSORGUNG VON ZYKLOTRONEN

Bastian Degner , Alexander Kummer , Stefan Wörlen

Brenk Systemplanung GmbH, Deutschland

Kurzlebige radioaktive Stoffe spielen eine große Rolle in der Radiochemie und Radiopharmazie. Ihre Erzeugung erfolgt unter anderem mit Hilfe von Zyklotronen, bei deren Betrieb als Nebeneffekt Teile des Zyklotrons radioaktiv aktiviert und/oder mit radioaktiven Stoffen kontaminiert werden. Dies stellt nach langjährigem Betrieb eine besondere Herausforderung für den Rückbau und die Entsorgung eines Zyklotrons dar.

Im vorliegenden Beitrag werden am Beispiel eines Zyklotrons aus NRW die zentralen Schritte von Rückbau und Entsorgung von Zyklotronen erläutert. Der vorliegende Beitrag stellt damit nicht die Erzeugung radioaktiver Stoffe, sondern den weniger beachteten Aspekt des Rückbaus in den Fokus.

Rückbau und Entsorgung eines Zyklotrons erfolgen anhand folgender Schritte:

1. Festlegung der Randbedingungen für die Entsorgung, insbesondere die Ermittlung der radiologischen Situation (welche Teile sind aktiviert, welche Teile sind kontaminiert und welche Teile sind freigabefähig, d.h. können aus der behördlichen Überwachung entlassen werden).
2. Identifikation von Bereichen mit sehr hoher Kontamination oder Aktivierung und Entfernung dieser Komponenten, um die Strahlenbelastung im Raum zu senken.
3. Zerlegung des Zyklotrons und Trennung von verbliebenen, niedrig kontaminierten bzw. aktivierten Materialien von freigabefähigen Materialien.
4. Abgabe der kontaminierten und aktivierten Materialien als radioaktive Abfälle an entsprechend zugelassene Stellen.
5. Durchführung von Wischtest-, Kontaminationsmonitor- und In-Situ-Messungen zum Nachweis der Freigabefähigkeit der Gebäudestrukturen und der sonstigen Komponenten.
6. Erstellung der Freigabedokumentation zur Aufhebung der behördlichen Überwachung über die betrachteten Raumbereiche.
7. Abgabe der freigegebenen, konventionellen Materialen gemäß Kreislaufwirtschaftsgesetz.

Das Beispiel zeigt, dass die Entsorgung eines Zyklotrons nach Beendigung seiner Betriebsphase möglich ist und die Raumbereiche ohne Einschränkung nach Abschluss der Entsorgung weiter genutzt werden können.

DER MEHRWERT MODERNER RECHENVERFAHREN ZUR AKTIVIERUNGSBESTIMMUNG IN KERNTECHNISCHEN ANLAGEN

Ben Volmert [1], Volker Hannstein [2], Imrich Fabry [3], Kai-Martin Haendel 4

[1]Nagra, Schweiz; [2]GRS, Deutschland; [3]Siempelkamp NIS, Deutschland; [4]TÜV NORD, Deutschland

Die Stilllegung und der Rückbau von kerntechnischen Anlagen stellen international erhebliche technische und wirtschaftliche Herausforderungen dar. Die möglichst genaue Kenntnis des durch den jahrelangen Betrieb der Anlage entstandenen radioaktiven Inventars aller Anlagenkomponenten ist hierbei von erheblichem Vorteil. Durch sie können die Erstellung eines Konzepts für die Behandlung und Verpackung radioaktiver Abfälle vorauseilend erstellt, entscheidend optimiert und die tatsächlich benötigten Gebindezahlen möglichst exakt ermittelt werden. Darüber hinaus können dadurch eine signifikante Verringerung der Anzahl der Beprobungsmessungen für jede einzelne Komponente, die Minimierung der Strahlenbelastung der im Rückbau tätigen Personen sowie eine spürbare Senkung der Rückbaukosten erzielt werden.

Der Schlüssel für alle o. g. Vorteile liegt in der Verwendung von fortschrittlichen („State-of-the-Art“) Berechnungsmethoden, mit deren Hilfe die Darstellung und Bilanzierung einer dreidimensionalen hochaufgelösten Aktivitätsverteilung in der Anlage erreicht wird.

Im Sommer 2020 wurde innerhalb des Fachverbands für Strahlenschutz im Arbeitskreis Entsorgung eine neue Arbeitsgruppe mit internationaler Zusammensetzung gegründet, die auf die folgenden Ziele hinarbeitet:

- Konsolidierung des international erreichten Wissenstandes hinsichtlich der rechnerischen Charakterisierungsmethoden
- Erstellung eines technischen Berichts („State-of-the-Art Report“) zu den Berechnungsmethoden für die Charakterisierung von aktivierten Komponenten kerntechnischer Anlagen – optionale Überführung des Berichts in eine technische Richtlinie
- Bereitstellung der Grundlagen für realistische Kollektivdosisabschätzungen einzelner Rückbauphasen
- Diskussion der Bedeutung von Materialproben und -analysen für relevante Grundmaterialien
- Analyse bestehender Unsicherheiten, deren Relevanz sowie Wege zu deren Reduktion
- Aufzeigen und Diskussion weiteren Optimierungspotentials durch künftige Forschungsaktivitäten
- Förderung des Erfahrungsaustausches unter den Mitgliedern

In dem Vortrag wird der Themenbereich im Detail dargestellt und mit entsprechenden Projekten und Resultaten aus Industrie und Forschung untermauert.

TRITIUM: EINE HERAUSFORDERUNG – FÜR DEN RÜCKBAU UND DEN ANALYTIKER

TRITIUM: A CHALLENGE - FOR THE DISMANTLER AND THE ANALYST

Ursula Hoeppener-Kramar

Karlsruher Institut für Technologie, Sicherheit und Umwelt, Radioanalytische Labore, Deutschland

Zusammenfassung
Tritium (H-3, T) ist das schwerste Isotop des Elementes Wasserstoff und radioaktiv. H-3 hat viele Anwendungsfelder, wird natürlich und künstlich gebildet und ist deshalb überall anzutreffen. Auf Grund der Kleinheit des Atoms bzw. seiner Moleküle und der Möglichkeit die verschiedensten chemischen Speziationen einzunehmen ist der Umgang mit H-3 eine Herausforderung. Von der Probenahme bis zur eigentlichen Messung nimmt H-3 unter den relevanten Radionukliden eine Sonderstellung ein. In der vorliegenden Zusammenfassung wird auf zahlreiche Aspekte der H-3 Analytik eingegangen. Beginnend mit den besonderen chemischen und physikalischen Eigenschaften von Wasserstoff und seinen Isotopen, über die Entstehung und Verwendung von H-3 bis zu den Problemen, die das Isotop bei der Entsorgung und bei der Analytik verursacht. Radioaktive H-3 Standards gibt es nur für wässrige oder organische Lösungen. Deshalb ist die Vollständigkeit einer H-3 Analyse oft nicht validierbar und basiert auf Grundlagen-Untersuchungen an Mustermaterialien.

Summary
Tritium (H-3, T) is the heaviest isotope of the element hydrogen and radioactive. H-3 has many fields of application, is formed naturally and artificially and is therefore found everywhere. Due to the smallness of the atom and its molecules and the possibility to adopt several different chemical speciations, the handling of H-3 is a challenge. From sampling to actual measurement, H-3 occupies a special position among the relevant radionuclides. In this summary, numerous aspects of H-3 analysis are discussed. Starting with the special chemical and physical properties of hydrogen and its isotopes, through the formation and use of H-3, to the problems the isotope causes in disposal and in analysis. Radioactive H-3 standards exist only for aqueous or organic solutions. Therefore, the completeness of an H-3 analysis often cannot be validated and is based on basic studies on exemplary materials.

Schlüsselwörter *Tritium, Isotopie, Probenahme, Radionuklid-Analytik*
Keywords *Tritium, isotopy, sampling, radionuclide analysis*

1. Einleitung

Tritium ist omnipräsent und auf Grund seiner niederenergetischen β-Strahlung strahlenschutztechnisch erst bei höheren Aktivitätskonzentrationen relevant. Alles Wesentliche zum leichtesten radioaktiven Isotop (Tritium) wurde schon 1992 am damaligen Kernforschungszentrum Karlsruhe untersucht und zusammengetragen [1]. Trotzdem bleibt Tritium ein spannendes Isotop, das beim Umgang mit radioaktiven Reststoffen und bei der Analyse oft Überraschungen bereithält. Um sein Verhalten im Rückbau und bei der Analytik zu verstehen, muss man sich „leider“ mit den chemischen und physikalischen Eigenschaften des Elementes Wasserstoff und der Isotope des Wasserstoffs auseinandersetzen.

2. Die Chemie des Wasserstoffs

Tritium (H-3, T) ist ein Isotop des Wasserstoffs. Welches chemische Verhalten man zu erwarten hat, ist für das Element Wasserstoff gut untersucht . In erster Näherung reagiert H-3 wie das überwiegende Wasserstoffisotop (H-1) (s. Kap. 3).
Chemisch ist das Element Wasserstoff ein Zwitter. Sowohl die Abgabe (Bildung eines positiven Ions - Oxonium) als auch die Aufnahme eines Elektrons (Bildung eines negativen Ions - Hydrid) führt zu einer stabilen Edelgaskonfiguration.
Auch wenn Wasserstoff im Periodensystem in der ersten Hauptgruppe bei den Alkali Elementen angesiedelt ist, ist es bezüglich der Elektronegativität dem Kohlenstoff am ähnlichsten. Es werden vorzugsweise kovalente Bindungen geknüpft und keine ionischen. Allerdings bildet Wasserstoff in kovalenten Bindungen mit elektronegativen Elementen (wie im Wasser H_2O) oder in ionischer Form starke Wasserstoffbrückenbindungen aus.
In sauren Lösungen findet man Wasserstoff als positives Ion (pH-Wert), das in der Regel durch eine Hydratationshülle stabilisiert ist. In adsorbierenden Materialien (Tone, Ionentauscher) ist H^+ locker gebunden. In chemisch anderer Umgebung ist H^+ nicht stabil und reagiert schnell mit der Matrix. Als isoliertes Ion zeigt es eine hohe Diffusivität, da es als nacktes Proton (H^+) extrem klein ist.
Atomarer Wasserstoffatome (nur in statu nascendi) reagieren sehr schnell zu Elementverbindungen (H_2) oder oxidieren zu Wasser (H_2O). In diesen Speziationen ist Wasserstoff nur locker in der Matrix gebunden. Auch andere kovalente Verbindungen, wie NH_3 (Ammoniak) sind leicht flüchtig. [2]

Der meiste Wasserstoff ist auf der Erde als Wassermolekül gebunden. In dieser Speziation ist er nur in Form von Kristallwasser stärker fixiert. In der Biosphäre tritt Wasserstoff in organischen Verbindungen auf. Auch hier ist er sehr unterschiedlich stark gebunden [3].

- Locker im Molekül gebundene Speziationen: R-N-H, R-S-H
- Fest im Molekül gebundene Speziationen: R-C-H

R = organischer Rest, N = Stickstoff, S = Schwefel, C = Kohlenstoff

Negative Wasserstoffionen (H^-) bilden Hydride, die meist Salz- oder Metallgittern ausbilden (z.B. LiT). Hier ist der Wasserstoff relativ fest in der Matrix gebunden – in Abhängigkeit vom äußeren Druck [4].

3. Die Isotopie des Wasserstoffs

Charakteristisch für das Element Wasserstoff ist die große Massendifferenz zwischen seinen Isotopen. Das dadurch bedingte unterschiedliche Verhalten der Isotope kann nicht vernachlässigt werden und führt dazu, dass jedes Isotop als ein eigenes Element betrachtet wird und einen eigenen Namen hat (Abb 1.).

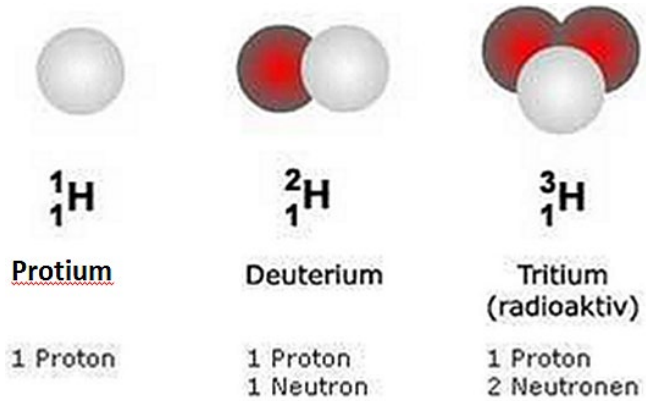


Abb. 1: Isotope des Wasserstoffs und ihre Bezeichnungen [5]

Wegen der großen Massenunterschiede treten auch große Isotopieeffekte auf [6]. Die Potentialenergien der Verbindungen mit unterschiedlichen Wasserstoffisotopen sind stark unterschiedlich, die Aktivierungsenergie für chemische Reaktionen (als Funktion des Potentials des Übergangszustandes) deshalb auch (Abb. 2). Das schwere H-3 (Tritium, T) zeigt in allen Verbindungen eine niedrigere Potentialenergie als die anderen Wasserstoffisotope. Es reichert sich deshalb bei chemischen Reaktionen gegenüber den anderen Wasserstoffisotopen in den höher geordneten Phasen an (in der Flüssigkeit, im Feststoff) (Tab. 1) [7], [8].

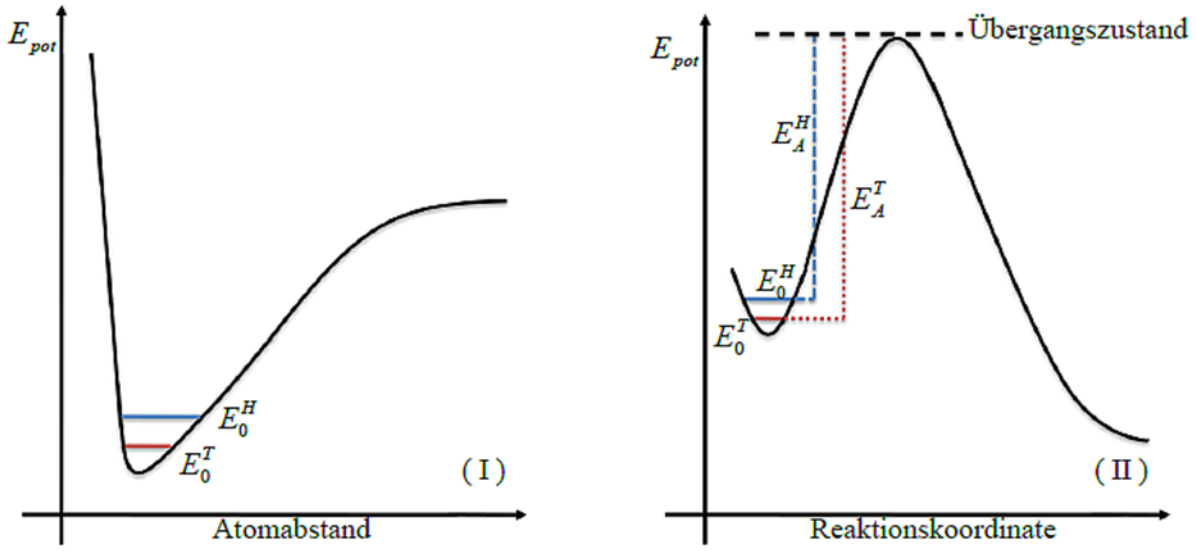


Abb. 2: Schema der Potential- und Aktivierungsenergie verschiedener Wasserstoffisotope [9]

Tab.1: Physikalische Eigenschaften von Wasser und ihre Abhängigkeit vom Wasserstoff Isotop [7]

Temperatur T [°C]	Charakteristische Eigenschaft
0	Schmelzpunkt H_2O
3,8	Schmelzpunkt D_2O
3,98	Dichtemaximum H_2O
4,49	Schmelzpunkt T_2O
11,2	Dichtemaximum D_2O
13,4	Dichtemaximum T_2O
100,00	Siedepunkt H_2O
101,42	Siedepunkt D_2O

Deshalb verbleibt Tritium z.B. bei der Destillation verstärkt im Sumpf (Abb. 3) [10].

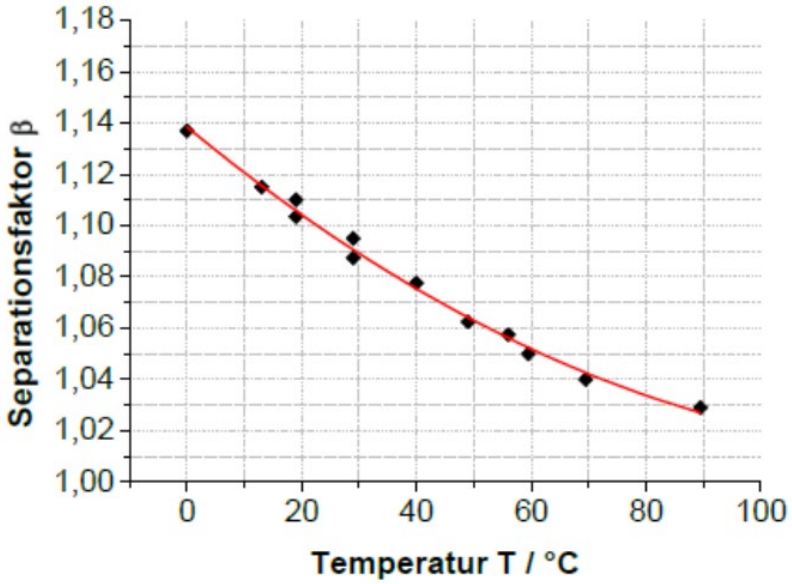


Abb. 3: Differentielle Verarmung des Destillates an H-3 als f (T) [9]

Dabei ist [9]:

$$\beta = (T/H)_{fl.} / (T/H)_{gasf.} \quad (1)$$

Mit:
β = Separationsfaktor
T = Anteil T in der jeweiligen Phase
H = Anteil H in der jeweiligen Phase
fl. = flüssige Phase
gasf. = gasförmige Phase

Bei der elektrolytischen Zersetzung von Wasser bei niedrigen Temperaturen verbleibt H-3im Elektrolyse Rückstand [11] [12].
Der Isotopieeffekt bei allen chemischen Reaktionen und elektrochemischen Prozessen erlaubt keine Isotopenverdünnung durch die stabilen Isotope Wasserstoffs oder Deuterium. Zudem zeigt Tritium Isotopenaustausch mit anderen Wasserstoffisotopen in Abhängigkeit von Speziation und Temperatur [13].

4. Die Radioaktivität des Tritiums (H-3)

Das schwerste Isotop des Wasserstoffs, Tritium (H-3, T), ist nicht stabil, also radioaktiv. Es zerfällt unter Emission niederenergetischer β-Strahlung zu He-3 [14] [15].

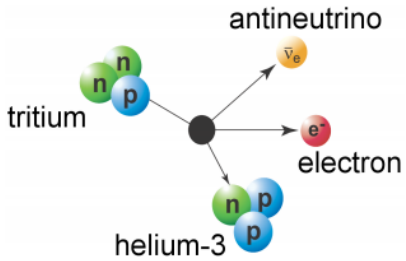


Abb. 4: β-Zerfall von Tritium [15]

Tritium entsteht durch Neutronenaktivierung (Gl. 2) [16] ganz natürlich in der oberen Atmosphäre (Stratosphäre), zu 99,6 % aus Stickstoff [4].

$^{14}N + n \rightarrow {}^{3}H + {}^{12}C$ Wasserstoff in statu nascendi – hoch reaktiv (2)

$^{3}H + {}^{1}H \rightarrow HT$ (3)

Das aus dem N-14 gebildete, atomare H-3 (T, in statu nascendi) reagiert sofort weiter zu HT oder T_2 (Gl. 3). HT wird in der Troposphäre schnell zu HTO oxidiert (Photoreaktion) und wird dann mit dem Regen ausgewaschen (Gl. 3). Es sammelt ich in Oberflächenwässern (Abb. 5) und auch Grundwässern. Im Gleichgewicht beträgt das Verhältnis T : H = 1 : 1E+18. Vom H-3 befinden sich 99 % in den Ozeanen (3,5 kg). [17] [18]

Abb. 5: Oberflächenwasser zur Beprobung für die Umgebungsüberwachung KIT

Im natürlichen Gleichgewicht beträgt die Aktivität in terrestrischen Wässern 0,6 – 1,2 Bq/L [4]. Alte Tiefenwässer haben nach Abklingen der H-3 Aktivität ($t_{1/2}$ = 12,32 a [14]) Gehalte von nur noch < 0,002 Bq/L (Nullwasser) [19].
Teile des Tritiums werden in der Biosphäre gebunden. Dabei sind 30 % locker im Molekül gebunden und gehören zum leicht austauschbaren OBT (organical bound Tritium), 70 % sind fest im Molekül gebundene Speziationen [20].
Künstlich wird H-3 in Kernreaktoren erzeugt (Gl. 4 – 7): im Reaktor z.B. in den Zirkonlegierungen der Brennstabhüllen oder den Steuerstäben [21] und im biologischen Schild.
Als Bildungsreaktion (Gl. 4 – 8) kommen folgende Vorgänge in Frage [4] [22] :

$^{2}H + n \rightarrow {}^{3}H + \gamma$ (4)
$^{3}He + n \rightarrow {}^{3}H + p^{+}$ (5)
$^{6}Li + n \rightarrow {}^{3}H + \alpha$ (6)
$^{7}Li + n \rightarrow {}^{4}He + {}^{1}H + n$ (7)
$^{10}Be + n \rightarrow {}^{3}H + 2\,\alpha$ (8)

In Graphit moderierten Reaktoren findet sich Li (Lithium) als Verunreinigung im Graphit [4], Be (Beryllium) findet sich in den Steuerstäben. Im Bioschild-Beton findet sich Li häufig als Verunreinigung. Auf Grund seines größeren Wirkungsquerschnitts und seiner größeren Häufigkeit als die anderen Ausgangselemente, ist es dort die Hauptquelle für H-3 [23].
Im biologischen Schild nimmt in der Regel die H-3 Konzentration auf Grund des abnehmenden Neutronenflusses mit dem Abstand vom Kern ab. Bei einigen Reaktoren allerdings steigt die H-3 Konzentration nach außen hin wieder an, vermutlich auf Grund von Neutronen-Reflexion an der äußeren Grenzfläche des biologischen Schildes (Abb.6). [24]

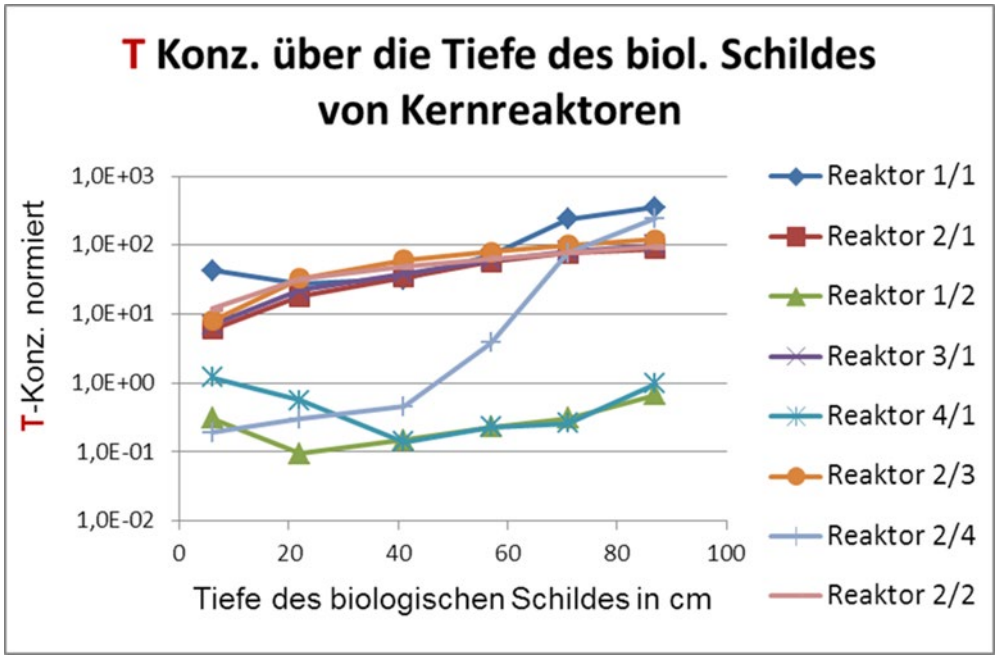


Abb. 6: Tiefenverteilung von H-3 im biologischen Schild verschiedener Kernreaktoren

5. Verwendung von Tritium (H-3)

5.1 Altersbestimmung

Natürlich gebildetes Tritium befindet sich in der Hydrosphäre der Erde im Gleichgewicht. Wird H-3 in geschlossenen Systemen isoliert (Gesteine, Grundwasser Aquifere, organische Verbindungen zum Zeitpunkt des Endes des Stoffwechsels bzw. der Verwesung), ändert sich die Konzentration nur noch entsprechend dem radioaktiven Zerfall. Der Zeitpunkt der Fixierung kann dadurch bestimmt werden (Archäometrie).
In den 50iger Jahren des letzten Jahrhundert erhöhte sich die Tritium-Konzentration in der Atmosphäre durch die Wasserstoffbomben-Tests um bis zu einem Faktor 100 [4], um dann wieder kontinuierlich auf das natürliche Niveau abzusinken. Der Zeitpunkt des Eintrages in ein System, z.B. die Aquifere, kann durch diese zeitabhängigen Konzentration bestimmt werden [18].

5.2 Leuchtfarben

Die radioaktive Strahlung des H-3 regt lumineszierende Moleküle zur Emission von Fluoreszenz-Strahlung an. Bei der Mischung von H-3 mit fluoreszierenden Molekülen entstehen dadurch selbstleuchtende Farben. Diese können für Anzeigen im militärischen und z.B. im Flugzeugbereich eingesetzt werden. Auch Uhren können H-3 haltige Zifferblatt-Anstriche besitzen. Gaslichtquellen (Abb. 7) werden mit H-3 Gas befüllt und die umhüllende Glasröhre mit fluoreszierenden Farbstoffen innenbeschichtet, sie leuchten ohne β-Strahlung nach außen zu emittieren. Die niederenergetische β-Strahlung des H-3 kann dabei leicht durch Glas oder auch Luft (> 1 cm Schichtdicke) abgeschirmt werden. [25]

Abb. 7: H-3 Gaslichtquelle [14]

5.3 Fusionsreaktoren

Analog zu Prozessen in unserer Sonne kann durch Reaktion von H-3 und H-2 bei hoher Temperatur (100 Mio K) und unter hohem Druck Energie erzeugt werden.
Folgende Reaktionen(Gl. 9 - 14) laufen dabei ab [22]:

$^{2}H + ^{3}H \rightarrow ^{4}He$ (3,5 MeV) + n (14,1 MeV) (9)
$^{2}H + ^{2}H \rightarrow ^{3}H$ (1,01 MeV) + p^{+} (3,02 MeV) (10)
$^{2}H + ^{2}H \rightarrow ^{3}He$ (0,82 MeV) + n (2,45 MeV) (11)
$^{3}H + ^{3}H \rightarrow ^{4}He$ + 2 n + 11,3 MeV (12)
$^{3}He + ^{3}H \rightarrow ^{4}He + p^{+}$ + n +12,1 MeV (13)
$^{3}He + ^{3}H \rightarrow ^{4}He$ (4,8 MeV) + ^{2}H (9,5 MeV) (14)

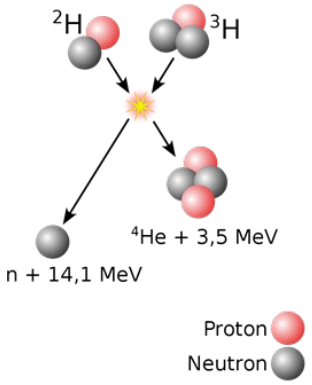


Abb. 8: Die Fusion von H-2 mit H-3 führt zum höchsten Energieertrag [18]

Diese energiepositiven Reaktionen (Abb. 8) will man sich in Fusionsreaktoren zur Energiegewinnung zu Nutze machen.

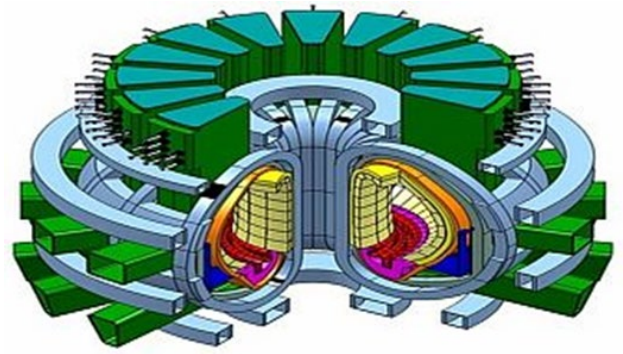


Abb. 9: Designerstudio DEMO Fusionseaktor [26]

Fusionsreaktoren (Abb. 9) sind weltweit in der Entwicklung, weil sie im Gegensatz zu Kernreaktoren nicht kritisch werden können und auch keine langlebigen radioaktiven Reststoffe entstehen. Sie wären Grundlast fähig, haben aber nur eine Verfügbarkeit von ca. 75 %. Einige Bauteile (Blanket, Diverter) sind stark durch Verschleiß betroffen. Durch den komplexen Aufbau eines Fusions-Reaktors ist der Austausch deutlich aufwändiger als bei Kernreaktoren.
Die Herausforderung bei der Entwicklung ist z.B. der Einschluss des Hochtemperatur-Plasmas mit 150 Mio. K über ausreichend große Zeitspannen. Dies wird durch Magnetfelder erzielt, z.B. im Tokamak Aufbau. Die Zündenergie wird durch Gyrotrons erzeugt.
Die für einen Fusionsreaktor wie den ITER benötigte Ausgangsmenge an H-3 ist extrem hoch (1 kg). Deshalb geht die aktuelle Forschung jetzt in Richtung kleinerer Einheiten. Diese könnten auch schon im Projekt DEMO eine Rolle spielen.
Bei der Fusion entsteht He, dass aus dem Reaktorgas entfernt werden muss. Die Prozessführung ist eine große Herausforderung. Im Projekt DEMO soll ein geschlossener Kreislauf des H-3 realisiert werden. [27] [28] Der Brennstoff (H-3) soll durch Erbrüten im Blankett (z.B. Ti-Beryllide) kontinuierlich nachgeliefert werden. Die Blankett Forschung ist weiterhin ein vielfältiges Aufgabengebiet. [29]

5.4 Wasserstoffbomben

Der Prozess der Energiegewinnung durch Fusion in einem H-3/H-2 Plasma kann aber auch zur Produktion von Wasserstoffbomben verwendet werden.
Hier wird die Temperatur und der Druck z.B. durch Atomsprengsätze (Spaltbomben) aufgebaut (mit dabei entstehender Röntgenstrahlung) [30]. Das H-3 wird in der Bombe selber aus z.B. LiD erzeugt [18].

5.5 Markierung organischer Moleküle

Durch Einbau von H-3 an der Wasserstoffposition organischer Moleküle können die Synthese, die Reaktionsmechanismen und die Struktur organischer Verbindungen untersucht werden. Die Analyse erfolgt dann an Dünnschichtpräparaten mit Szintillationsmessung oder an Molekül-Bruchstücken mittels Massenspekrometrie. [3]

5.6 Autoradiographie

Bei der Radiographie mit H-3 erfolgt eine Kopplung von H-3 an Marker, die an bestimmte Moleküle biologischer Materie ankoppeln, z.B. Enzyme. Dadurch wird eine Lokalisierung dieser Moleküle möglich. Diese Methode ist auch z.B. zur Untersuchung von organischen Farben (Gemälde alter Meister) geeignet. [31]

6. Störende Eigenschaften von Tritiums (H-3)

6.1 Leuchtfarben

Bei der Herstellung und Entsorgung von H-3 getriebenen Leuchtmitteln ist eine Freisetzung von H-3 nur schwer zu vermeiden. Dadurch entstehen Gesundheitsgefahren.

6.2 Kerntechnik

Beim Betrieb von Kernreaktoren wird H-3 in verschiedenen Bauteilen des Reaktors durch Neutronenaktivierung gebildet. Das H-3 (T) Atom befindet sich zunächst an der Position und in der Speziation des Mutternuklids (T^+, T, T^-). Ist diese Position energetisch stabil, ist das H-3 schwerflüchtig, z.B. als BT, LiT [4]. Ist das H-3 nicht stabil im Gitter fixiert wird es schnell z.B. auf Zwischengitterpositionen verdrängt (Abb.10).

H-3, das im Feststoff mobile ist, kann eigene Phasen bilden – Tritium Blasen (Abb. 11). Dieses Gas lässt sich bei mechanischer Verletzung der Einschlüsse oder unter thermischem Einfluss (z.B. Ausheizen bei 1000 °C) leicht freisetzen. Bei der Tritium Erbrütung im Blankett von Fusionsreaktoren wird diese Anreicherung und Rückgewinnung angestrebt [29]. Beim Rückbau kerntechnischer Anlagen ist die inhomogene Verteilung des H-3 eher ein Störfaktor, da keine Korrelation zwischen H-3 Konzentration und Neutronenfluss aufgestellt werden kann und unerwartet Freisetzungen auftreten können.

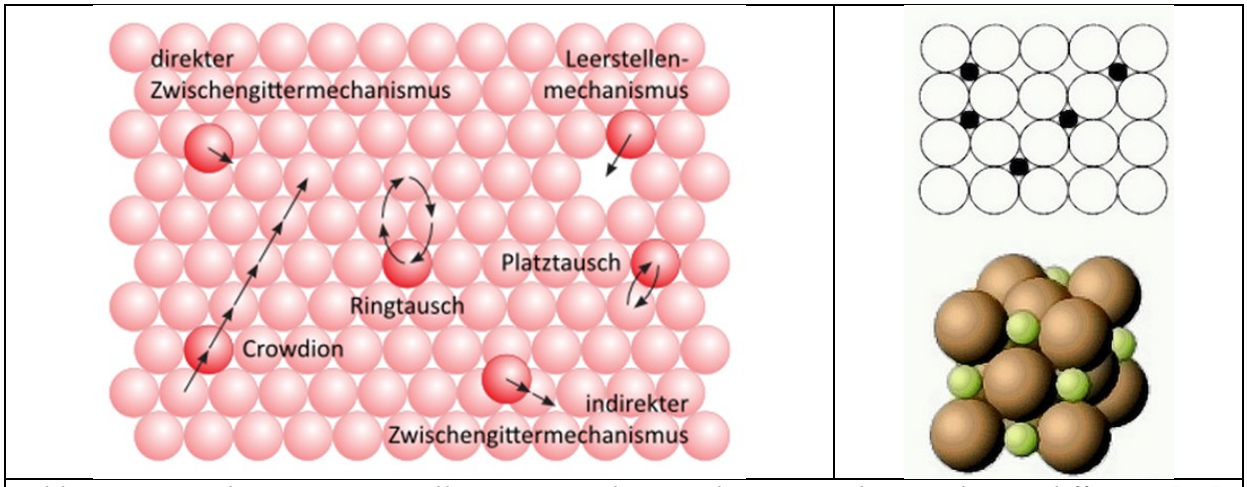


Abb. 10: Fremdionen in Kristallgittern. Links: Mechanismen der Festkörperdiffusion [32], rechts: Einlagerungsmischkristall [33]

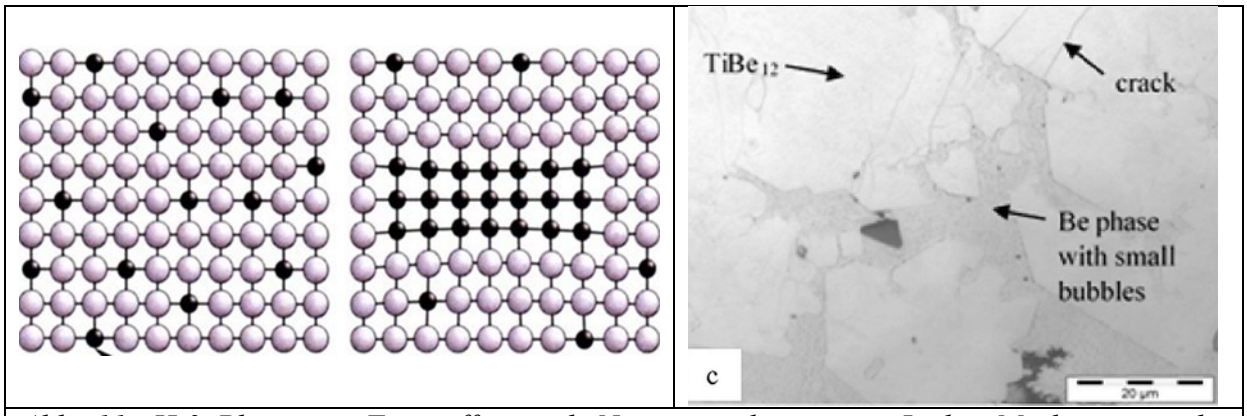


Abb. 11: H-3 Phasen in Feststoffen nach Neutronenaktivierung. Links: Mechanismen der Festkörperdiffusion [34], rechts: H-3 Blasen im Blanket von Fusionsreaktoren [29]

Leicht bewegliche Speziationen (T, T^+), die nach der Aktivierung an die Oberfläche von Strukturmaterialien oder in Risse gelangen (durch Festkörper-Diffusion oder Grenzflächen-Transport) werden schon bei Raumtemperatur schnell freigesetzt. Sie reagieren z.B. zu HT (Wasserstoffgas), HTO (Wasser) oder erleiden einen Isotopenaustausch mit dem in der Umgebung im Überschuss vorhandenem H-1. H-3 verteilt sich dann schnell als Kontaminationsnuklid (Abb.12).

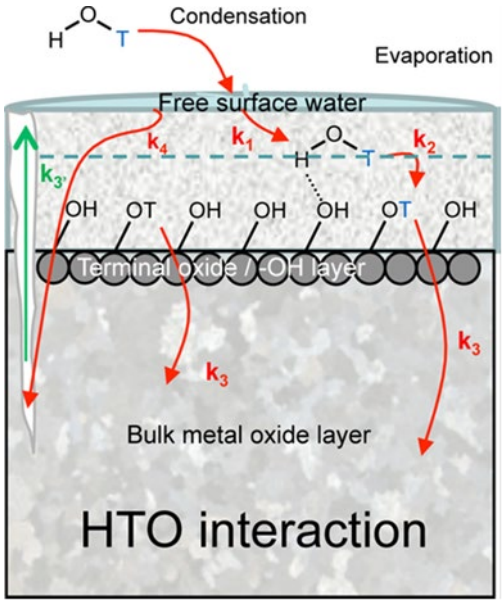


Abb. 12:Beispiel für H-3 Reaktionen an der Grenzfläche (hier: Metall) [35]

6.3 Strahlenschutz

Auf Grund der niederenergetischen β- Strahlung kann H-3 nicht durch Dosisleistungs-Messung detektiert werden. Eine Analyse niedriger Aktivitätskonzentrationen geht nur nach Probenahme (Anreicherung in NaOH, oder mit Styroporwischtesten) und LSC Messung
Wegen der hohen Beweglichkeit flüchtiger Tritium-Verbindungen, der hohen Reaktivität und dem Isotopenaustausch, kann H-3 nicht an einen Nuklidvektor angeschlossen werden. Die Analyse muss immer nuklidspezifisch erfolgen.

6.4 Entsorgung

H-3 in flüchtiger Form (HTO, HT, R-C-H in flüchtigen organischen Verbindungen) kann beim Rückbau und bei der Verarbeitung radioaktiver Reststoffe nicht dauerhaft zurückgehalten werden:

- Werden wässrige Abfälle eingedampft, geht das H-3 ins Destillat
- Werden wässrige Lösungen im Wirbelschichttrockner eingetrocknet, geht Tritium in die Dampfphase
- Werden brennbare Abfälle verbrannt geht Tritium aus organischen Verbindungen (OBT) und Feuchte (HTO) in die Gasphase. Es wird zwar in z.B. alkalischen Wäschern zurückgehalten, aber bei der Weiterverarbeitung der Wäscherwässer wieder freigesetzt. Damit verteilt sich das H-3 bei der Verbrennung über die gesamte Anlage, und wird gasförmig an die Atmosphäre abgegeben. H-3 in fest gebundener Form (Feststoff, thermisch resistentes OBT) kann es erst bei höheren Temperaturen, durch Iostopenaustausch oder durch lange Lagerung freigesetzt werden. Im Endeffekt verbleibt es in der Asche und wird für ein Endlager konditioniert (Abb. 13). [36]
- Werden nicht brennbare Reststoffe direkt konditioniert, diffundiert das H-3 gegebenenfalls mit der Zeit nach außen (s. Kap. 6.2)

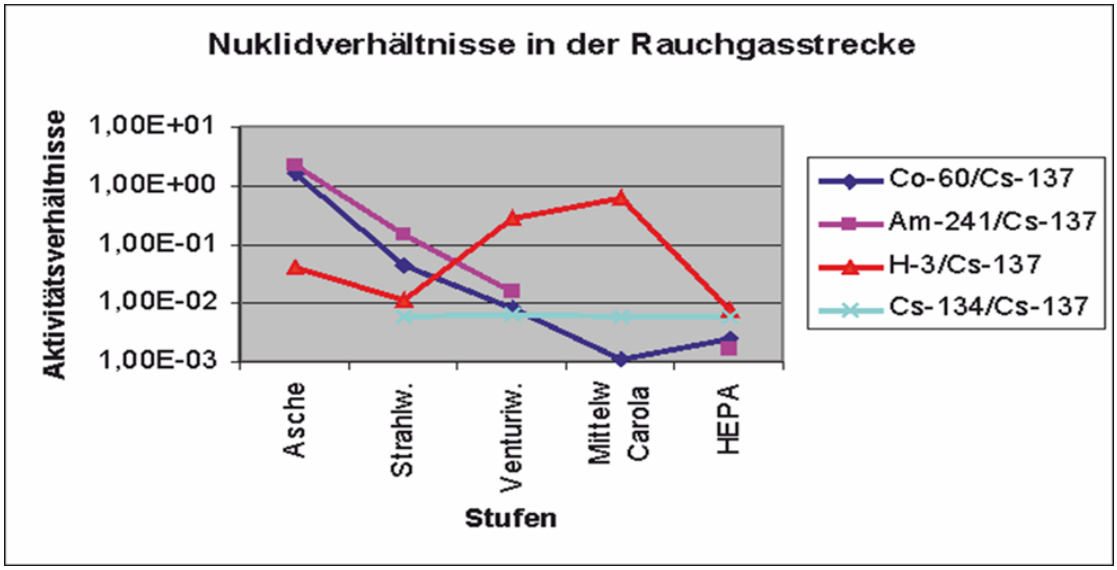


Abb. 13: Verteilung von H-3 in den Komponenten einer Verbrennungsanlage für radioaktive Reststoffe [36]

Deshalb kann die Abgabe von Tritium in die Umwelt bei der Reststoffverarbeitung nur über die Aktivitätsmenge im Eintrag kontrolliert werden.

6.5 Endlagerung

Für Endlagergebinde sind nach den Annahmebedingungen von Konrad nur HT, HTO oder unspezifiziertes T vorgesehen. Letzteres mit den geringsten Mengen. Damit kann ein Abgeber auch fixiertes H-3 nur in geringen Mengen an ein Endlager abgeben. Die Endlager-Kategorie für H-3 haltige Abfälle ist hoch.
Insgesamt dürfen z.B. im Endlager Konrad nur 1,7 kg H-3 (6 E+17 Bq) eingelagert werden. Im Hinblick auf z.B. Fusionsreaktoren (Kap. 5.3) ist das nicht viel.[37]

7. Messung von Tritium (H-3)

7.1 Hohe Aktivitätskonzentrationen

7.1.1 Konventionelle Analytik

<u>Kalorimetrie:</u>
Bei der Kalorimetrie (Abb. 14) wird die Wärmetönung in einem Medium gemessen, dass sich durch die kinetische Energie der beim H-3 Zerfall entstehenden β-Teilchen aufheizt. Beim H-3 Zerfall enstehen aus 3,557 E+14 Bq = 1 g H-3 = 324 mW Zerfallswärme. [17]

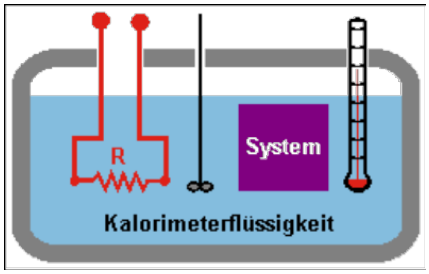


Abb. 14: Prinzipskizze eines Kalorimeters [17]

Raman Spektrometrie:
Mit Hilfe der Laser-Raman Spektrometrie können alle Wasserstoff-Isotope bestimmt werden (Abb. 15). Bei diesem Verfahren wird die Molekül-charakteristische Streuung (z.B. Rotations- oder Schwingungswechselwirkung) einer monochromatischen Laserstrahlung registriert. [38] [39]

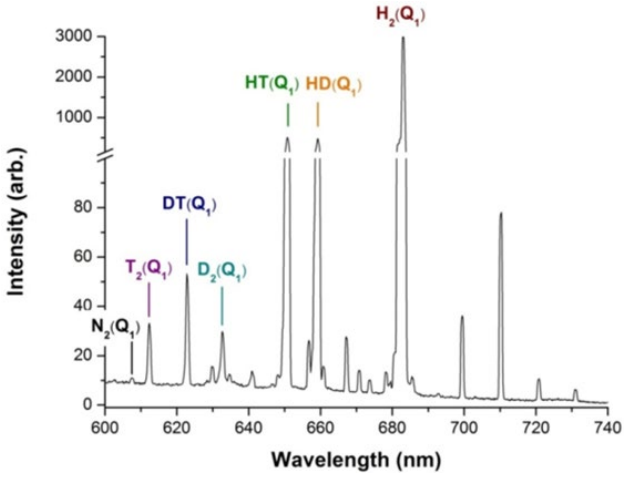


Abb. 15: Raman Spektrum von Wasserstoffgas in verschiedenen Isotopenverbindungen [17]

Chromatographie:
Speziell die Verdrängungs-Gaschromatographie eignet sich für die Isotopentrennung und Detektion von Wasserstoffisotopen in Wasserstoffgas. Hierbei wird die unterschiedliche potentielle Energie der Isotope (Isotopie Effekt, Kap. 3) ausgenützt. Gasmoleküle aus der mobilen Phase werden beim Durchströmen einer Chromatographie-Säule an einer stationären Phase gebunden. Die Bindungsstärke der in der mobilen Phase vorhandenen Wasserstoffmoleküle an der stationären Phase ist für die verschiedenen Isotope unterschiedlich stark. Gleichzeitig wird an der stationären Phase ein katalytischer Isotopenaustausch bewirkt. Dadurch werden die Isotope in Fraktionen aus monoisotopischen Wasserstoff Molekülen aufgespalten (Abb. 16). [40]

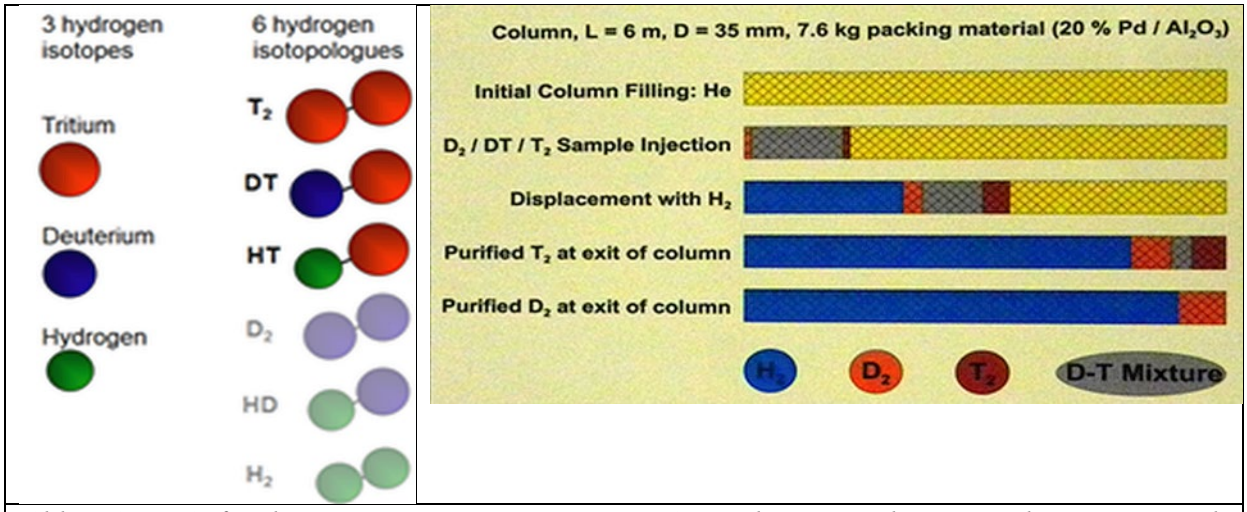


Abb. 16: Aufspaltung von einem H-D-T Gemisch in isobare Fraktionen mittels Verdrängungschromatographie [17]

Massenspektrometrie:
Bei der Massenspektrometrie werden die ionisierten Wasserstoffatome in einem Magnetfeld entsprechend ihrer Masse unterschiedlich stark abgelenkt, D.h. es kommt auch der Isotopie-Effekt zum Tragen. Beispiel für die Isotopenbestimmung mit Massenspektrometrie ist ein Gasionen-Massenspektrometer mit Sektorfeld Magnet und Farraday-Cup Array. [41] [42]

7.1.2 Kernstrahlungsmesstechnik

Proportionalzählung:
Bei dieser Methode wird in einer Ionisationskammer (Abb. 17) ein Zählgas durch die beim H-3 Zerfall entstehende β-Strahlung ionisiert und die Elektronen im Hochspannungsfeld abgesaugt.

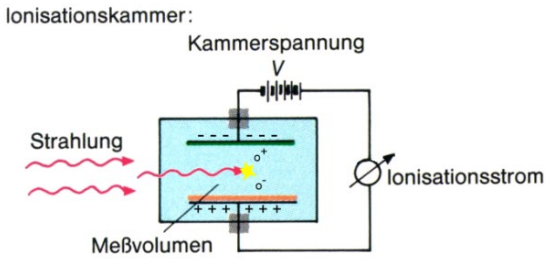


Abb. 17: Prinzipskizze einer Ionisationskammer für die Detektion von H-3 [17]
Das Verfahren ist nicht nuklidselektiv, d.h andere leichtflüchtige Isotope (z.B. C-14) stören die Analyse [4].

7.2 Niedrige Aktivitätskonzentrationen

Flüssigszintillationsspektrometrie (LSC):
Bei geringen H-3 Aktivitätskonzentrationen ist die Flüssigszintillationsmessung die Methode der Wahl [43].
Bei der Flüssigszintillationsspektrometrie wir die Probe mit einem sogenannten „Cocktail vermischt, oder überschichtet. Die beim H-3 Zerfall entstehende β-Strahlung regt lumineszierende Moleküle im Cocktail an. Die resultierende Photonenstrahlung kann mit Photomultipliern gemessen werden [44].
Die Flüssigszintillationsspektrometrie ist bei dem extrem niederenergetischen β-Strahler H-3 (E_{max} = 18,56 keV, [14]) aber nicht so effektiv wie bei anderen β-Strahlern. Auf Grund der Ansprechwahrscheinlichkeit der Photomultiplier wird der niederenergetische Teil des β-Kontinuums im Spektrometer nicht erfasst (Abb. 35). Besonders bei durch Störkomonenten stark gequentschten Proben führt das zu Einbußen in der Effizienz (Abb. 18 und Abb. 19) und damit zu einer Erhöhung der NWG bei der Messung.

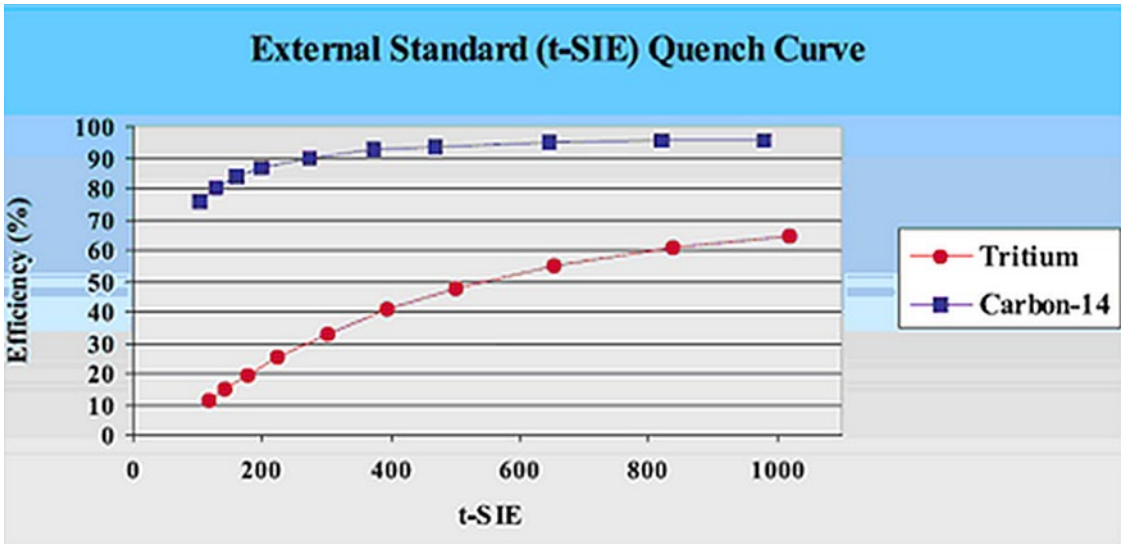


Abb. 18: LSC Quenchkurve von H-3 und C-14 [45]

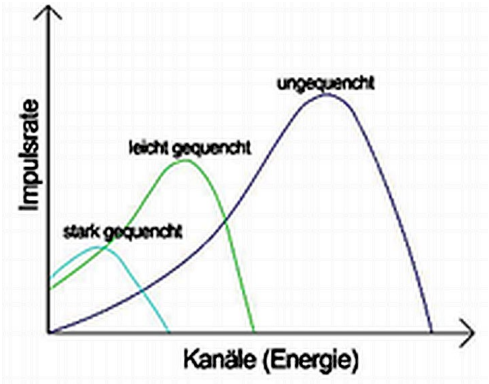


Abb. 19: Auswirkung von Störkomponenten (Quench) auf ein Signal LSC Spektrum [46]

Deshalb müssen H-3 Proben oft vor der Messung gereinigt werden, d.h. von Matrixkomponenten und Störnukliden getrennt werden, um den Quench und den Untergrund zu erniedrigen. Auch Chemolumineszenz ist ein Störfaktor.

8. Tritium (H-3) Analytik

Wegen den vielen Speziationen, in denen Tritium auftreten kann, und wegen des Isotopie-Effektes muss sowohl die Probennahme, als auch die Probenvorbereitung unter Einhaltung bestimmter Randbedingungen erfolgen.

8.1 Probenahme

Bei der Probenahme müssen Verfahren verwendet werden, bei denen das Probenmaterial nicht erhitzt wird. Sonst wird das flüchtige oder austauschbare Proben H-3 schon vor der Analyse ausgetrieben. Die Probenahme zeigt die größte Unsicherheit im gesamten analytischen Verfahren (Abb. 20) [47].

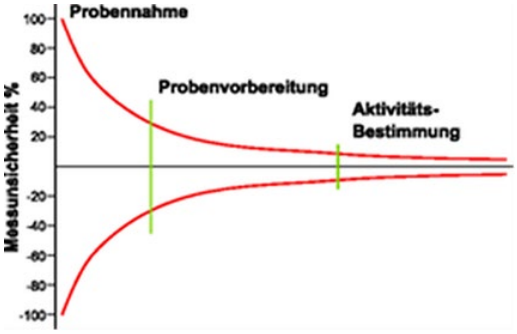


Abb. 20: Größe der Vefahrensunsicherheit bei den verschiedenen Schritten einer Analyse [47]

8.1.1 Gasförmige Proben

H-3 haltige Gase können für die Probenahme ausgefroren werden. Das ist praktikabel für HTO Dampf und gasförmige OBT. Die Selektivität hängt von den Gefrierpunkten der Verbindungen und dem verwendeten Kühlmitteln ab. Bei diesem Verfahren findet eine Anreicherung statt, so dass anschließend ggf. eine Direktmessung erfolgen kann (s. Kap. 7.2 und 8.2.2). Meistens aber werden H-3 haltige Gas zunächst katalytisch aufoxidiert und dann als HTO an einem Molsieb adsorbiert, auch ausgefroren (kondensiert) oder in NaOH absorbiert (Abb. 21).

Abb. 21: Probenahme von gasförmigem HTO. Von links nach rechts: Adsorption an Molekularsieb, Ausfrieren, Absorption in Natronlauge

8.1.2 Wasser (HTO)-haltige Proben

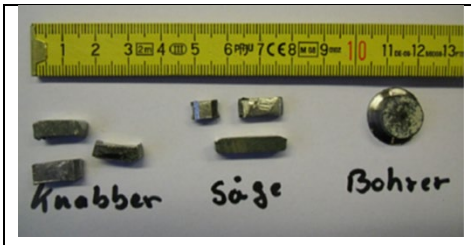
Feuchte Materialien müssen gasdicht verpackt werden, damit keine Verdunstung von Tritium haltigen Verbindungen und kein Isotopenaustausch mit der Umgebung erfolgen kann (Abb. 22) [13] [48].

Abb. 22: Gefahr des Verlustes von HTO durch Verdunstung und Isotopenaustausch mit der Umgebungsluft, Beispiel Wischtest

Flüssigkeiten müssen ohne freies Gasvolumen abgefüllt werden, um Isotopenaustausch zu verhindern, und nicht angesäuert werden, um Austreibung von z.B. $HTCO_3$ zu vermeiden.

8.1.3 Feststoffe

Eine Bestimmung von H-3 in Feststoffen sollte möglichst an größeren Stücken erfolgen, um vorzeitige H-3 Verluste zu vermeiden (Kap. 6). Es darf keine Zerkleinerung des Materials erfolgen, da sonst Poren und Wegsamkeiten geöffnet werden. Je nach Probenahmegerät und damit verbundener Erwärmung bei der Probenahme wurden bei Analysen von Proben eines gleichförmig aktivierten Metallblechs (Liner) unterschiedliche H-3 „Gehalte“ analysiert (Abb. 23). [48]



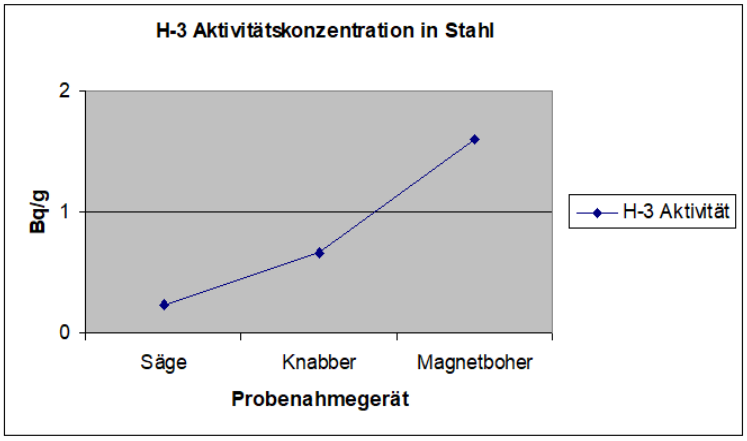


Abb. 23: Abhängigkeit des in der Probe vorhandenen H-3 Gehaltes vom Probenahmewerkzeug [48]

Eine Analyse muss immer möglichst zeitnah nach der Probenahme erfolgen, damit H-3 nicht durch Diffusion entweicht. Davon sind natürlich poröse Materialien besonders betroffen. In Abb. 24 ist z.B. der H-3 Verlust während der Lagerung von Rückbau-Material aus einem biologischen Schild (Betonschutt) dargestellt.

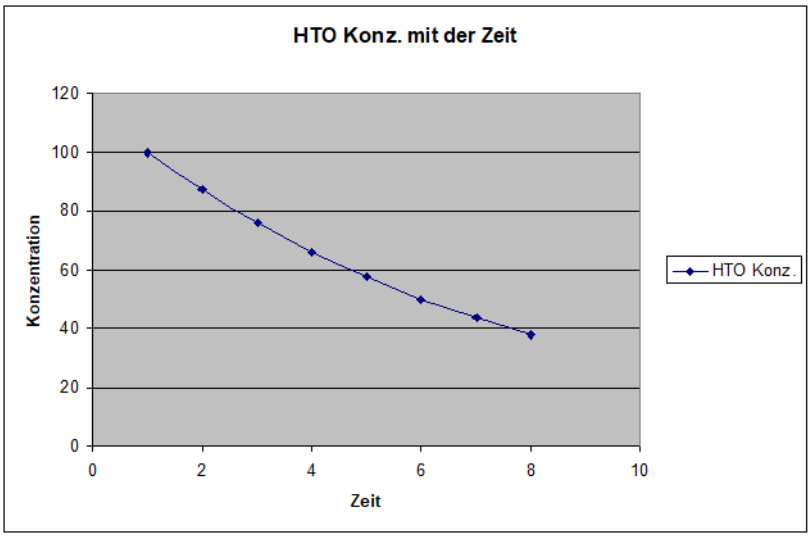


Abb. 24: Verlust von H-3 aus Betonschutt während der Lagerung [49]

Aber auch in kompakten Medien kann die Diffusion von H-3 nachgewiesen werden (Abb.25)

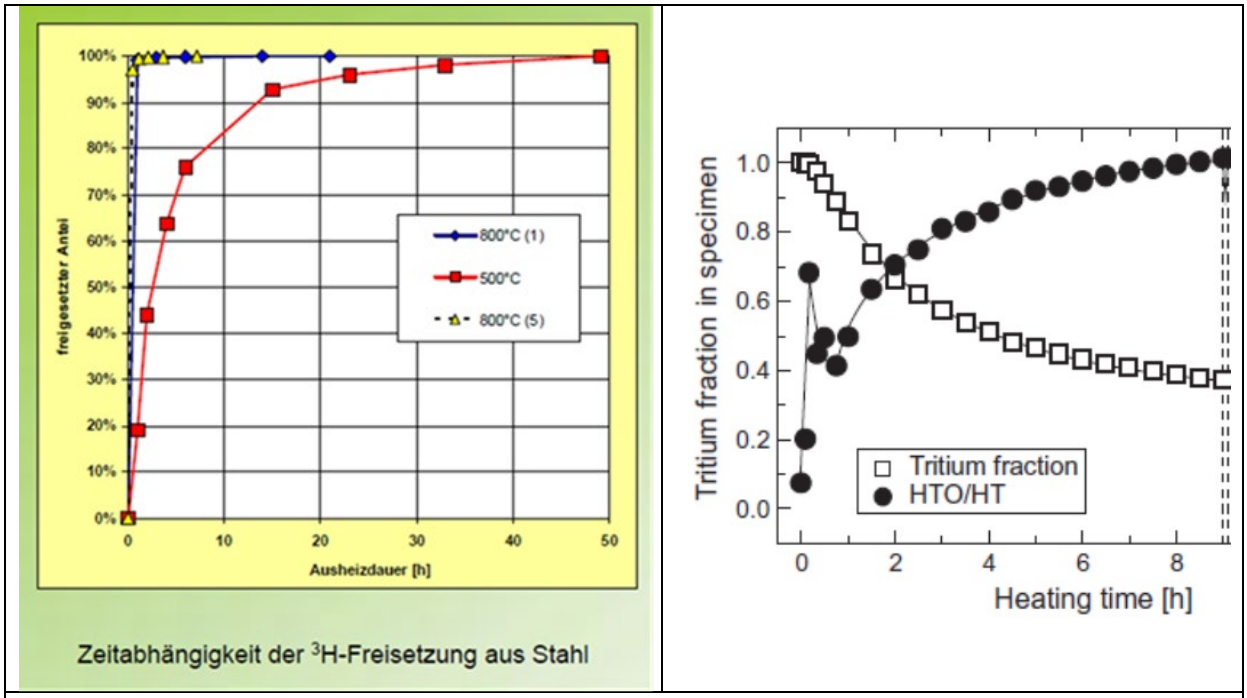


Abb. 25: Freisetzung von H-3 aus aktiviertem Stahl durch Diffusion in Abhängigkeit von der Zeit. Links: [50], rechts: bei 573 K [51]

8.2 Probenvorbereitung

Bei der Probernvorbereitung werden Störkomponenten abgetrennt. Bei H-3 ist dabei eine Aufkonzentrierung immer mit höherem Aufwand verbunden.

8.2.1 Gasförmige Proben

Gasförmige Proben können nur bei sehr hohen Konzentrationen direkt gemessen werden (Ionisationszähler, Chromatographie) (s. Kap. 7.1). Bei niedrigeren Konzentrationen müssen sie schon bei der Probenahme in eine flüssige Form überführt werden (s. Kap. 8.1.1).

8.2.2 Flüssige Proben

Flüssige Proben können oft nach Mischen mit einem geeigneten Szintillationscocktail direkt ohne eine Probenvorbereitung in einem Flüssigszintillationsspektrometer gemessen werden (Kap. 7.2, Abb. 26).

Abb. 26: LSC Vials mit Flüssigproben

Bei höheren Matrix-Konzentrationen (Störkomponenten), die einen unakzeptablen Quench hervorrufen, oder wenn im Spektrum interferierende Störnuklide vorliegen, muss eine Probenvorbehandlung erfolgen.
Bei höheren H-3 Konzentrationen (> 100 Bq/Probe) kann zur Probenvorbereitung für fast alle Materialien die Methode der Verbrennung in einem Oxidizer (Kap. 8.2.3) angewandt werden. Das hat den Vorteil, dass alle H-3 Speziationen in HTO umgewandelt und in eine Wasserphase überführt werden und damit der Bestimmung zugänglich sind.
Bei Low-Level Analysen ist der Aufwand höher, und die Verfahren stärker Matrix abhängig.

<u>Wässrige Proben:</u>
Bei der Analyse gasförmiger H-3 Spezies liegt das HTO nach der Beprobung z.B. an Molekularsieb gebunden vor (s. Kap. 8.1.1). Durch Isotopenaustausch (HTO / H_2O Austausch) wird es in eine wässrige Phase überführt und dann im LSC gemessen. [52]. Diese wässrige Phase kann genauso wie in NaOH absorbiertes oder nach dem Einfrieren aufgetautes HTO direkt mit Szintillationscocktail gemischt und im LSC gemessen werden.

Für wässrige, anorganische Lösungen gilt (Abb. 27):

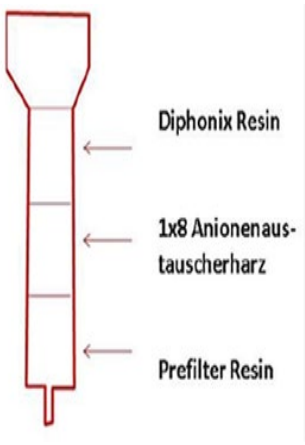
- Lösungen mit Farbquench können ggf. durch Red-Ox Reaktionen entfärbt werden (z.B. Fe-III → Fe-II, Abb. 27) [53].
- Suspensionen oder stark salzhaltige Lösungen werden am besten durch Destillation gereinigt (Abb. 28).

Abb. 27: Störende Matrix bei LSC Messungen. Links: Farbquench durch farbige Lösung, recht: physikalischer Quench durch Schwebstoffe

Abb. 28: Destillation von H-3 haltigen flüssigen Proben

Bei der Destillation muss mit Isotopie-Effekten gerechnet werden. H-3 reichert sich im Sumpf (Rückstand nach der Destillation) an. Bei der Aufreinigung nach klassischen Vorschriften (z.B. KIT-SUM: 30 – 50 % der Vorlage werden destilliert) wird das Destillat um 2 % an H-3 abgereichert [10].
Je nach Probe können Rückhaltträger, die z.B. schwerlösliche Salze mit den Störkomponenten bilden, zugesetzt werden. Dadurch wird ein Mitreißeffekt von Störionen ins Destillat vermieden.

Wässrige Lösungen können auch durch Extraktionschromatographie aufgereinigt werden (Abb. 29)



Diphonix Resin → tauscht Kationen der Probe mit H+ -Ionen aus

Anionentauscher (Cl-Form) → tauscht Anionen der Probe gegen Cl- -Ionen aus

Prefilter Resin → hält organische Verbindungen der Probe zurück – hält organische Verbindungen der Probe zurück

Abb. 29: Aufreinigung wässriger H-3 Proben mit Extraktionschromatographie [54]

Organische Proben:
Bei organischen Lösungen ist das Tritium als OBT gebunden. Oft lässt sich auch diese Probe direkt mit einem geeigneten Cocktail vermischen, z.B. auch mit Gel-Cocktails. Eine Aufreinigung kann im Grunde nur durch Verbrennung erfolgen. Beim pyrolytischen Ausheizen (s. Kap. 8.2.3) entsteht meist Ruß, an dem H-3 adsorbiert sein kann. Die Bestimmung ist nicht vollständig.

Abb. 30: Aufreinigung organischer H-3 Proben durch Verbrennung (Wickboldapparatur [55])

Bei der Wickboldapparatur (z.B. Flokal engineering products [55], Abb. 30) wird die flüssige Probe in einer Knallgasflamme verbrannt und H-3 als HTO und C-14 als CO_2 in NaOH absorbiert. Ggf. werden flüssige Brennhilfen der Probe zugemischt. Durch die Absorption in NaOH kann eine Aufkonzentration von H-3 erreicht werden.
Für höhere Aktivitätskonzentrationen eignet sich auch hier der Oxidizer (s. Kap. 8.2.3).

D.h. die Probenvorbereitung von flüssigen Proben richtet sich nach der Speziation des H-3.

8.2.3 Feststoffe

Bei Feststoffen kann nicht von einer homogenen und definierten Speziation (Bindungsform) der H-3 Verbindungen ausgegangen werden (Kap. 6.2). HT wird von Oberflächen in der Regel schnell desorbiert. Als HTO gebundenes H-3 befindet sich meist auf Oberflächen und kann durch einfachen Austausch mit einer Wasserphase in eine flüssige Phase für die LSC Messung überführt werden (Abb. 31).

Abb. 31: Austausch von an Oberflächen gebundenem HTO mit einer Wasserphase

Ist HTO als Kristallwasser gebunden, tauscht es nur langsam und bei höheren Temperaturen aus. H-3, das ionisch oder kovalent in einem Feststoff fest gebunden ist, kann nur durch Pyrolyse oder Verbrennung freigesetzt werden.

Abb. 32: Verbrennung einer Probe im Oxidizer (Perkin Elmer) und Konzentration des HTO in einem LSC Vial

Für höher aktive Proben eignet sich die Verbrennung z.B. in einem Oxidizer (Perkin Elmer [56], Abb. 32), bei der die Probe im Sauerstoffstrom bei Temperaturen von 1200 °C verbrannt und das H-3 als HTO kondensiert und anschließend mit LSC Cocktail in ein LSC-Vial ausgewaschen wird. Es können bis zu 500 mg Probe eingesetzt werden. Bei nicht organischen Materialien müssen Verbrennungshilfen zugesetzt werden. Durch Mehrfachverbrennung einer Probe vor dem Auswaschen des Kondensats kann eine Anreicherung erfolgen.

Bei geringen Aktivitätskonzentrationen kann ein Ausheizen im Wasserstoffstrom eingesetzt werden (Pyrolyse). Dabei findet ein Isotopenaustausch des Trägergases (H-1) mit dem H-3 der Probe statt. Die Temperatur und Ausheizdauer muss der Diffusionsgeschwindigkeit und der Bindungsstärke des H-3 im Material angepasst werden. Danach wird der Wasserstoff aufoxidiert, an Molsieb adsorbiert und nach Austausch mit einer Wasserphase der LSC Messung zugeführt (Abb. 33 und Abb. 34).

Abb. 33: Ausheizapparatur. Von links nach rechts: Ofen für das Ausheizen von HT, Ofen für die Oxidation zu HTO, Molsieb für die Adsorption von HTO

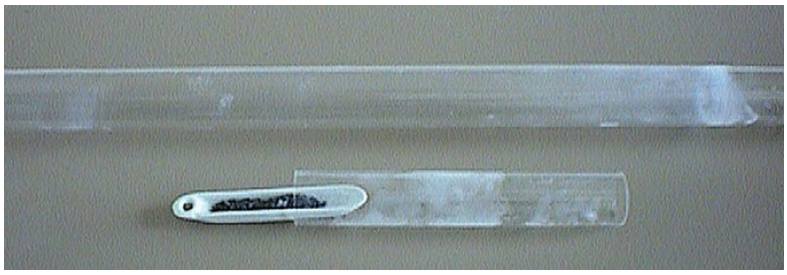


Abb. 34: Probenschiffchen und Quarzrohr zur Gasführung in der Ausheizapparatur

Arbeiten von Croudace et al. 2014 (Abb. 35) zeigen die schnelle Freisetzung von HT und HTO beim Ausheizen [23]. Causey et. al. 2009 weisen nach, dass 8 h bei 1000 °C ausreichend für die H-3 Freisetzung aus Proben mit 5 cm Kantenlänge bei Be und Stahl sind, nicht aber bei Aluminium und Keramik [57]. Nach der Veröffentlichung von Kim, D.J. et al. 2008 kann als HTO im Bioschild vorliegendes H-3 schon bei 100 °C freigesetzt werden, H-3 aus LiT Phasen erst ab 300 °C [58].

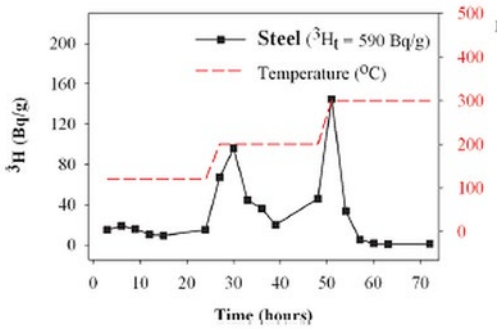


Abb. 35: Freisetzung von H-3 bei steigenden Temperaturen aus Stahl [23]

8.3 Messung von Tritium (H-3) mit Flüssigszintillationsmessung

Gängige Flüssigszintillationsspektrometer verwenden Koinzidenzmessung und Quechkurvenn für die Auswertung (z.B. Geräte der Firma Perkin Elmer PE [56]) (Abb. 36).

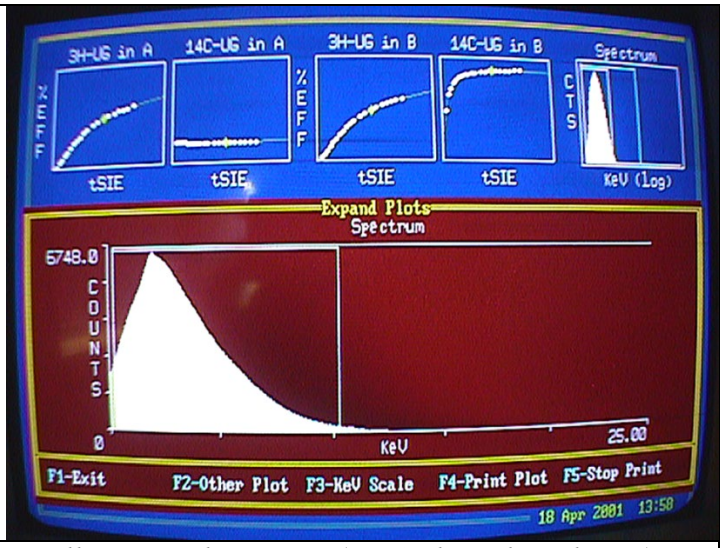


Abb. 36: H-3 Messung mit einem Flüssigszintillationsspektrometer (TriCarb Perkin Elemer)

Die H-3 Spektren zeigen ein bei niedrigen Energien abgeschnittenes Spektrum auf Grund der Ansprechwahrscheinlichkeit der PMT (Photomultiplier) des LSC (Flüssigszintillationszähler). Daneben können bei den Messungen die im Folgenden beschriebenen Störungen auftreten:

8.3.1 Überlagerung durch Chemolumineszenz

Chemolumineszenz (niederenergetisches Störsignal im Spektrum) wird überwiegend in organischen Proben erzeugt. Reicht eine Lagerung der Proben im Dunkeln bei niedrigen Temperaturen nicht für ein Abklingen der Chemolumineszenz aus, muss das Auswertefenster (Region of Interest - ROI) entsprechend verkleinert werden (Start bei höheren Energien). Dadurch erhöht sich die Nachweisgrenze (Abb. 37).

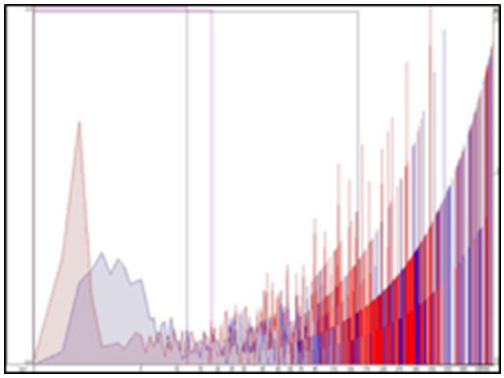


Abb. 37: Überlagerung des H-3 Signals durch Chemolumineszenz [59]

8.3.2 Überlagerung durch höherenergetische Störstrahler

Wenn der Untergrund im ROI von H-3 durch höherenergetische β-Strahler (z.B. Cs-137) erhöht ist, müssen diese durch eine Probenvorbereitung abgetrennt werden. Ist das nicht möglich, muss die Auswertung entweder nach einer Aufstockung oder durch Untergrundsubtraktion nach Spektrensimulation erfolgen (Abb. 38).

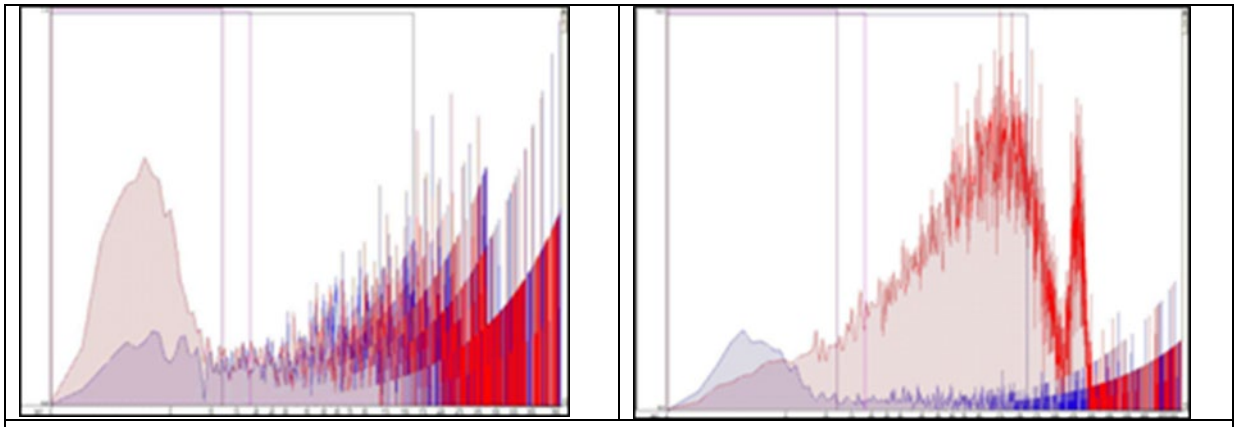


Abb. 38: Korrektur von Sörstrahlern durch links: Aufstockung, rechts: Störsignalsimulation [59]

Bei der Aufstockung (Standardaddition) wird nach der ersten Messung der Probe ein Aliquot eines bekannten H-3 Standards der Probe zugesetzt und die Probe noch einmal gemessen. Durch den direkten Peakflächenvergleich im ROI kann die maximale H-3 Menge in der Probe berechnet werden. Die Aktivität der Aufstockung sollte der Probenaktivität vergleichbar sein, das Volumen und die Matrix des Standards dürfen die Eigenschaften der Probe (Quench) nicht verändern.

Bei der Simulation des Spektrums des Störnuklids muss im Vorfeld eine quenchabhängige Kalibrierkurve des LSC Signals des Störnuklids aufgenommen werden. Bei der Auswertung wird dann, bei dem Quench der Probe, die Höhe des Störpeaks dem realen Spektrum angepasst (Intensität). So kann der Untergrund im ROI des H-3 Signals quantifiziert und subtrahiert werden.

9. Praktische Beispiele für unerwartete Analysenergebnisse im Rückbau kerntechnischer Anlagen

Radioaktive H-3 Standards gibt es nur für wässrige oder organische Lösungen. Damit kann die Messtechnik validiert werden. Es kann aber nicht nachgewiesen werden, dass eine H-3 Probenahme ohne Verluste erfolgt und es kann nicht nachgewiesen werden, ob die verwendete Analysenmethode bei einem beliebigen Material zu einer Bestimmung des gesamt H-3 Gehaltes führt. Validierungen und Plausibilisierungen können deshalb nur an Mustermaterialien erfolgen.

9.1 Tritium im biologischen Schild

Es wurden zahlreiche Proben von biologischen Schilden verschiedener Reaktoren mit unterschiedlicher Probenvorbereitung (Austausch mit einer Wasserphase und Ausheizen -Pyrolyse) untersucht.
Dabei gab es Reaktoren bei denen bei der Analyse die Probenvorbereitung keinen Einfluss auch das Analysenergebnis hatte (Abb. 39). Daraus lässt sich schließen, dass bei diesen Proben alles Tritium an Oberflächen gebunden vorlag, also einem direkten Isotopenaustausch zugänglich war.

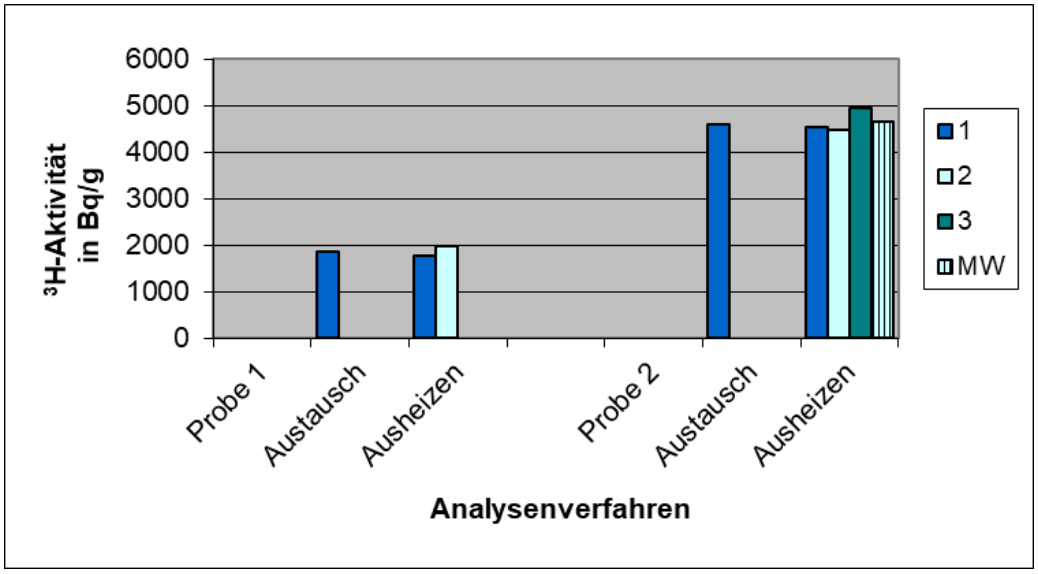


Abb. 39: H-3 Analyse an Proben von biologischen Schilden mit den Verfahren Ausheizen und Austausch - locker gebundenes H-3

Bei anderen Reaktoren konnten durch unterschiedliche Probenvorbereitungen unterschiedliche H-3 Speziationen nachgewiesen werden. Je nach untersuchtem biologischem Schild und Tiefe der Probenahme konnten nur Anteile des H-3 durch einen Isotopenaustausch (Wasseraustausch) freigesetzt werden. Erst bei deutlich höheren Temperaturen in der Pyrolyse konnte eine vollständige Freisetzung erzielt werden (Abb. 40).

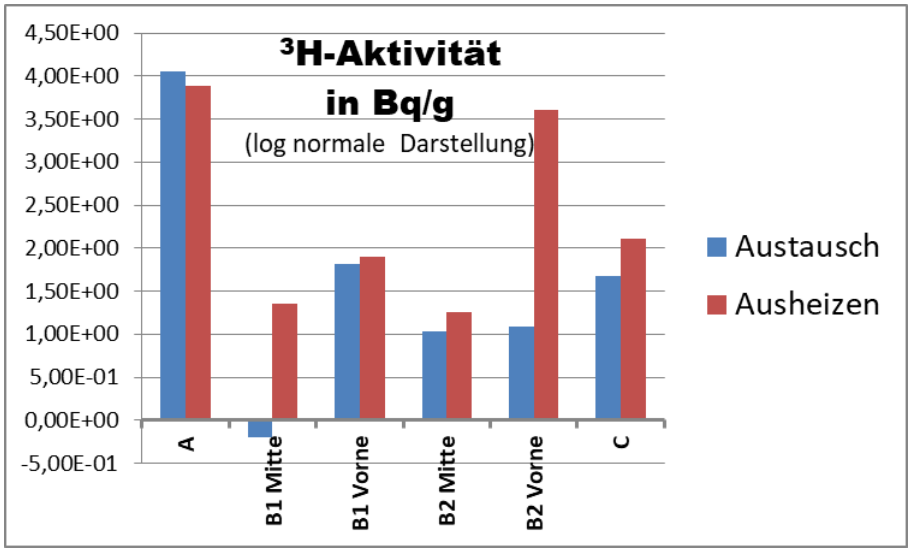


Abb. 40: H-3 Analyse an Proben von biologischen Schilden mit den Verfahren Ausheizen und Austausch – auch fest gebundenes H-3 [60]

Eine mögliche Korrelation des unterschiedlichen Verhaltens mit dem Reaktortyp, der Betonsorte, der Standzeit bzw. Reaktorlaufzeit und der Lagerbedingungen der Proben konnte auf Grund der nicht ausreichenden Zahl an Analysen nicht untersucht werden.

9.2 H-3 in wässrigen Lösungen

Wässrige Lösungen, die beim Betrieb einer Verarbeitungsanlage für radioaktive Reststoffe anfielen, wurden nach unterschiedlicher Probenvorbereitung auf H-3 analysiert. Die Ergebnisse zeigen, dass das H-3 in mindestens 3 unterschiedlichen Speziationen vorliegen muss (Abb. 41).

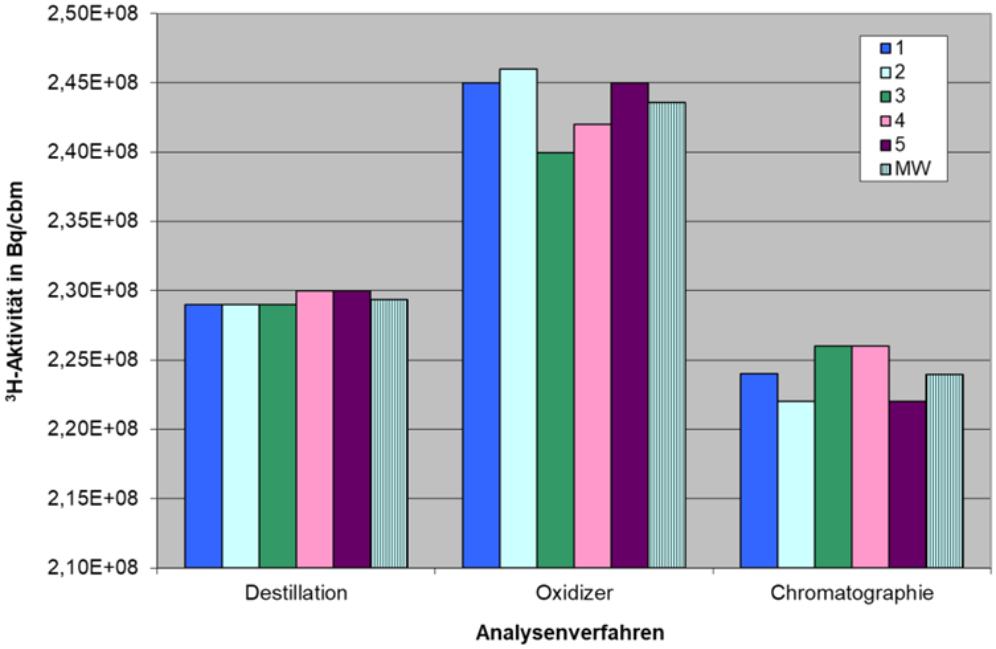


Abb. 41: Ergebnisse der H-3 Analyse an wässrigen Reststofflösungen mit unterschiedlichen Probenvorbereitungs-Verfahren [61]

Die geringste Wiederfindung für H-3 zeigt die Aufreinigung der Proben mit Extraktionschromatographie (Kap. 8.2.2). Hierbei wurden alle Komponenten, die nicht reines HTO sind, aus der Probe entfernt. Bei der Destillation (Kap. 8.2.2) kann zusätzlich als OBT gebundenes H-3 ins Destillat, also die Messprobe, gelangen, wenn der Siedepunkt dieser Verbindung niedrig genug ist oder sich Azeotrope bilden. Eine vollständige Überführung des H-3 in die Messprobe fand nur bei der Verbrennung der Probe statt (Kap. 8.2.3).

Der Einfluss von Störkomponenten lässt sich durch Routineverfahren nicht vollständig eliminieren. Z.B. bei der Verbrennung von wässrigen Proben mit hohen Cs-137 Gehalten im Oxidizer gehen ca. 2 % des Cs-137 in die H-3 Phase über. Auch bei der Verwendung von Rückhalteträgern, wie MgO oder Na_2CO_3. Auch eine Isotopenverdünnung mit nicht aktivem Cäsium bringt keine Verbesserung [59].

10. Literatur

[1] Fiege, A.: Tritium; Technical Report, KfK-5055, Kernforschungszentrum Karlsruhe, 1992

[2] Hollemann, A.F., Wiberg, E.: Lehrbuch der anorganischen Chemie; Walter de Gruyter & Co., Berlin, 75. Aufl., 1209 Seiten, 1971

[3] Baglan, N. et al.: Feedback of the third interlaboratory exercise organized on wheat in the framework of the OBT working group; J. of. Environmental Radioactivity, 181 p. 52, 2018

[4] Huo, X.: Tritium and C-14 in the environment and nuclear facilities: Source and analytical methods Journal Nuclear Fuel Cycle and Waste Technology, 16/1, p. 11, 2018

[5] Atommodell Wasserstoffisotope; http://www.e-learning.chemie.fu-berlin.de/fragen/atombau/f04/c04.html (besucht am 10.07.2021)

[6] Höpfner, A.: Dampfdruck-Isotopieeffekte;ngewandte Chemie, Bd. 81, Nr. 20, p. 770, 1969

[7] Roth, K.: Chemische Leckerbissen, Wiley VCH, 2014

[8] Horita, J., and Wesolowski, D. J.: Liquid-vapor fractionation of oxygen and hydrogen isotopes of water from the freezing to the critical temperature; Geochimica et Cosmochimica Acta, 58(16), p. 3425, 1994

[9] Aign, J.: Akkumulation von Tritium in wässrigen Lösungen – Entwicklung, Aufbau und Optimierung einer Apparatur zur bipolaren Elektrolyse von HTO, Dissertation Technische Universität München, 2008

[10] Hoeppener-Kramar, U. et al.: Isotopieeffekt des Tritiums bei der Analyse von Wässern – Ein Praxisbericht, Strahlenschutzpraxis 25 (2), p. 39, 2019

[11] Mundschenk, H.: Verfahren zur Bestimmung der Tritiumkonzentration in Oberflächenwasser; Messanleitungen für die „Überwachung radioaktiver Stoffe in der Umwelt und externer Strahlung“, C-H-3-OWASS-02, Leitstelle für Oberflächenwasser, Schwebstoff und Sediment in Binnengewässern, 1993

[12] Gabriel, H.J. et al.: Verfahren zur elektrolytischen Anreicherung zur Bestimmung geringer Tritium-Aktivitätskonzentrationen im Meerwasser; Messanleitungen für die „Überwachung radioaktiver Stoffe in der Umwelt und externer Strahlung“, D-H-3-MWASS-02, Leitstelle für Meerwasser, Meerschwebstoff und –sediment, 2006

[13] Kim, D. et al.: The requirement for proper storage of nuclear and related decommissioning samples to safeguard accuracy of tritium data; J. of hazardous materials 213-214, p. 292, 2012

[14] Nuklidtabellen: Decay Data evaluation Project – DDEP; http://www.nucleide.org/DDEP.htm (besucht am 05.07.2021)

[15] Schindler, P.: Aufbau und Funktionstest des CKrS-Positionssystems für das KATRIN-Experiment, Masterarbeit, Institut für Kernphysik, Westfälische Wilhelms-Universität Münster, 2017

[16] Litman, R.: Tritium: Sample Collection, Preservation and Analysis, NAMP Radiochemistry Webinars, 24.04.2017

[17] Wendel, J.: Tritium, Messen – Bewerten – Überwachen, Kurs SA 294, Fortbildungszentrum Technik und Umwelt am Karlsruher Institut für Technologie, 2017

[18] Wikipedia Stichwort „Tritium“; https://de.wikipedia.org/ (besucht am 01.06.2018)

[19] Mundschenk, H.: Verfahren zur Bestimmung der Tritiumkonzentration in Oberflächenwasser; Messanleitungen für die „Überwachung radioaktiver Stoffe in der Umwelt und externer Strahlung“, , C-H-3-OWASS-01, Leitstelle für Oberflächenwasser, Schwebstoff und Sediment i in Binnengewässern, 1993

[20] Eyrolle, F.: An updated review on tritium in the environment; J. of environmental Radioactivity, 181, p. 128, 2018

[21] Münzel, H.: Greger, G.U.: Verhalten von Tritium in Zirkon und Zircaloy; Kernforschungszentrum Karlsruhe, KfK 2677, 1978

[22] Wikipedia Stichwort „Autoradiographie“; https://de.wikipedia.org/ (besucht am 10.07.2021)

[23] Croudace, I.W. et al.: Using thermal evolution profiles to infer tritium speciation in nuclear site metals: an aid to decommissioning; Anal. Chemistry 86, p 9177, 2014

[24] Hoeppener-Kramar, U.: Tritium in der Radioanalytik – das Entfant Terrible unter den Radionukliden; GDCh SEC Jahrestagung, Weimar, 2018

[25] Bundesanstalt für Strahlenschutz: Radioakivität Tritium; https://www.bfs.de/DE/themen/ion/anwendung-alltag/uhren/uhren.html (besucht am 22.06.2021)

[26] Forschungszentrum Jülich: Kernfusion; https://www.fz-juelich.de/iek/iek-4/DE/Forschung/08_DEMO/_node.html (besucht am 08.07.2021)

[27] Bornschein, B.: Jahresrückblick TLK und F&E Arbeiten im Bereich Blanket, KIT Institut für Technische Physik, Tritiumlabor, Jahresvortrag 12.12.2011

[28] KIT Institut für Hochleistingsimpuls und Mikrowellentechnik, persönliche Mitteilung; 26.06.2021

[29] Chakin, V. et al.: Tritium release and retention in beryllium and titanium beryllide after neutron irradiation up to damage doses of 23 – 38 dpa; Fusion Engineering and design, 161, 111938, 2020

[30] Wikipedia Stichwort „Kernwaffentechnik“; https://de.wikipedia.org/ (besucht am 26.06.2021)

[31] Wikipedia Stichwort „Kernfusion“; https://de.wikipedia.org/ (besucht am 26.06.2021)

[32] Universität Göttingen: Atomare Vorgänge der Festkörperdiffusion; https://lp.uni-goettingen.de/get/text/7106 (besucht am 04.07.2021)

[33] Gießereilexikon: Mischkristalle; https://www.giessereilexikon.com/giesserei-lexikon/Encyclopedia/show/substitutionsmischkristall-1098/ (besucht am 04.07.2021)

[34] Bargel H. J., Schulze G. (Hrsg.): Werkstoffkunde, 10. Auflage, Springer-Verlag Berlin Heidelberg, 2008

[35] Croudace, I.W. et al.: Using Thermal Evolution Profiles to Infer Tritium Speciation in Nuclear Site Metals: An Aid to Decommissioning; Anal. Chem. 86, 9177, 2014

[36] Hoeppener-Kramar, U. et al.: Radionuklid- und Elementverteilung in einer Verbrennungsanlage für radioaktive Reststoffe; 4. Workshop RCA, VKTA Dresden, 2006

[37] Brennecke, P. Hrsg.: Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle (Endlagerungsbedingungen, Stand: Dezember 2014) - Endlager Konrad - Stand: 18.

Dezember 2014) Bundesamt für Strahlenschutz, Fachbereich Sicherheit nuklearer Entsorgung, 2014

[38] Bürck, J. et al.: Faseroptik- Modifizierte Spektroskopische Analysenverfahren zur Überwachung Umweltrelevanter Schadstoffe, in Altlastensanierung, Springer Verlag, pp 877-884, Dritter Internationaler KfK/TNO Kongress über Altlastensanierung, 10.–14. Dezember 1990, Karlsruhe, 1990

[39] Schlösser M. et al.: Online Laser-Raman-Spektroskopie an Tritium für KATRIN, KIT ITEP, Frühjahrstagung DPG, Fachverband Quantenoptik und Photonen, Hannover, 8.-12.März 2010 Verhandlungen der Deutschen Physikalischen Gesellschaft, Q 54.6, 2010

[40] Lsser, R. et al.: Use of gas chromatography in the Tritium Laboratory Karlsruhe - Fusion science and Technology 41 (3P2), Sitzungsberichte der Sechsten Internationalen Konferenz über Tritium Wissenschaft und Technologie Tsukuba, Japan 12.-16. November 2001, 2002

[41] Wikipedia Stichwort „Sektorfeldmassenspektrometer“; https://de.wikipedia.org/ (besucht am 26.06.2021)

[42] Pfeiffer Vacuum: Massenspektrometer; https://www.pfeiffer-vacuum.com/de/know-how/massenspektrometer-und-restgasanalyse/sektorfeld-massenspektrometer/anwendungshinweise/ (besucht am 10.07.2021)

[43] DIN EN ISO 9698: Wasserbeschaffenheit –Bestimmung der Aktivitätskonzentration von Tritium – Verfahren mit Flüssigszintillationszähler, 2015

[44] L´Annunziata, M.F., Hrsg.: Handbook of Radioactivity Analysis; Academic Press, San Diego, 1998

[45] Thomson, J.: Use and preparation of quench curves; Liquid Scintillation Counting Application Note P11399, Perkin Elmer, 2002

[46] Stiewe, C.K.: Ausarbeitung eines Praktikumsversuchs zur gleichzeitigen Bestimmung von K-40 und Rb-87 mittels LSC, Masterarbeit, Institut für Radioökologie und Strahlenschutz, Leibnitz Universität Hannover, 2016

[47] Oreskes, N. et al.: Verification, Validation, and Confirmation of Numerical Models in the Earth Sciences, Science, 263, 1994

[48] Hoeppener-Kramar, U.; Schwämmle, A.; Genzer, H.j.: Leckerbissen für den Rückbau-Analytiker; Workshop RCA, VKTA Dresden, 2013

[49] Reichert, A. et al.: Ermittlung der Zusammensetzung von Tritiumkontaminationen im Betonbruch des MZFR und deren Austragsverhalten in Wasser und Luft; Forschungszentrum Karlsruhe, 2009

[50] Fleischer, K. et al.: Tritiumanalytik beim Rückbau einer Neutronengenerator-Anlage, 5. Workshop RCA, VKTA Dresden, 2008

[51] Penzhorn, R.D. et al.: On the fate of tritium in thermally treated stainless steel type 316 L, Journal of Nuclear Materials, 429, p. 346, 2012

[52] Vogl, K., Gesewsky, P.: Verfahren zur Bestimmung der mittleren Aktivitätskonzentration von Tritium in der Fortluft kerntechnischer Anlagen; Messanleitungen für die „Überwachung radioaktiver Stoffe in der Umwelt und externer Strahlung“, J-H-3-ALUFT-01, Leitstelle für Fortluft aus kerntechnischen Anlagen, 2009

[53] Hoeppener-Kramar, U.: Probenvorbereitung für die Flüssigszintillations-spektrometrie; KIT Fortbildungszentrum Technik und Umwelt. Kurs SA 240 „Flüssigszintillation Grundlagen und Anwendung“, 2020

[54] TrisKem: Tritium Säule, Produktblatt; https://www.triskem-international.com/scripts/files/5f4634546e1ca4.43786048/PS_H3-Column_EN_160927.pdf , 2014

[55] Flokal Engeenering products for modern industry: Wickbold Apparatur; www - http://www.flokal.eu (besucht am 10.07.2021)

[56] Perkin Elmer: Oxidizer 307http.://www.perkinelmer.com, Oxidizer 307; TriCarb LSC; https://www.perkinelmer.com/content/relatedmaterials/ brochures/bro_highperfliquidscintanalyzers.pdf (besucht am 06.02.2021)

[57] Causey, R.A. et al.: Tritium Barriers and Tritium Diffusion in Fusion Reactors, PSU.edu CiteSeer Scientific Literature Digital Library, 2012

[58] Kim, D.J. et al.: Tritium Speciation in Nuclear Reactor Bioshield, Concrete and its Impact on Accurate Analysis; Anal. Chem. 80, p. 5476, 2008

[59] Gürtler, C.; Kuhnmünch, S.; Hoeppener-Kramar, U.: H-3 Bestimmung mittels Oxidizer-Technik, Querempfindlichkeit gegenüber leichtflüchtigen Matrix-Komponenten, LSC Anwendertreffen, PTB Braunschweig, 2009

[60] Martin, L.: Anwendbarkeit des Wasseraustragverfahrens bei der Tritiumbestimmung in Bauschuttproben; Bachelorarbeit, Studiengang Sicherheitswesen – Strahlenschutz, Duale Hochschule Baden-Württemberg, Karlsruhe, 2017

[61] Rittmeyer, C, Hoeppener-Kramar, U.: Auf der Suche nach dem Bequerel – Möglichkeiten und Grenzen der radiochemischen Analytik zur Klassifizierung radioaktiver Reststoffe; 5.International Symposium “Conditioning of radioactive Operational and Decommissioning Wastes”, Kontec Gesellschaft für technische Kommunikation mbH, p. 697, 2001

Themenblock „Freigabe bei der Stilllegung“

FREIMESSUNG DES REAKTORGEBÄUDES OSRA DES EHEMALIGEN FORSCHUNGSREAKTORS SAPHIR

Marcel Arnold , Lisa Pedrazzi , Nick Walter , Sabine Mayer

Paul Scherrer Institut, Schweiz

Der Forschungsreaktor SAPHIR wurde in den letzten Jahrzehnten, bis auf die Gebäudestruktur, komplett rückgebaut. Nun soll das Reaktorgebäude mithilfe eines mehrstufigen Prozesses nach der Richtlinie der Aufsichtsbehörde ENSI B04 freigemessen werden. Der Teilprozess 1 (historische Erkundung und Klassifikation), dieses 7-stufigen Prozesses, wurde beendet und in einem abschliessenden Bericht zusammengefasst. In einem weiteren Schritt (Teilprozess 2) wurde anhand orientierender Messungen (In-Situ-Gammaspektrometrie), die weitere Vorgehensweise für die verschiedenen Bereiche festgelegt. Der Beitrag gibt einen Überblick über den mehrstufigen Prozess zur Freimessung des Reaktorgebäudes und berichtet über die gesammelten Erfahrungen der bereitsabgeschlossenen Teilprozesse.

VOM ZÄHNEKNIRSCHEN ZUM BACKENBRECHEN – FREIGABE TRITIUMHALTIGER STRUKTUREN IN DER KTE AM BEISPIEL DES MZFR

Alexander Eissler , Sebastian Müller , Johannes Rausch

Kerntechnische Entsorgung Karlsruhe, Deutschland

Tritium wird aufgrund der geringen Beta-Zerfallsenergie und der vergleichsweisen geringen Radiotoxizität in Strahlenschutzkreisen gerne belächelt. Gerade diese niedrige Zerfallsenergie und der daraus resultierende Umstand, dass das in die mineralischen Strukturen eingedrungene Tritium nur über Probenentnahme quantifiziert werden kann, machen es zu einem ernstzunehmenden Faktor in der Freigabe nach Strahlenschutzverordnung (StrlSchV).

Wird im Zuge der Beprobung von Gebäudestrukturen eine zu hohe Tritiumkontamination ermittelt, führt dies oft in einen langwierigen iterativen Prozess. Dabei erfolgt nach dem Entfernen der kontaminierten Baustrukturen eine erneute Probenahme, aus welcher wieder eine Rückbaumaßnahme abgeleitet werden kann, bis schlussendlich die entsprechenden Nachweise zur Einhaltung der Freigabewerte vorliegen. Die Dekontaminationsmaßnahmen erstrecken sich hierbei von oberflächlichem Betonabtrag bis hin zum Aussägen ganzer Wände und Decken.

Auch im Gedanken der Abfallminimierung wird für die entstehenden Reststoffe eine spezifische Freigabe entweder als Bauschutt, zur Beseitigung oder als Gebäude zum Abriss angestrebt. Um dieses Ziel zu erreichen, ist unter bestimmten Umständen nicht nur ein gedanklicher und formaler Aufwand zu betreiben, sondern auch mit purer mechanischer Energie das Material in einen entsorgungsfähigen Zustand zu überführen.

DIE ANZAHL VON STICHPROBENMESSUNGEN BEI NICHT FLÄCHENDECKENDEN VERFAHREN ZUR FREIGABE VON FLÄCHEN (DIN 25457-7) AUF GRUNDLAGE DER BAYES-STATISTIK

BAYESIAN STATISTICS APPLIED TO DETERMINE THE SAMPLE SIZE OF SINGLE GROUND SURFACES TO BE MEASURED AS SUFFICIENT CONDITION FOR CLEARANCE OF THE TOTAL AREA (DIN 25457-7)

Wolfgang Kraut , Boris Kraut , Wolfgang Schwarz

Duale Hochschule Baden-Württemberg (DHBW), Karlsruhe
Studiengang Sicherheitswesen

Zusammenfassung
Bei einem sog. nicht flächendeckenden Verfahren (siehe DIN 25457-7) wird aus der Einhaltung der Freigabewerte auf Einzelflächen einer Gesamtfläche auf die Einhaltung der Freigabewerte auf der Gesamtfläche geschlossen. Der Beitrag bestimmt den Umfang der hierfür notwendigen Stichproben auf Grundlage der Bayes-Statistik. Im Gegensatz zu DIN 25457-7 erlaubt das Verfahren eine realistische Aufteilung der Gesamtfläche in endlich viele Einzelflächen und eine korrekte Berücksichtigung der geforderten statistischen Sicherheit. Der notwendige Stichprobenumfang reduziert sich.

Summary
This report determines the sample size of clearing measurements to be performed on a subset of ground surfaces to meet the clearance conditions for the total area. In contrast to DIN 25457-7 Bayesian statistics allows for the correct functional dependence of the probabilities on the total number of ground surfaces and ensures the correct implementation of statistical safety margins. There results a reduction of the sample size.

Schlüsselwörter *DIN 25457-7, Freigabe, statistische Sicherheit, Bayessche Statistik*
Keywords *DIN 25457-7, clearance, statistical safety interval, Bayesian statistics*

1. Einleitung

Bei einem sog. nicht flächendeckendem Verfahren wird aus der Einhaltung der Freigabewerte auf Teilflächen einer Gesamtfläche auf die Einhaltung der Freigabewerte für die Gesamtfläche geschlossen. DIN 25457-7, Tabelle B.2 fasst in einem Rechenbeispiel auf Grundlage einer Binomialverteilung die Anzahl der Messungen (Umfang des Stich-probenkollektivs) als Funktion der Überschreitungen eines Richtwertes für die Freigabe („Alarmwert“) zusammen (s. *Tab. 1*). Nach der Norm ist Ein Stichprobenumfang von g=59 Einzelmessungen (59 Rasterflächen) mit q=0 für die Freigabe der Gesamtfläche ausreichend, “...weil ab diesem Stichprobenumfang die obere Grenze des Vertrauensbereichs den vorgegebenen Wert von 5% unterschreitet“. Falls bei den 59 Messungen jedoch ein Merkmalsträger q=1 dabei sein sollte, dann ist das Freigabekriterium erst erfüllt, falls noch weitere 34 Messungen (d.h. g=93) ohne Befund erkannt werden. Wir werden im Folgenden immer nur von der ‘oberen Grenze eines Konfidenzintervalls‘ (d.h. nicht vom Vertrauensintervall) sprechen, um zu verdeutlichen, dass Konfidenzintervalle einerseits zwar Häufigkeiten (z.B. 95%) von Ereignissen ‘in the long run‘ begrenzen, aber andererseits keine Wahrscheinlichkeitsaussagen für ein einzelnes Ereignis erlauben.

Tab. 1: Ergebnisse eines Rechenbeispiels zur Bestimmung der notwendigen Anzahl der Messungen (Umfang des Stichprobenkollektivs) gemäß DIN 25457-7, Tabelle B.2 mit Hilfe der Binomialverteilung $w(q \mid g,p) = \binom{g}{q} . p^q . (1-p)^{(g-q)}$ (1)

Anzahl der Proben **g**	**Anzahl der Merkmalsträger in der Stichprobe** **q**	**Wahrscheinlichkeit, genau q Überschreitungen im Stichprobenkollektiv zu finden, wenn tatsächlich p=5% vorhanden wären w(q)**	**Wahrscheinlichkeit für das Auffinden von mehr als q Überschreitungen bei p=5%** **1 - Σ w(q‘)** **q`=0 … q**
58	0	0,051	0,949
59	0	0,048	0,952
59	1	0,151	0,798
93	1	0,041	0,950

2. Konfidenzintervall (KI) und klassischer Signifikanztest

Die obere KI-Grenze p^+ nach DIN 25457-7 für eine Binomialverteilung mit dem Anteil p von Ereignissen führt auf die sog. Clopper-Pearson Bestimmung nach Gl. (2):

$$\sum_{q'=0}^{q} \binom{g}{q'} \cdot (p^+)^{q'} \cdot (1-p^+)^{g-q'} = P(q' \leq q \mid p^+, g) = \alpha = 0{,}05 \qquad (2)$$

Wenn die Wahrscheinlichkeit, höchstens q Erfolge zu erzielen, für einen Anteilswert p das Signifikanz-Niveau α=0,05 unterschreitet, so kann mit einer Irrtumswahrscheinlichkeit von maximal 5 % ausgeschlossen werden, dass p der gesuchte Anteilswert ist. Das entspricht genau dem Vorgehen bei einem klassischen Signifikanztest mit der Nullhypothese H_0: p>0,05. Somit ist p^+ der größte Wert von p, der unter diesen Voraussetzungen noch angenommen werden kann und dabei q oder weniger Erfolge auftreten können.

Für einen festen Wert p^+=0,05 besitzt Gl. (2) mehrere Lösungen für q und g (s. *Tab. 1)*. Der Bezug zur Anzahl q tatsächlich gefundener Merkmalsträger ist jedoch nur bedingt gegeben. Man summiert beispielsweise über q‘ Werte, die nie gemessen wurden (z.B. geht die Summe für q=1 auch über q‘=0 etc.)! Aufgrund der Voraussetzung p^+=0,05 sind jedoch immer(!), gegebenenfalls in den Restflächen, 5% Überschreitung zu unterstellen, unabhängig von der Größe g der Stichprobe. Die Berechnung der Wahrscheinlichkeit für q Überschreitungen unter der Voraussetzung p^+ führt jedoch nicht zum gleichen Ergebnis wie die Berechnung der Wahrscheinlichkeit für p^+ unter der Voraussetzung der Anzahl von q Merkmalsträgern. Die Berechnung einer unteren KI-Grenze p^- ist für q=0 nicht möglich. Unberücksichtigt bleibt in Gl. (1) zudem die endliche Anzahl N der insgesamt vorliegenden Einzelflächen! Eine Binomialverteilung beschreibt ausschließlich Stichproben mit zurück-legen oder äquivalent dazu die Auswahl aus einer unendlich großen Grundgesamtheit.

Abb. 1a und *Abb. 1b* zeigen an einem Beispiel idealisierter Raster-Flächen die Problematik von Freigabekriterien, die aus Gl. (2) bzw. *Tab. 1* abgeleitet werden.

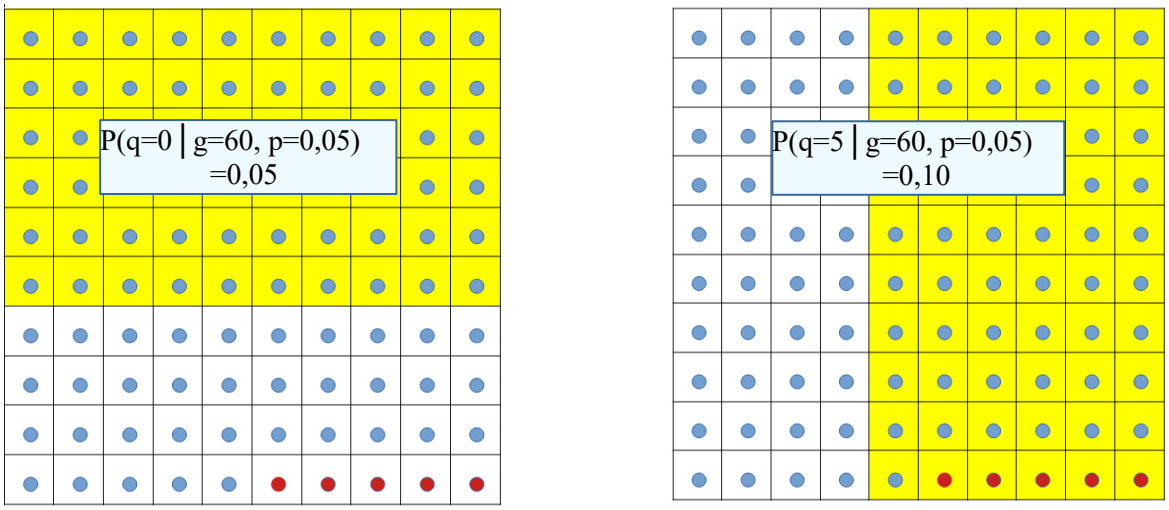


Abb. 1a (links), 1b (rechts): Idealisiertes Beispiel einer Probenahmefläche aus jeweils 100 einzelnen Rasterflächen mit einem Anteil von insgesamt 5% (q=5) (rot gekennzeichnet) Merkmalsträgern. Der gelb hinterlegte Bereich kennzeichnet die Bezugsfläche des Stichprobenumfangs (g=60). Stichprobe 1b mit q=5 ist ca. 20 mal wahrscheinlicher als Probe 1a mit q=0.

a) Nach *Tab. 1* wäre für die Fläche Abb. 1a das Freigabekriterium mit 95% statistischer Sicherheit erfüllt (g=60, q=0). Weil die Ergebnisse nach Gl. (1) jedoch unter der Voraussetzung eines fest vorgegebenen Anteils von p=5% Merkmalsträgern gewonnen wurden, müssen die nicht detektierten Merkmalsträger (hier q=5) in diesem Falle alle in den restlichen, nicht untersuchten, aber freizugebenden Rasterfeldern liegen.

b) Stichprobe 1b ist mit ebenfalls 5 Merkmalsträgern in den 60 gemessenen Proben ca. 20 mal wahrscheinlicher als Stichprobe 1a, kann jedoch nach Vorgabe von *Tab. 1* keinesfalls freigegeben werden, obwohl mit p=0,05 der gleiche Anteil an Merkmalsträgern wie in Beispiel *Abb. 1a* vorliegt! Hingegen könnte man jedoch die gesamte Fläche (natürlich ohne die Merkmalsträger) problemlos freigeben, denn offensichtlich wurden alle Merkmalsträger bereits in der Stichprobe entdeckt.

Fazit: Die Berechnung von Konfidenzintervallen der Binomialverteilung führt nicht zu der Entscheidungsgröße, die eigentlich notwendig wäre und die man gerne hätte - nämlich einer Wahrscheinlichkeit P, die mit 95% statistischer Sicherheit (d.h. mit P≥0,95) das Kriterium ‘in N Einzelflächen sind nicht mehr als R (mit R/N≤0,05) Merkmalsträger vorhanden‘ beurteilt. Diese Fragestellung kann nur mit einem Bayes‘schen Ansatz beantwortet werden.

3. Wie wahrscheinlich sind Merkmalsträger in einer Stichprobe?

Die Auswahl einer Stichprobe vom Umfang g aus einer Gesamtmenge von N Raster-Flächen mit dem dichotomen Merkmal kontaminiert bzw. kontamiationsfrei führt bei der Frage nach der Wahrscheinlichkeit der Anzahl q eines bestimmten Merkmals zunächst auf die Hypergeometrische Verteilung (s. Gl. (3)) - uns allen gut bekannt als die Verteilung zur Berechnung eines Lotto-Gewinns. Beim Lotto-Spiel entsprächen die Anzahl der richtigen Tipps der Anzahl q der gefundenen Merkmalsträger, die maximal möglichen „Richtigen“ R=6 den maximal vorhandenen

Merkmalsträger R=q_{max}, N=49 der Anzahl der freizugebenden Einzelflächen und die Anzahl der Tipps g=6, dem Umfang der Stichprobe. Gl. (2) zeigt als Beispiel die Berechnung der Gewinnwahrscheinlichkeit im Lotto mittels der Hypergeometrischen Verteilung für q=4 Richtige:

$$P(q \mid R,N,g) = \frac{\binom{R}{q}\cdot\binom{N-R}{g-q}}{\binom{N}{g}} = \frac{\binom{6}{4}\cdot\binom{49-6}{6-4}}{\binom{49}{6}} \approx 0{,}00097 \quad (3)$$

Trotz einer gleichen Berechnungsformel, prima facie, liegt jedoch bei Freimessungen ein erhebliches Problem vor: Beim Lottospiel wissen wir aufgrund der Spielregeln schon beim Ausfüllen des Lottoscheins, dass immer R=6 Richtige unter den 49 Zahlen sein werden – bei Freigabemessungen hingegen wissen wir im Voraus jedoch nie, wie viele Merkmalsträger R in den N vorliegenden Flächen tatsächlich vorhanden sind!

Was wir aufgrund der vorliegenden Informationen deshalb nur in einer Berechnung voraussetzen können, sind die Gesamtzahl N der Teilflächen, die Größe unserer Stichprobe g und die Anzahl q der Messergebnisse mit Überschreitungen. Um Aussagen über die Zahl der insgesamt möglichen Überschreitungen R auf der gesamten Beurteilungsfläche machen zu können, suchen wir deshalb eine Wahrscheinlichkeit für R in der Form $P(R \mid q,N,g)$ in Abhängigkeit von den gerade genannten Voraussetzungen. [Man beachte die verschiedene Funktion der Variablen R bzw. q in $P(R \mid q,N,g)$ bzw. $P(q \mid R,N,g)$ aus Gl. (3)!]

Die gesuchte Wahrscheinlichkeit $P(R \mid q,N,g)$ lässt sich dann als Posteriorverteilung über den Bayes'schen Satz gewinnen:

$$P(R \mid q,N,g) = \frac{P(q \mid R,N,g)\cdot P_0(R \mid N)}{\sum_{R=0}^{N} P(q \mid R,N,g)\cdot P_0(R \mid N)} \qquad (4)$$

mit einem Prior $P_0(R \mid N)$und der Likelihood $P(q \mid R,N,g)$ aus Gl. (3). Während wir N kennen, sind wir jedoch bezüglich R vollständig unwissend - außer den natürlichen Einschränkungen R≤N und R≥0. Ohne weitere Informationen ergibt sich damit ein konstanter Prior der Form:

$$P_0(R \mid N) = \begin{Bmatrix} \frac{1}{N+1} \ldots\ldots falls \ldots\ldots 0 \leqslant R \leqslant N \\ 0 \ldots\ldots\ldots falls \ldots\ldots\ldots R > N \end{Bmatrix} \qquad (5)$$

Mit diesem Prior lässt sich Gl. (4) geschlossen berechnen [2]. Das Ergebnis lautet:

$$P(R \mid q,N,g) = \frac{\binom{R}{q}\cdot\binom{N-R}{g-q}}{\binom{N+1}{g+1}} \qquad (6)$$

[N.B.: Das Ergebnis Gl. (6) stellt keine Hypergeometrische Verteilung wie in Gl. (3) dar. Die Zufallsvariable hier ist R, in Gl. (3) hingegen q.]

3. Statistische Sicherheit

Für das (1-α) Quantil $R_{(1-\alpha)}$ der Verteilung nach Gl. (6) gilt $P\left(R \leq R_{(1-\alpha)} \middle| q, N, g\right) = (1-\alpha)$ Wird noch eine zweite Bedingung für den Anteil p der Merkmalsträger erfüllt mit $R_{(1-\alpha)}/N \leq p$, dann können wir mit einer statistischen Sicherheit von (1-α) sagen, dass die Wahrscheinlichkeit P für $p > R_{(1-\alpha)}/N$ kleiner als α ist.

Abb. 2 verdeutlicht diesen Zusammenhang für die üblicherweise gewählten Parameter (1-α)=0,95 und p=0,05. Man ist jetzt zu 95% sicher, dass nicht mehr als 5% Merkmalsträger in den zu untersuchenden Flächen zu finden sind. Es ist ersichtlich, dass alle Werte $R > R_{0,95}$ nur mit einer Wahrscheinlichkeit P<5% auftreten. Aus der Einhaltung der Bedingung $R_{0,95}/N = 0,05$ erhält man wiederum mit Gl. (6) (numerische Berechnung!) den gesuchten zugehörigen Umfang g der Stichprobe.

Abb. 3a,b zeigen für eine durchaus realistische, endliche Anzahl von Rasterflächen (N=100) deutlich kleinere Werte für g als in DIN 25457-7, Tabelle B.2 aufgeführt. Die von R abhängige Kurve konvergiert allmählich gegen die rote Grenzlinie als Ergebnis von N→∞ und der Bedingung R/N=5%

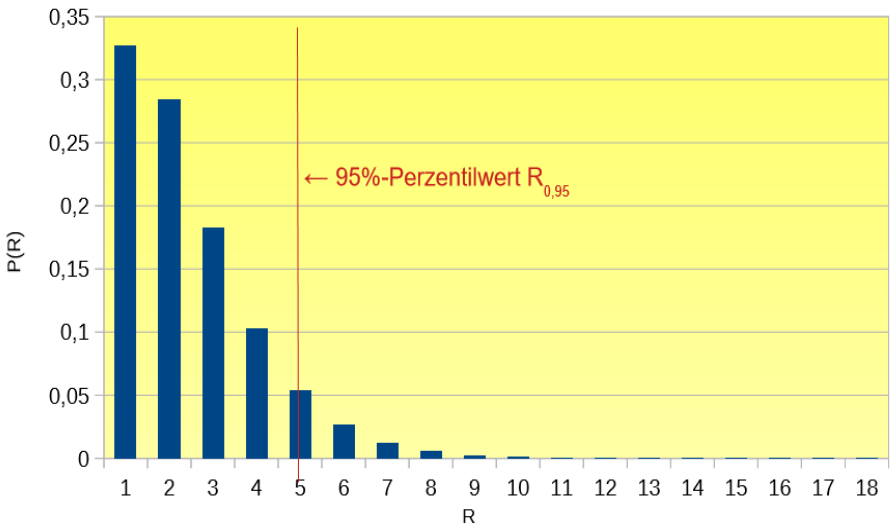
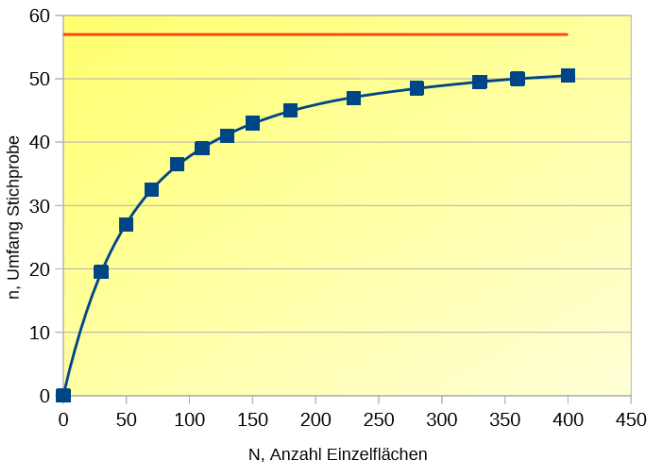


Abb. 2: Beispiel einer Wahrscheinlichkeitsverteilung $P\left(R \middle| q, N, g\right)$ *nach Gl. (6) für die Anzahl R von Merkmalsträgern, Voraussetzungen: Umfang der Stichprobe g=57, Gesamtzahl der Teilflächen N=100, Anzahl der in der Stichprobe gefundenen Merkmalsträger q=1. Für den speziell gewählten Umfang dieser Stichprobe ergibt der 95% Perzentilwert der Verteilung* $R_{0,95} \approx 5$ *(diskrete Verteilung!), damit liegen ca. 95% der Wahr-scheinlichkeitsverteilung bei Werten R≤5. [Bem.: Wegen q=1 muss P(R=0) = 0 sein!]*



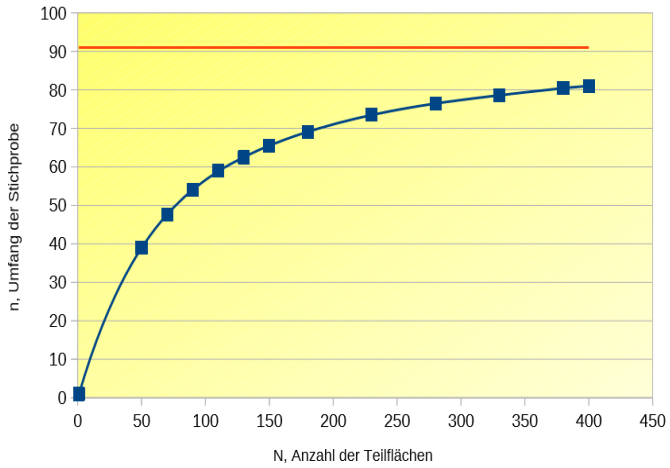


Abb. 3a (links), 3b (rechts): Umfang der notwendigen Stichproben als Funktion der Gesamtzahl N der Teilflächen um mit 95% statistischer Sicherheit zu garantieren, dass nicht mehr als 5% Merkmalsträger unerkannt bleiben. In a) wird vorausgesetzt, dass in der Stichprobe q=0 Merkmalsträger gefunden wurden, in b) q=1. Für beliebig viele Einzelflächen konvergiert die Stichprobengröße g in a) g→57 und in b) g→91 (rote Linie).
[einzelne Punkte der Diagramme: Rechenwerte, durchgezogene Linie: Interpolation!]

4. Grenzwert "unendlich vieler" Rasterflächen

Wir haben schon in der Einleitung darauf hingewiesen, dass die in DIN 25457-7 zugrunde liegende Binomialverteilung $w(q \mid g,p) = \binom{g}{q} . p^q . (1-p)^{(g-q)}$ ausschließlich Stichproben mit zurücklegen oder äquivalent hiermit, die Auswahl aus einer unendlich großen Grundgesamtheit, beschreibt. Aus dem Bayes'schen Ergebnis Gl. (6) läßt sich diese Bedingung durch den mathematischen Grenzübergang N→∞ bei gleichzeitig konstantem Verhältnis der Merkmalsträger R/N=p realisieren. Durch diesen Grenzübergang wird p zu einer kontinuierlichen Variablen. Die resultierende Wahrscheinlichkeitsdichte f für die Variable p ergibt dann eine Beta-Verteilung mit α=q+1 und β=g-q+1 (s. *Abb. 4*):

$$f(p \mid q,g) = \frac{(g+1)!}{(q+1)! \cdot (g-q+1)!} \cdot p^q \cdot (1-p)^{g-q} = Beta(p \mid \alpha, \beta) \qquad (7)$$

[Man beachte auch hier: Gl. (7) ist nicht identisch mit der Binomialverteilung Gl. (1). Die Zufallsvariablen sind p in Gl. (7) bzw. q in Gl. (1)!]

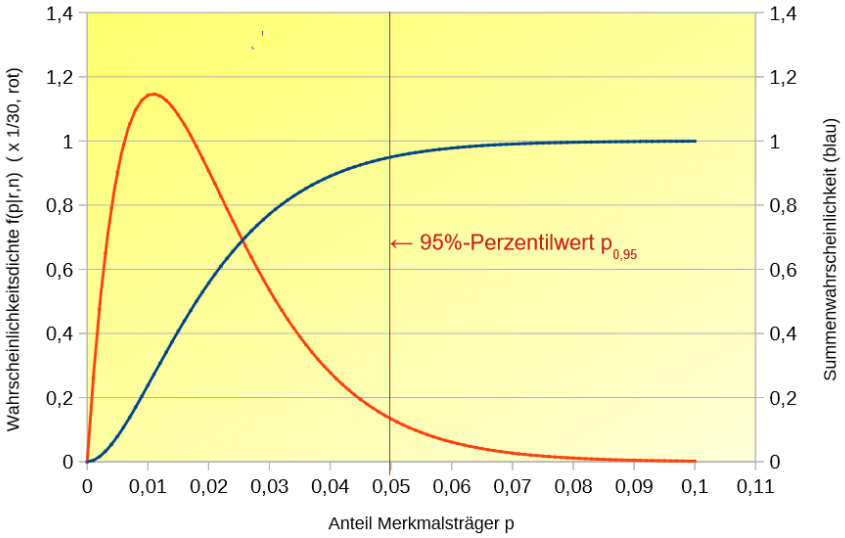


Abb. 4: Beispiel der Wahrscheinlichkeitsdichte $f(p|q,g)$ als Funktion des Anteils p der Merkmalsträger für einen Stichprobenumfang g=91 und einem in den Messungen gefundenen Merkmalsträger (q=1). [Bem.: Für ein kontinuierliches p kann die Bedingung $p_{0,95}$ =0,05 genau eingehalten werden.]

Den notwendigen Umfang g unserer Stichprobe erhalten wir auch für die kontinuierliche Variable p wieder aus der Bedingung, dass mit 95% Sicherheit die p-Werte kleiner 0,05 sind, d.h. es gilt $p_{0,95}$ ≤0,05. (s. *Tab. 2*)

Tab. 2: Vergleich des notwendigen Stichprobenumfangs g bei „unendlich vielen" Einzel- flächen nach Bayes mit DIN 25457-7, Tabelle B.2, für einen (q=1) bzw. für keinen (q=0) gefundenen Merkmalsträger in der Stichprobe (Anteil an Merkmalsträger p=5%)

q	1-α	$p_{0,95}$	**g (Bayes)**
0	0,95	0,05	**57**
1	0,95	0,05	**91**

q	$1 - \sum_{q`=0,..,q} w(q`)$	w(q)	**g (DIN 25457-7)**
0	0,952	0,048	**59**
1	0,95	0,041	**93**

5. Fazit

Das Freigabekriterium der Norm leidet unter den Mängeln klassischer Signifikanz-Tests, resp. Konfidenzintervalle [3]: es werden z.B. Tail-Wahrscheinlichkeiten von nicht eingetretenen Messungen aufsummiert, Konfidenzintervalle erlauben keine Wahr-scheinlichkeitsaussagen für eine einzelne Stichprobe etc.. Die Verwendung der Binomial-Verteilung bedeutet zudem das Ziehen einer Stichprobe aus einer unendlichen Grundgesamtheit - sicher nicht ein Abbild realer Messbedingungen.

Die Bayes-Statistik erlaubt hingegen über die gewonnene Posterior-Verteilung Gl. (5) die Festlegung der notwendigen Stichprobengrößen für beliebig vorgegebene Werte 1-α der statistischen Sicherheit, für eine beliebige Anzahl von Rasterflächen N, sowie auch für die Vorgabe des Anteils p, der noch tolerierbaren Merkmalsträger auf der Gesamtfläche. (Bem.: Ein Freigabekriterium sollte eigentlich vorteilhafter für die verbleibenden Merkmalsträger in der noch unbeprobten Restfläche formuliert werden!). Die im Beitrag vorgestellten Ergebnisse *Abb. 3a,b* zeigen für eine realistische (endliche) Anzahl der Gesamtflächen eine nicht unerhebliche Reduzierung des notwendigen Stichprobenumfangs gegenüber der Norm.

6. Literaturverzeichnis

[1] DIN 25457-7:2017-08, *Aktivitätsmessverfahren für die Freigabe von radioaktiven Stoffen und kerntechnischen Anlagenteilen –Teil 7: Bodenflächen und Bodenaushub*

[2] E.T. Jaynes, *Probability Theory, The Logic of Science,* 2003, Cambridge University Press, Cambridge

[3] Sander Greenland et al., *Statistical tests, P values, confidence intervals, and power: a guide to misinterpretations,* Eur. J. Epidemiol. (2016) 31:337–350

FREIGABE VON KONTROLLBEREICHSGEBÄUDEN EINES KREBSFORSCHUNGSZENTRUMS

Alexander Kummer , Stefan Wörlen

Brenk Systemplanung GmbH, Deutschland

Zur Vorbereitung einer Schadstoffsanierung mit anschließendem konventionellem Abriss führte die Brenk Systemplanung GmbH im Auftrag des Deutschen Krebsforschungszentrum Heidelberg Freigabemessungen für das Radiologie- und Reaktorgebäude durch. Die Arbeiten umfassten dabei folgende Punkte:

- Erstellung der für das Freigabeverfahren relevanten Dokumente
- Durchführung der Demontage- und Dekontaminationsarbeiten
- Durchführung von Freigabemessungen zur Erlangung einer Freigabe gemäß §29 StrlSchV (alt) für die Räume und deren Inventar
- Verpackung und Dokumentation der radioaktiven Abfälle gemäß der Annahmebedingungen der Landessammelstelle Baden-Württemberg
- Lieferung und Inbetriebnahme einer Ersatzlüftungsanlage

Der vorliegende Vortrag gibt einen Überblick über die durchgeführten Arbeiten und fasst im Sinne von „Lessons learned“ wichtige Erfahrungen zusammen.

Themenblock „Freigabe im Betrieb“

FREIMESSUNGEN AM PSI

Sophie Harzmann , Lisa Pedrazzi , Sabine Mayer

Paul Scherrer Institut, Schweiz

Das Paul Scherrer Institut (PSI) ist das Forschungsinstitut mit einer der grössten Vielfalt an unterschiedlichen Anlagen und Laboratorien. Am PSI werden ein Protonenbeschleuniger, eine Spallationsquelle, zwei Elektronenbeschleuniger sowie ein Protonenbeschleuniger für die Behandlung von Patienten betrieben. Zudem befinden sich am PSI das Hotlabor und das Zentrum für Radiopharmazeutische Wissenschaft, wo einerseits hochaktive Proben untersucht und andererseits kurzlebige Radionuklide für die medizinische Forschung produziert werden. Ebenfalls werden am PSI zurzeit vier Kernanlagen rückgebaut: Drei ehemalige Forschungsreaktoren sowie eine Versuchsverbrennungsanlage für radioaktive Abfälle.

Diese Vielfalt von Anlagen bedeutet eine Herausforderung für die Befreiung der potentiell aktivierten bzw. kontaminierten Materialien aus der behördlichen Aufsicht.

Beispiele und Herausforderungen für die Befreiung von Materialien am PSI werden in diesem Beitrag vorgestellt.

THE UPGRADE OF THE SWISS LIGHT SOURCE AND RELATED CHALLENGES FOR RADIATION PROTECTION AND MATERIAL CLEARANCE

Roman Galeev , Lisa Pedrazzi , Nick Walter , Sabine Mayer

Paul Scherrer Institut, Schweiz

The Swiss Light Source (SLS) is a third-generation electron synchrotron at the Paul Scherrer Institute established in 2001. With an energy of 2.4 GeV, it provides photon beams of high brightness for research in materials science, biology and chemistry.

An upgrade to this accelerator (SLS 2.0) to reach higher brilliance is foreseen between 2023 and 2024. For this purpose, the entire storage ring with a circumference of 288 meters will be replaced. This leads to a significant amount of materials that have to be disassembled and to be taken out of the accelerator facility. A big challenge of this project is the development of a clearance concept prior disassembling and while the machine will stay operational until the last day before the upgrade shut-down.

The presentation includes a short overview of the accelerator upgrade from radiation protection point of view and describes the material clearance strategy based on theoretical studies, computational methods and radiation measurements.

ENTSORGUNG VON C-14 KONTAMINIERTER LYSIMETERERDE

DISPOSAL OF C-14 CONTAMINATED LYSIMETER SOIL - CAN SOIL BE DISPOSED OF?

Almut Geisler , A. Wenk

Helmholtz Zentrum München, Deutschland

Zusammenfassung
Nach der Erforschung des Auslaugverhaltens von C-14haltigen Glyphosat in Ackerböden und dem daraus ermittelten Boden-Pflanzen-Transfer sollte der Boden aus dem Strahlenschutzrecht entlassen werden. Mittels einer radiologischen Bodenprofilanalyse wurde festgestellt, dass die Bodenschichten bis in eine Tiefe von 30cm nur über eine eingeschränkte Freigabe aus dem Strahlenschutzrecht entlassen werden können. Dieser Freigabeweg gestaltet sich sehr schwierig, da für eine Deponierung sowohl teils für Strahlenschützer unbekannte Rechtsvorschriften Anwendung finden, aber auch Behörden in den Freigabeprozess involviert werden, die nicht mit dem Strahlenschutzrecht vertraut sind. Eine eingeschränkte Freigabe zur Verbrennung wurde aufgrund der Materialeigenschaften zunächst nicht berücksichtigt, führte aber am Ende zum einzig möglichen Ziel.

Summary
After researching the leaching behavior of C-14 containing glyphosate in arable soils and the soil-plant transfer determined from this research, the soil should be released from the radiation protection law. By means of a radiological soil profile analysis it was determined that the soil layers up to 30cm can only be released from the radiation protection law via a restricted release. This release route is very difficult, because for a landfill partly for radiation protectionists unknown legal regulations had to be applied, but also authorities were involved in the release process, which were not familiar with the radiation protection law. A limited release for incineration was initially not considered due to the material properties, but in the end led to the only possible goal.

Schlüsselwörter *Boden, eingeschränkte Freigabe*
Keywords soil, limited release

1. Einleitung

Zur Untersuchung des Auslaugverhaltens und des Boden-Pflanzen-Transfers in Ackerböden wurden am Helmholtz Zentrum München seit 1997 Feldversuche in Großlysimetern unter Einhaltung des Strahlenschutzrechts durchgeführt. Ziel dieser Versuche war es die Abbauprozesse verschiedener C-14 markierter Pestizide und Herbizide, u.a. Glysphosat und Isoproturon im Sickerwasser sowie deren Auswirkungen auf das Grundwasser zu analysieren und zu verstehen.
Nach Abschluss der Forschungsarbeiten sollte die kontaminierte Erde aus dem Strahlenschutzrecht entlassen werden, allerdings spielten hier folgende Gefährdungen ineinander:

a) Glyphosat, als im Verdacht stehender krebserregender Stoff, der aber im Juni 2016 für 18 Monate auf Basis einer WHO-Studie wieder zugelassen wurde. 2017 wurde die Genehmigung durch die EU-Kommission für weitere 5 Jahre verlängert.
b) AMPA (Aminomethylphosphonsäure) als stabiler Metabolit des Glyphosats und strengen Deponiegrenzwerten
c) radioaktive Stoffe (C-14) unter Einhaltung des 10µSv-Konzepts

2. Freigabeprozess

Um eine Freigabe nach §29 StrlSchV$_{2002}$ zu erreichen, wurden im Oktober 2015 Bohrstockproben aus den ca. 2m tiefen Großlysimetern entnommen. Die oberen 60cm wurden engmaschig beprobt und einer radiologischen Analyse zugeführt. Der Boden wurde in einem Oxydizer verbrannt und das im Szintillator gelöste CO_2 analysiert. Anhand dieser Tiefenprofile konnte festgestellt werden, dass der Boden ab einer Tiefe von 30cm C-14 Werte aufweist, die uneingeschränkt freigabefähig waren. Der Grenzwert nach Anl. 3 Sp. 5 StrlSchV$_{2002}$ liegt bei 80Bq/g(TM) (s. Abb. 1)

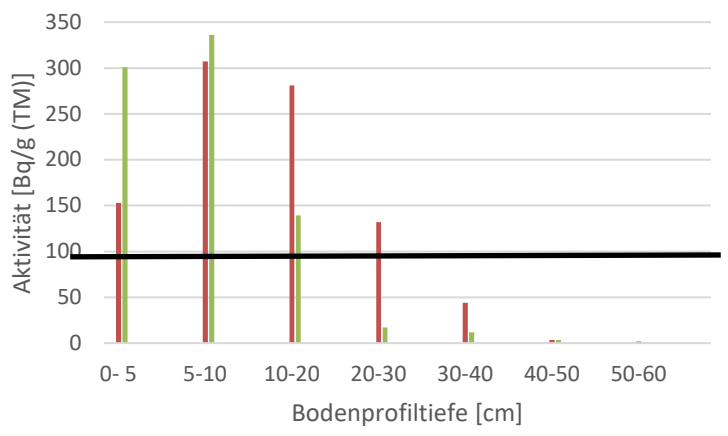


Abbildung 2 Aktivitätsverteilung im Bodenprofil

Somit schienen für die Erdschicht 0-30cm (entspricht ~1 Tonne) nur zwei Entsorgungswege möglich: Freigabe zur Beseitigung nach Anl. 3 Sp. 9a (Grenzwert 2000Bq/g (TM)) oder Entsorgung als radioaktiver Abfall. Boden wird in der Landessammelstelle Bayern der Sorte 1b, nicht brennbarer, nicht kompaktierbarer Abfall zugeordnet. Die Kosten pro 200l Fass lagen bei ~ 30000€/Fass. Die Abfallkosten der eingeschränkten Freigabe lagen bei ca. 1000€/t. Daher war schon aus ökonomischer Sicht die Entsorgung als radioaktiver Abfall nicht denkbar. Das Helmholtz Zentrum München entschied sich deshalb für die Suche nach einem Deponiebetreiber, der den Boden beseitigen sollte.

Dies brachte nun neue Fragestellungen mit sich. Welche Rechtsvorschriften mussten für eine mögliche Deponierung tatsächlich berücksichtigt werden? Wie waren die Zuständigkeiten für das Forschungszentrum geregelt?

Unbestritten blieb, dass die StrlSchV$_{2002}$ Anwendung finden muss. Weiterhin war schnell klar, dass die Abfallverzeichnis-Verordnung (AVV) zur Ermittlung der korrekten Abfallschlüsselnummer, sowie das Kreislaufwirtschaftsgesetz (KrWG) berücksichtigt werden mussten.

Zur Umsetzung des Strahlenschutzrechtes war das Bayerische Landesamt für Umwelt zuständig, das auch einer Freigabe zur Deponierung, unter der Maßgabe eine entsprechende Deponie zu finden, zustimmen würde. Der Campus des Helmholtz Zentrum München liegt außerhalb der Stadtgrenze Münchens und gehört somit zum Landkreis München. Die zuständige Behörde nach KrWG war das Landratsamt München, für Abfälle wiederum war aber doch die Abfallbehörde der Stadt München unser Ansprechpartner. Mit Hilfe der Abfallbehörde, dem Bayerischen Landesamt für Umwelt und der Regierung von Oberbayern konnte schließlich die Empfehlung zur Deponierung auf einer Deponie der Klasse 1 oder 2 festgelegt werden und die erste Anfrage wurde an Deponiebetreiber gestellt. Dies hat „nur“ ca. 8 Wochen gedauert. Doch das sollte noch nicht das Ende des Hindernisparcours sein. Um auf einer Deponie Abfälle beseitigen zu können, musste die Gefährlichkeit der Abfälle eingestuft und eine Abfallschlüsselnummer mitgeteilt werden, die Deponierverordnung (DepV) fand Anwendung. (s. Abb. 2)

Abfallschlüsselnummern

17	Bau- und Abbruchabfälle (einschließlich Aushub von verunreinigten Standorten)
17 05	Boden (einschließlich Aushub von verunreinigten Standorten), Steine und Baggergut
17 05 03*	Boden und Steine, die gefährliche Stoffe enthalten
17 05 04	Boden und Steine mit Ausnahme derjenigen, die unter 17 05 03 fallen

* ... gefährlich i.S.d. § 48 KrWG

Abbildung 4 Abfallschlüsselnummern

Aber enthielt unser Erdreich nun gefährliche Stoffe oder nicht? Nein, es sollte ja freigegeben und aus dem Strahlenschutzrecht entlassen werden, aber mit der Einschränkung der Entsorgung auf einer Deponie. Also doch gefährlich? Zusätzlich waren die o.g. Herbizide und Pestizide, Glyphosat und AMPA, enthalten. Isoproturon wurde nur in uneingeschränkt freizugebendem Boden eingesetzt. Glücklicherweise stammte die kontaminierte Erde aus Forschungsversuchen, in denen genau das untersucht wurde. In der Arbeit „Mineralization and Transfer Process of C-14-labeled Pesticides in Outdoor Lysimeters" [1] wurde festgestellt, dass Glyphosat innerhalb der ersten Tage nach Beaufschlagung abgebaut und in AMPA umgewandelt wurde. Somit war eine Gefährdung durch Glyphosat ausgeschlossen. Die AMPA–Konzentration wurde in der gleichen Studie gemessen und lag schon damals deutlich unter den Grenzwerten nach DepV. Somit war unsere eingeschränkt freizugebende Erde aus radiologischer Sicht als gefährlicher Abfall einzustufen, da sie zwingend deponiert werden musste. Die Deponie folgte unserer Argumentation nicht und forderte eine Einzelfallentscheidung nach §48 KrWG, dass es sich um ungefährlichen Abfall handelte. Die Deponie liegt in Niederbayern, die Abfallbehörde der Stadt München in Oberbayern. Wurde die Zustimmung von beiden Regierungen Ober- und Niederbayern benötigt? Schließlich erfolgte die Einstufung der Gefährlichkeit über das Landesamt für Umwelt in Kooperation zwischen der Abfall- und der Strahlenschutzbehörde, welche den Boden schließlich als „nicht gefährlich" einstufte. Am Ende solle uns das zum Verhängnis werden. Nach etwa 6 Monaten seit dem Start unserer Entsorgungsbemühungen kam schließlich die Ablehnung der Deponie, da nicht gefährliches Erdreich mit der Abfallschlüsselnummer 17 05 04 ein Rohstoff und somit nicht deponiefähig ist. (s. Abb.3) Musste der Boden nun doch als radioaktiver Abfall verpackt und entsorgt werden? Welche Herausforderungen waren auf diesem Entsorgungsweg zu beachten?

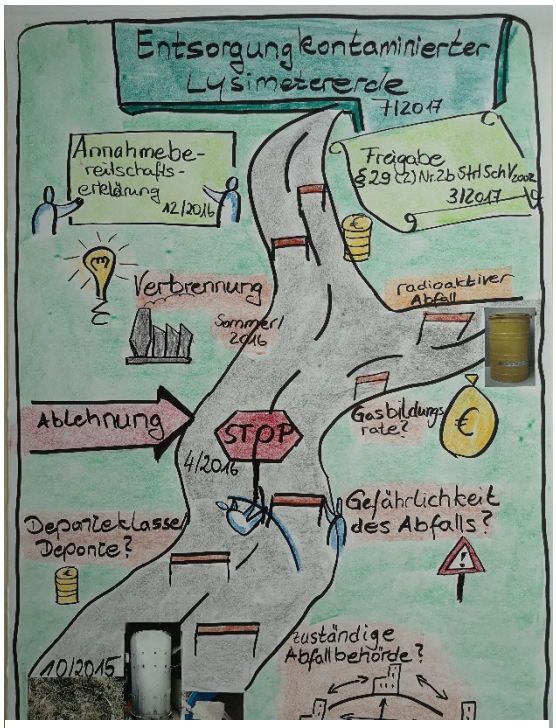


Abbildung 3 Verlauf Entsorgungsweg

Der Boden musste: sehr trocken sein, frei von biologischem Material, in einer Blechtrommel verpackt und eine Gasbildungsrate aufweisen, die in den Annahmebedingungen der GRB vorgegeben ist. Die obere Bodenschicht wurde bereits bei der Entnahme aus den Lysimetern gesiebt und von Pflanzenresten befreit. Eine Blechtrommel wäre auch beschaffbar, aber die Gasbildungsrate wäre schließlich ein Glücksspiel. Aufgrund von Mikroorganismen im Boden kann es zur Gasbildung kommen. Diese wird niedriger je trockner der Boden ist, aber wird nie gänzlich unterbunden werden können. Somit bestünde nach dem Verpacken das Risiko, dass die endlagerfertigen Gebinde nicht an die Landessammelstelle abgegeben werden könnten. Die Weiterverfolgung dieser Entsorgungsmöglichkeit erschien daher nicht erstrebenswert. Doch wie der Zufall es wollte, ergab sich in Gesprächen mit einer Rückbaufirma aus dem kerntechnischen Bereich der Vorschlag den Entsorgungsweg über eine Verbrennungsanlage zu betrachten. Zunächst erschien der Gedanke das Erdreich zu verbrennen sonderbar. Dennoch war es eine Möglichkeit die Erde endlich einer strahlenschutzrechtlich zulässigen Entsorgung zuzuführen

und daher wurden im Sommer 2016 Gespräche mit einer Verbrennungsanlage in Hessen und der zuständigen Behörde, dem Regierungspräsidium Darmstadt, zur Einstufung der Gefährlichkeit für die Verbrennung, geführt. Die Verbrennungsanlage bestätigte uns im Dezember 2016 die Annahmebereitschaft für Boden als gefährlichen Abfall. Abermals entschied die zuständige Landesbehörde auf Einstufung als ungefährlichen Abfall, den die Verbrennungsanlage dennoch bereit war anzunehmen. Somit konnte das Helmholtz Zentrum München im Frühjahr 2017 die Freigabe zur Beseitigung in einer Verbrennungsanlage erringen und den Abfall im Sommer 2017, nach knapp zwei Jahren, wirtschaftlich günstig als nicht gefährlichen Abfall entsorgen.

3. Literaturverzeichnis

[1] S. Grundmann et al.: Mineralization and Transfer Process of C-14-labeled Pesticides in Outdoor Lysimeters, Water Air Soil Pollut: Focus, 2008, p.177-185

AKTUELLE ERFAHRUNGEN BEI DER FREIGABE ZUR BESEITIGUNG AUF DEPONIEN IN BADEN-WÜRTTEMBERG

Veronika Ustohalova , C. Küppers

Öko-Institut, Deutschland

Zusammenfassung
Der Betrieb und der Rückbau der Kernkraftwerke unterliegen den Regelungen des Atomgesetzes (AtG) des Strahlenschutzgesetzes (StrlSchG) und der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV). Die während des Betriebs und im Zuge des Rückbaus der Kernkraftwerke anfallenden radioaktiven Stoffe dürfen aus Sicht des Strahlenschutzes nur nach einer Freigabe als unbedenkliche Abfälle wiederverwendet oder als „konventionelle" Abfälle entsorgt werden. Nach gültigem Abfallrecht sind solche Abfälle zu verwerten oder auf Deponien und in Verbrennungsanlagen zu beseitigen. Pro rückgebautes Kernkraftwerk werden mehrere 1.000 Mg an Abfällen erwartet, die aufgrund der Höhe ihres Gehalts an künstlichen Radionukliden keiner uneingeschränkten Freigabe, d. h. keiner freien Verwertung zugeführt werden können, wohl aber die Freigabewerte für die Beseitigung auf einer Deponie unterschreiten. In der Öffentlichkeit werden die Freigabe und die danach folgende Deponierung oder Verbrennung unter Verweis auf verbleibende radiologische Risiken teils kritisch gesehen. Daher haben der Landkreistag Baden-Württemberg gemeinsam mit den betroffenen Stadt- und Landkreisen im Jahr 2015 Handlungsanleitung zur Entsorgung von nach § 29 der damals gültigen StrlSchV zur Beseitigung freigegebenen Abfällen auf Deponien entwickelt. Das Öko-Institut hat an den Abstimmungen zur Formulierung der Handlungsanleitung teilgenommen und wurde auch mit der Beratung im Zusammenhang mit der Entsorgung freigegebener Abfälle von Entsorgern beauftragt. In dem Beitrag werden der Prozess der Freigabe, die Handlungsanleitung sowie einzelne Fallbeispiele und Erfahrungen auch vor dem Hintergrund der öffentlichen Diskussion vorgestellt.

Summary
The operation and dismantling of nuclear power plants are subject to the regulations of the Atomic Energy Act (AtG), the Radiation Protection Act (StrlSchG) and the Radiation Protection Ordinance (StrlSchV). From the point of view of radiation protection, the radioactive materials produced during operation and in the course of dismantling the nuclear power plants may only be reused as harmless waste or disposed of as "conventional" waste after clearance. Under current waste legislation, such waste must be recycled or disposed of in landfills and incinerators. For each dismantled nuclear power plant, several 1,000 Mg of waste are expected, which, due to the level of their content of artificial radionuclides, cannot be released without restriction, i.e., cannot be freely recycled, but fall below the clearance levels for disposal in a landfill. In public, the release and the subsequent landfilling or incineration are partly seen critically with reference to remaining radiological risks. For this reason, in 2015 the Landkreistag Baden-Württemberg, together with the affected municipalities and districts, developed action guidelines for the disposal in landfills of waste released for disposal in accordance with Section 29 of the then valid StrlSchV. The Öko-Institut was involved in the coordination of the formulation of the guidance and was also commissioned by the disposal companies to provide advice on the disposal of released waste. The article presents the release process, the guidance document and some cases and experiences, also against the background of the public discussion.

Schlüsselwörter *kerntechnischer Rückbau, Freigabe, Abfallbeseitigung*
Keywords *nuclear decommissioning, clearance, waste disposal*

1. Einleitung

Nach Aufgabe eines unter die Regelungen von Atomgesetz (AtG), Strahlenschutzgesetz (StrlSchG) und Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) fallenden Betriebs einer Anlage oder Einrichtung oder eines sonstigen Umgangs mit radioaktiven Stoffen stellt sich die Frage, unter welcher Voraussetzung eine Entlassung aus der atom- und strahlenschutzrechtlichen Überwachung möglich ist. Der behördliche Verwaltungsakt zur Entlassung von Stoffen, Anlagenteilen, Gebäuden, Geländen etc. aus dem Geltungsbereich des Atom- und Strahlenschutzrechts wird als „Freigabe" bezeichnet. Das Thema der im Zuge des Betriebs und des Rückbaus der Kernkraftwerke entstehenden möglichen radiologischen Belastung und damit auch der Prozess der Freigabe stand und steht in der Öffentlichkeit im Zentrum kritischer Diskussionen. Der Ablauf des Freigabeverfahrens, die Bedingungen, unter denen es zu einer Strahlenexposition kommen kann und was diese für die menschliche Gesundheit bedeutet, ist für Laien schwierig nachvollziehbar. Die Handlungen der atomrechtlichen Behörden oder der Betreiber kerntechnischer Anlagen sowie die Entsorgung freigegebener Abfälle werden dementsprechend in Frage gestellt. Daher sind eine gezielte Erklärung und fallbezogene Nachweisführung im Hinblick auf die Risiken möglicher Strahlenbelastung durch die freigegebenen Abfälle für die Öffentlichkeit von großer Bedeutung.

Das aktuelle Konzept der Freigabe ist historisch gesehen das Ergebnis einer über mehr als zwei Jahrzehnte langen Entwicklung. Es basiert auf dem allgemeinen Rechtsprinzip, nach dem Bagatellen nicht in einer Norm geregelt werden ("de minimis non curat lex" - das Gesetz kümmert sich nicht um Kleinigkeiten). Es wurde bereits von der Internationalen Atomenergieorganisation (IAEO) 1988 in seiner noch heute international praktizierten Form formuliert [1]. In Deutschland wurden diese Überlegungen in Freigabewerte umgesetzt, wobei als Ziel der Risikobegrenzung 10 µSv im Jahr (De minimis-Konzept) festgelegt wurden. Für verschiedene Freigabeoptionen und möglicherweise betroffene Personenkreise wurden abdeckende Expositionsszenarien definiert und für diese Szenarien ermittelt, bei welcher Kontamination sich jeweils eine Dosis von 10 µSv im Jahr ergeben könnte. Der niedrigste so ermittelte Konzentrationswert einer Freigabeoption wurde in der StrlSchV als Freigabewert festgelegt. Der Freigabewert bezieht sich dann entweder auf eine massenbezogene Aktivität (Einheit Bq/g) oder eine flächenbezogene Aktivität (Einheit Bq/cm² oder Bq/m²). Es wurden für die Freigabe zur Beseitigung Freigabewerte für freigebbare Jahresmengen von bis zu 100 Mg im Jahr und von bis zu 1000 Mg im Jahr pro Deponie oder Verbrennungsanlage festgelegt. Die Freigabe kann erfolgen nachdem im Freigabeverfahren die Aktivitätsmessungen gezeigt haben, dass die Freigabewerte der StrlSchV eingehalten sind. Nach der Freigabe unterliegen angefallene Abfälle den Regelungen des Kreislaufwirtschaftsgesetzes (KrWG) [3]. Gemäß KrWG ist der Erzeuger oder Besitzer von Abfällen zur Abfallverwertung verpflichtet, außer wenn die Abfallbeseitigung den Schutz von Mensch und Umwelt am besten gewährleistet ist. Auf die Deponie darf ausschließlich Abfall angeliefert werden, der freigegeben bzw. im rechtlichen Sinne nicht mehr radioaktiv ist und als konventioneller Abfall gilt. Die Regelung der StrlSchV zur erforderlichen Abstimmung zwischen den nach Atomrecht und nach KrWG zuständigen Behörden stellt sicher, dass es durch die Beseitigung von freigegebenen Stoffen auf einer Deponie oder in einer Verbrennungsanlage zu keinen vom De minimis-Konzept nicht mehr abgedeckten Dosen kommt.

Auch wenn der Prozess der Freigabe als eine durchgedachte Vorgehensweise von Kontrollmechanismen mit dem Ziel entwickelt wurde, effektiv die Einhaltung der Risikobegrenzung von 10 µSv im Jahr (De minimis-Konzept) abzusichern, stehen die zuständigen Behörden, die Betreiber der Deponien auf welchen freigegebenen Abfälle eingelagert wurden oder werden sollen sowie die Kernkraftwerksbetreiber im Fokus der kritischen öffentlichen Aufmerksamkeit. Viele Deponiebetreiber sprechen sich aus diesem Grund gegen eine Einlagerung freigegebener Abfälle aus, auch wenn dies ökonomisch vorteilhaft wäre.
Im Land Baden-Württemberg führte diese Situation dazu, dass der Landeskreistag mit den betroffenen Stadt- und Landkreisen zusätzliche Festlegungen zur weiteren Reduzierung möglicher

radiologischer Risiken in Form einer Handlungsanleitung getroffen hat, welche über den rechtlichen Rahmen hinausgehen. Die Betreiber von Deponien oder Müllverbrennungsanlagen, die die freigegebenen Abfälle annehmen, haben zum Teil umfangreiche fallbezogene Prüfungen zu möglichen radiologischen Risiken durchführen lassen. Es handelt sich dabei z. B. um die Überprüfung des gesamten Entsorgungspfades, um eine langfristige Überwachung der Deponiesickerwässer oder um eine Begleitung der Freimessung freigegebener Abfälle. Im Folgenden werden die Handlungsanleitung sowie die fallbezogenen Überprüfungen und die Erfahrungen aus der Begleitung des öffentlichen Diskurses durch das Öko-Institut vorgestellt.

2. „Handlungsanleitung“ zur Entsorgung von freigemessenen Abfällen auf Deponien in Baden-Württemberg

2.1 Erarbeitung und Ziele der Handlungsanleitung

Im Jahr 2015 wurde unter der Federführung des Landkreistags Baden-Württemberg und des Städtetags Baden-Württemberg sowie unter Mitwirkung des Ministeriums für Umwelt, Klima und Energiewirtschaft Baden-Württemberg eine Handlungsanleitung für die Beseitigung von zur Beseitigung auf einer Deponie gemäß StrlSchV freigemessenen Abfällen erarbeitet [2]. Das Öko-Institut hat an einigen Sitzungen beim Landkreistag in Stuttgart, in welchen das Dokument erarbeitet wurde, teilgenommen. Mit der Handlungsanleitung wurde zusätzlich ein Verfahren zu einer unabhängigen Kontrolle mit dem Ziel festgelegt, weitere mögliche Risiken der Strahlenbelastung zu reduzieren sowie sicherzustellen, dass auf einer Deponie nur Material angenommen wird, das den Bedingungen der Freigabebescheide entspricht. Weiteres Ziel der Handlungsanleitung ist, dem Bevölkerungs-, Umwelt- und Arbeitsschutz auf höchstem Niveau Rechnung zu tragen, das Vertrauen in der Öffentlichkeit zu erhöhen und größtmögliche Transparenz zu erreichen. Es wurde vorgesehen, die Handlungsanleitung nach einer angemessenen Erprobungsphase der Anwendung zu überprüfen.

2.2 Wesentliche Inhalte der Handlungsanleitung im Überblick (siehe auch [2])

Die Handlungsanleitung bezieht sich auf die Entsorgung aller Abfälle, die spezifisch für die Beseitigung auf Deponien freigegeben werden. Die in der Handlungsanleitung zusätzlich vorgesehenen Kontrollelemente bzw. Maßnahmen, die über die Anforderungen des Strahlenschutzrechts hinausgehen, greifen in verschiedenen Phasen der Freimessung und des Entsorgungsprozesses freigemessener Abfälle:

Umfangreiche Kontrolle der Anlieferungen: .Eine unabhängige zusätzliche Kontrolle der Freigabemessungen soll gewährleistet werden. Es soll nach Handlungsanleitung eine vollständige Überprüfung des Freimessvorgangs (nicht nur stichprobenartig) durch einen Sachverständigen der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde stattfinden, entweder beim Abfallproduzenten oder durch Auswertung einer Bildaufzeichnung der Freigabemessung. Dabei erfolgt Aufzeichnung der Messvorgänge des Betreibers in Form eines Filmes mit Datum und Uhrzeit, welche vom Sachverständigen der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde vollständig geprüft und dem Deponiebetreiber vorgelegt wird. Der Deponiebetreiber erhält die Möglichkeit, sich vom ordnungsgemäßen Ablauf der Kontrollmessungen zu überzeugen und kann selbst einen Sachverständigen mit stichprobeweisen Kontrollen beauftragen.

Verplombung der Abfälle für den Transport: Vor dem Abtransport erfolgt eine Verplombung der freigemessenen Abfälle und des Ladungsträgers durch einen Sachverständigen der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde. Der Deponiebetreiber erhält auch hier die Möglichkeit einer Kontrolle, auch unter Hinzuziehung eines Sachverständigen. Über die durch den Deponiebetreiber veranlassten Überprüfungsmaßnahmen wird ein Protokoll erstellt, das dem Deponiebetreiber übermittelt wird.

Plausibilitätsprüfung der Abfallanlieferungen und zeitliche Bündelung der Abfallanlieferung: Vor Ort werden dann alle Anlieferungen vom Deponiebetreiber einer Plausibilitätsprüfung anhand der Dokumente unterzogen wie: Chargenmeldungen, chargenspezifische Bestandslisten, Zustimmung der Behörde sowie der Nachweis gemäß Deponieverordnung. Um die Anlieferungen einer solchen Kontrolle reibungslos unterziehen zu können, wird sie auf wenige Tage im Jahr nach vorheriger Abstimmung mit dem Abfallerzeuger konzentriert.

Staubarme Anlieferung und Einbau der Abfälle: Anlieferungen sollen staubfrei und grundsätzlich in verschlossenen Big-Bags erfolgen. Betonteile, die zu groß für Big-Bags sind, sind ggf. von anhaftendem Staub zu reinigen. Die Abfälle sind möglichst unmittelbar nach der Anlieferung einzubauen, und somit die „Zwischenlagerung im Freien" und Kontakt mit Niederschlagswasser vermieden werden. Weiterhin sollten mehrfacher Umschlag der Abfälle auf der Deponie sowie eine weitere Bearbeitung oder Einbau auf den noch vorhandenen Deponieabschnitten mit organischen Abfällen (vor 1.6.2005) unterbunden werden. Eine zügige Abdeckung nach Ende des Einbaus ist anzustreben. Die Einbauorte sollten dokumentiert werden.

3. Fallbeispiel Müllverbrennung in Mannheim (MHKW der MVV)

3.1 Anlass

Das Abfallwirtschaftsbetrieb (AWB) des Landkreises Karlsruhe übernimmt vom Kernkraftwerk Philippsburg (KKP) Abfälle, die zur Beseitigung in einer Verbrennungsanlage freigegeben sind und lässt sie im Müllheizkraftwerk (MHKW) der MVV Umwelt Ressourcen GmbH in Mannheim verbrennen. Für Abfälle, die zur Verbrennung freigegeben werden sollen, wurde eine vergleichbare Handlungsanleitung wie zur Entsorgung von freigemessenen Abfällen auf Deponien [2] nicht vereinbart. Die MVV hat das Öko-Institut mit einer Bewertung des Entsorgungspfads der Abfälle des KKP beauftragt. Dazu hat das Öko-Institut ausgehend von der Empfehlung der Strahlenschutzkommission zur Freigabe von Stoffen zur Beseitigung vom 2006 [4] den gesamten Entsorgungspfad im Hinblick auf die Einhaltung des 10 µSv-Konzepts überprüft. Im Weiteren wurde in Anlehnung an die Handlungsanleitung [2] ein Verfahren zur Annahme und Entsorgung von spezifisch freigegebenen Abfällen im MHKW der MVV abgestimmt, welches den Transport und die Verplombung sowie die Annahmebedingungen und die Anlieferung umfasst.

3.2 Randbedingungen und Annahmen bei der Herleitung der Freigabewerte für die Freigabe

Die Herleitung der Freigabewerte zur Beseitigung in einer Verbrennungsanlage ist besonders komplex, da hierbei auch die Deponierung von Verbrennungsrückständen und verschiedene Wiederverwertungspfade zu berücksichtigen sind. Die zugehörigen Expositionspfade der Empfehlung der Strahlenschutzkommission von 2006 [4] sind in der Abb. 1 dargestellt. Die Expositionspfade der Freigabe zur Beseitigung auf einer Deponie sind darin als Deponierung von Stoffen aus der Verbrennungsanlage enthalten

Expositionsszenarien Verbrennung

- Transport der Abfälle zur Verbrennungsanlage unter Berücksichtigung der Exposition von Transportpersonal durch äußere Bestrahlung und Inhalation
- Verbrennung des Abfalls in einer Referenzverbrennungsanlage mit einer Jahreskapazität von 240.000 Mg/a
    - Eingangsbereich - Exposition des Personals durch äußere Bestrahlung und Inhalation.
    - Müllbunker und Einbringen in den Verbrennungsofen – Exposition des Kranführers in der Kabine so dass nur die äußere Bestrahlung relevant ist.
    - Schlackebunker und Abtransport der Schlacken - externe Bestrahlung einer einzelnen Person über 1800 Stunden im Jahr sowie von Ladevorgängen über 100 Stunden im Jahr.

    - Staubbunker und Abtransport der Stäube - externe Bestrahlung einer einzelnen Person über 300 Stunden im Jahr sowie von Ladevorgängen über 50 Stunden im Jahr.
- Exposition Arbeiter und Personen der Bevölkerung bei der Verwertung der Schlacke im Straßen- oder Wegebau und bei der Verwertung von Schrott.
- Verwertung von REA-Gips – Exposition durch Leichtbauwände aus diesem Gips bei Ladevorgänge sowie Aufenthalt in dem Raum für Arbeiter und Bewohner.
- Emission von Radionukliden mit der Fortluft - Ablagerung emittierter Radionuklide über einen Betriebszeitraum der Verbrennungsanlage von 50 Jahren und Ermittlung Exposition im 50. Jahr wenn
    - die sich für eine in 300 m Entfernung vom Kamin der Verbrennungsanlage gelegene Fläche ergibt und
    - wenn sich dort eine Person aufhält, die Radionuklide einatmet und Pflanzen von dieser Fläche bezieht sowie Milch und Fleisch von den auf dieser Fläche weidenden Tiere verzehr.
- Es wird bei der Exposition über die Ernährung sehr konservativ davon ausgegangen, dass eine Person ihren gesamten Jahresbedarf an Lebensmitteln von einer kontaminierten Fläche bezieht.

Expositionsszenarien der Deponierung der Verbrennungsrückstände

- Exposition von Transportpersonal durch äußere Bestrahlung und Inhalation bei Transport der Abfälle (Schlacken und Stäube) und bei Ladevorgängen.
- Exposition von Deponiearbeitern durch äußere Bestrahlung und Staubinhalation.
- Übergang von Radionukliden in Sickerwasser der Deponie und anschließender Eintrag in eine Kläranlage sowie Exposition durch Deponierung, Verbrennung oder Verwertung des Klärschlamms zur Düngung in der Landwirtschaft.
- Eintrag von der Kläranlage in ein Oberflächengewässer.
- Übergang von Radionukliden in das Grundwasser nach Integritätsverlust der Basisabdichtung und Eintrag in einen Brunnen (Nutzung für Trink- und Beregnungswasser sowie Viehtränke).
- Exposition von Personen der Bevölkerung über einen Eintrag von Radionukliden mit Sickerwasser über eine Kläranlage in Oberflächengewässer (Nutzung als Trink- und Beregnungswasser, als Viehtränke und zur Speisung eines Fischteichs).

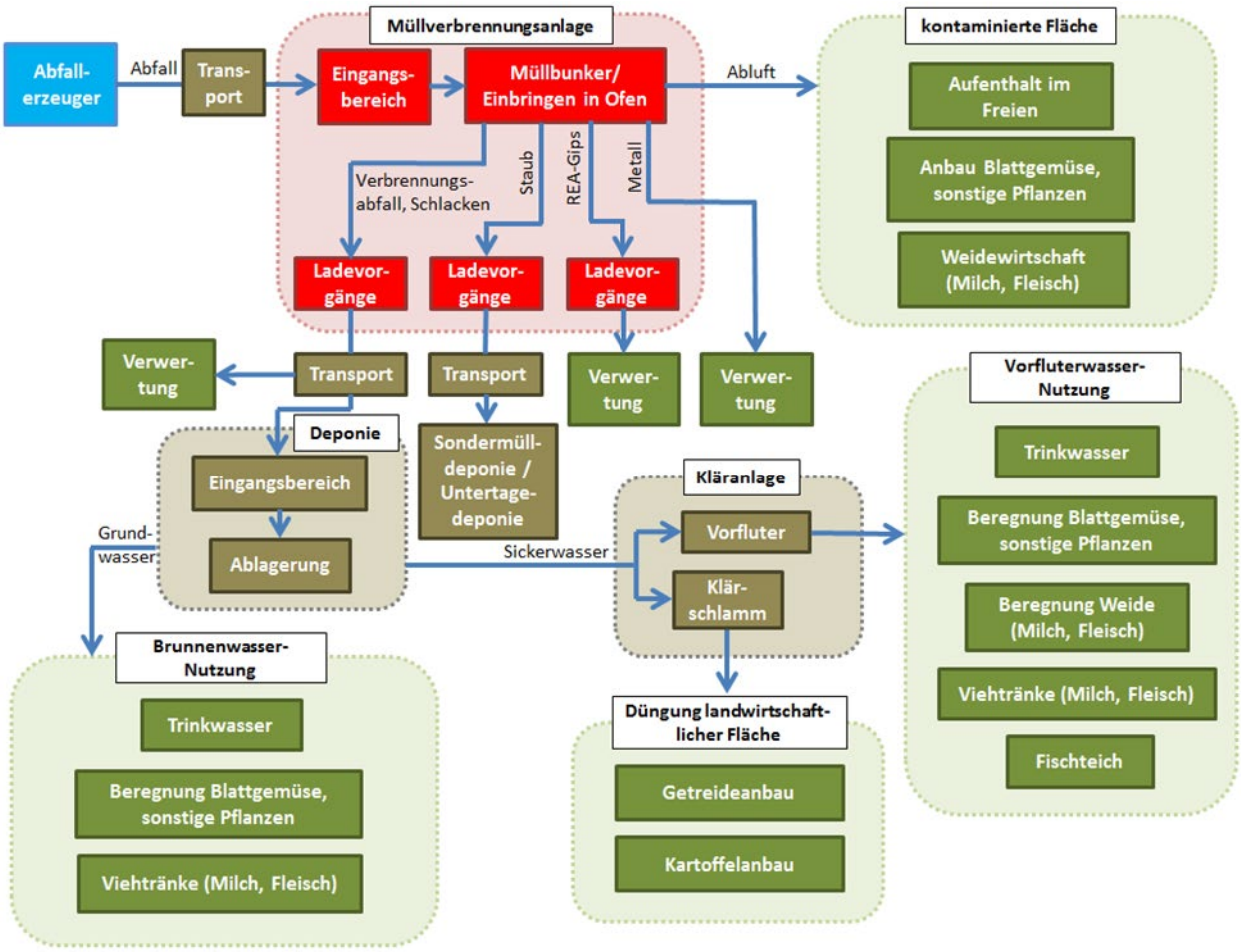


Abb. 1: Überblick über die für die Verbrennung freigegebener Abfälle betrachteten Expositionspfade

3.3 Vergleich spezifischer Randbedingungen bei der Verbrennung in der Verbrennungsanlage der MVV mit den Expositionsszenarien nach SSK [4]

Im Rahmen der Bewertung wurde geprüft, ob die Modellierung der Freigabewerte für die Beseitigung in einer Verbrennungsanlage nach SSK [4] die Verhältnisse bei der Verbrennung in der Verbrennungsanlage der MVV abdeckt.
Die Freigabe zur Beseitigung in der Verbrennungsanlage der MVV erfolgt zum Teil auf Basis der Freigabewerte für bis zu 100 Mg im Jahr und zum Teil auf Basis der Freigabewerte für bis zu 1000 Mg im Jahr. Die Überprüfung erfolgte für die Nuklidvektoren des Kernkraftwerks Philippsburg, sowohl bezogen auf eine Freigabe von bis zu 100 Mg im Jahr als auch bezogen auf eine Freigabe von bis zu 1000 Mg im Jahr.
Teilweise unterscheiden sich die Modellannahmen je nach jährlicher Gesamtanlieferung, nämlich dann, wenn sich die Tätigkeiten nur auf freigegebene Abfälle beziehen (Zeiten für den Transport zur Verbrennungsanlage und dortige Annahme). Die vergleichende Prüfung erfolgte im Hinblick auf:

- die Kapazität und den Schlackeanfall der Verbrennungsanlage,
- die Ableitung von Radionukliden mit der Fortluft der Verbrennungsanlage,
- berufliche Tätigkeiten in der Verbrennungsanlage,
- die Beseitigung von Schlacke und Staub über eine Deponie,
- die Verwertung von Schlacke, Schrott und REA-Gips,
- die Entsorgung durch die Rauchgasreinigung anfallender Säuren sowie
- verschiedene Transportvorgänge.

3.4 Ergebnis der Bewertung und folglich die Verständigung zur Kontrolle des Transportes und der Annahme freigegebener Abfälle

Insgesamt haben die vergleichenden Untersuchungen und Berechnungen ergeben, dass bezogen auf die aus dem KKP freigegebenen Abfälle zur Beseitigung in einer Verbrennungsanlage das 10 µSv-Konzept bei der Beseitigung in der Verbrennungsanlage der MVV eingehalten ist. Die Ergebnisse der Bewertung wurden im Jahr 2017 veröffentlicht. Im März 2019 fand ein „Probe-Transport" von Abfällen des KKP zur Verbrennungsanlage in einem verplombten Fahrzeug statt. Im Sommer 2019 erfolgte eine Verständigung über „Annahmebedingungen" bezüglich der Anlieferungen aus dem Landkreis Karlsruhe, welche einige Elemente aus der Handlungsanleitung [2] übernommen hat. Demnach beinhalten die Annahmekriterien zur Annahme und Entsorgung von spezifisch freigemessenen Abfällen im MHKW der MVV u.a. folgende zusätzliche Schritte:

- Eine Anliefererklärung, welche vom Kunden ausgefüllt und unterschrieben an MVV zurückzusenden ist.
- Der Kunde bzw. der Erzeuger hat den Nachweis der erfolgreich durchgeführten Freigabe durch ein von der zuständigen Behörde unterzeichnetes Dokument zu belegen.
- Die Verplombung des Transportmittels soll durch den Sachverständigen der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde erfolgen.
- Eine staubfreie Anlieferung ist erforderlich.

4. Fallbeispiel Abfälle des Kernkraftwerks Neckarwestheim (GKN) zur Beseitigung auf den Deponien „Am Froschgraben" und „Burghof"

4.1 Anlass

In den Jahren 2007 bis 2015 wurden von der Abfallverwertungsgesellschaft des Landkreises Ludwigsburg (AVL) GmbH gemäß den Regelungen der StrlSchV freigegebene Abfälle aus dem Landkreis Karlsruhe auf den Deponien Am Froschgraben bei Schwieberdingen und Burghof bei Vaihingen-Horrheim abgelagert. Die Abfälle stammten aus dem Rückbau von kerntechnischen Anlagen des ehemaligen Kernforschungszentrums Karlsruhe. Das Bekanntwerden der Ablagerung dieser freigegebenen Abfälle auf den Deponien der AVL GmbH hat zu kritischen Diskussionen in der Öffentlichkeit geführt. Die AVL GmbH hat daraufhin das Öko-Institut e.V. mit einer Beratung im Zusammenhang mit der Ablagerung der freigegebenen Abfälle beauftragt. Zu einem wurden an den beiden Deponien Messungen vorgenommen, um zu überprüfen, ob sich durch diese Abfälle Veränderungen der allgemeinen radiologischen Situation ergeben haben. Messungen von Tritium in Sickerwässern erfolgen vierteljährlich. Zu anderem unterstützt das Öko-Institut e.V. die AVL GmbH bei der Information der Öffentlichkeit, sowohl bei Einzelanfragen als auch durch Informationsveranstaltungen.

4.2 Messprogram auf den Deponien

Im Oktober 2016 wurden erste Messungen und Probenahmen auf den Deponien Am Froschgraben und Burghof sowie in deren Umfeld vorgenommen. Die Probenahmen und Messungen erfolgten durch einen Unterauftragnehmer des Öko-Instituts e.V., die Nuclear Control & Consulting (NCC) GmbH. Damit sollte geklärt werden, ob sich durch die bereits erfolgte Einlagerung von freigegebenem Abfall die radiologische Situation nachweisbar verändert hat. Primäres Ziel der Messungen war es zu prüfen, ob der Bevölkerung auf der Grundlage objektiver Daten belegt werden kann, dass es mit der Entsorgung der kerntechnischen Abfälle zu keinen relevanten Strahlenrisiken kommt und das Dosiskriterium der StrlSchV von 10 µSv im Kalenderjahr eingehalten wird. Dazu sollten als Voraussetzung zum Nachweis der Einhaltung des Dosiskriteriums der Freigabe die Messwerte aus dem Bereich der Freigabeabfälle mit Werten der vorhandenen Radioaktivität auf den Deponien – auf Flächen mit und ohne Ablagerung freigegebener Abfälle - und in deren Umfeld verglichen werden. Ausgangspunkt der Planungen des Messkonzeptes waren Angaben zum

Nuklidvektor der auf den Deponien der AVL GmbH entsorgten Freigabeabfälle. Das Messprogramm umfasste:

- Ortsdosisleistung (ODL) auf den Ablagerungsflächen und außerhalb der Deponie im öffentlichen Raum,
- In-situ-γ-Spektrometrie auf Ablagerungsflächen und außerhalb der Deponie im öffentlichen Raum,
- Analyse von Boden-Tiefenprofilen aus der direkten Umgebung der Deponie mittels γ-Spektrometrie (siehe Abb. 2),
- Analyse von Sickerwasser im Hinblick auf Tritium , γ-Spektrum, Gesamt-α, Gesamt-β sowie die Uran-Isotopen-Zusammensetzung (die Messung von Tritium im Sickerwasser erfolgt seither in einem vierteljährigen Turnus).
- Analyse von Grundwasser im Hinblick auf Tritium: Beprobung eines Brunnens und einer Talentwässerung, die von der Deponie unbeeinflusst sein sollten.

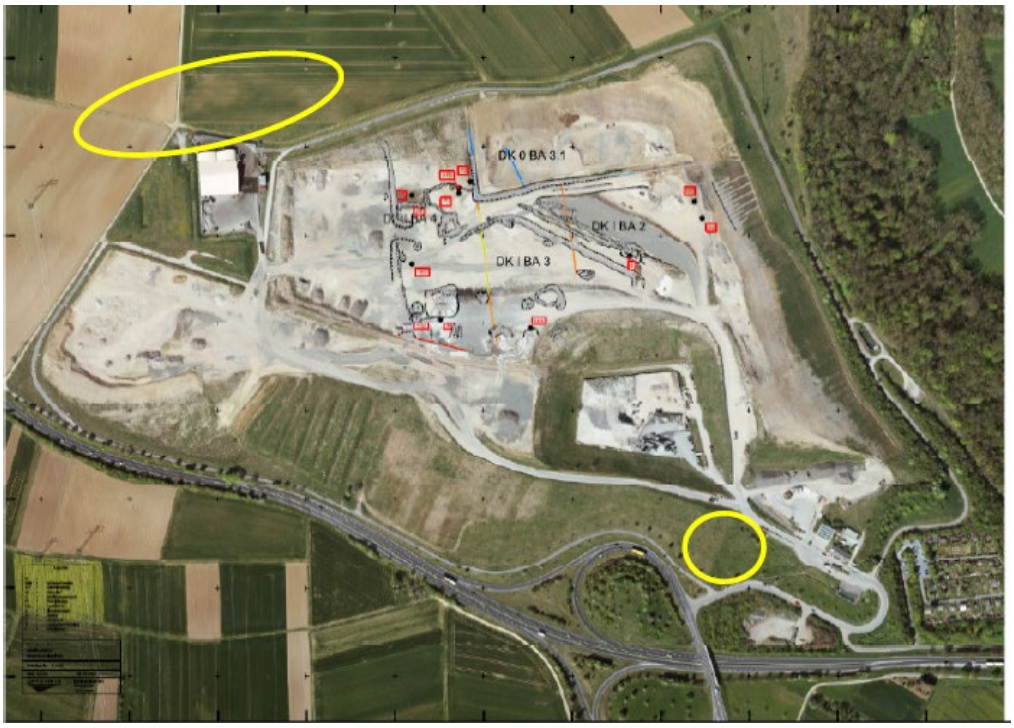


Abb. 2: Gelbe Konturen: Vorgesehene Bereiche zur Entnahme von Bodenprofilen an der Deponie Am Froschgraben (Kartenbasis: Google Maps)

4.3 Ergebnisse

Messungen der Ortsdosisleistung ergaben eine geringere Ortsdosisleistung auf den Deponien als an den öffentlich zugänglichen Messpunkten in deren Umfeld. Messungen an Bodenprofilen des Umfelds der Deponien ergaben keinerlei Hinweise auf einen Eintrag von Radionukliden aus den Abfällen, beispielsweise durch eine Ausbreitung von Stäuben. Im Sickerwasser der Deponien konnten Tritium und Cäsium-137 nachgewiesen werden, allerdings nur in Konzentrationen, die unabhängig von der Ablagerung freigegebener Abfälle gemäß den langjährigen Ergebnissen der allgemeinen Umweltüberwachung in Deponiesickerwässern anzutreffen sind. Frühere Messungen des Sickerwassers der Deponie Burghof, die im Programm der allgemeinen Umweltüberwachung enthalten ist, zeigen zudem, dass vor der Einlagerung der freigegebenen Karlsruher Abfälle noch höhere Konzentrationen an Tritium und Cäsium-137 zu finden waren als danach.

4.4 Unterstützung bei der Diskussion in der Öffentlichkeit und Erarbeitung einer Handlungsanleitung

Die Einwohner*innen der Gemeinden an und um die Deponiestandorte haben sich im Jahr 2016 mit Fragen zum Freigabekonzept und speziellen Aspekten der Deponien der AVL GmbH an die AVL GmbH oder direkt an das Öko-Institut gewandt. Auf diese Fragen wurde jeweils auf Wunsch der AVL GmbH durch das Öko-Institut per E-Mail oder durch kurze schriftliche Stellungnahmen geantwortet. Im Mai 2016 fanden eine Informationsveranstaltung für Mitarbeiter der AVL mbH auf der Deponie Burghof, an der auch auf der Deponie Am Froschgraben tätige Mitarbeiter der AVL GmbH teilnahmen. Im Dezember 2016 fand in Schwieberdingen eine gemeindliche Informationsveranstaltung über die Deponie Am Froschgraben statt, auf welcher das Öko-Institut die durchgeführten Messungen sowie die Messergebnisse und ihre Bewertung vorgestellt hat. Eine ähnliche Informationsveranstaltung fand einige Tage später in Vaihingen-Horrheim, bezogen auf die Deponie Burghof statt. Die Ergebnisse der strahlenschutztechnischen Untersuchungen auf den Deponien Am Froschgraben und Burghof wurden darüber hinaus vom Öko-Instituts in einem Bericht auf der Sitzung des AVL-Aufsichtsrats in Ludwigsburg im Dezember 2016 vorgestellt.
Die AVL hat darüber hinaus einen genauen Ablauf für eine Abfallanlieferung erarbeitet, mit dem ein möglichst schneller Einbau der Abfälle und eine möglichst schnelle Abdeckung erreich werden soll. Der Entwurf dieser „Handlungsanleitung“ wurde Ende 2017 mit dem AVL-Aufsichtsrat sowie u. a. mit den Bürgermeistern der Deponiestandortgemeinden diskutiert. Die beschlossene Unterlage wurde veröffentlicht.
Die Tätigkeiten des Öko-Instituts werden in veröffentlichen Jahresberichten vom Öko-Institut dargestellt und darin die Messergebnisse bewertet.

5. Fallbeispiel der Abfälle des Kernkraftwerks Obrigheim (KWO) zur Beseitigung auf der Deponie Buchen-Sansenhecken

5.1 Anlass

Aus dem Kernkraftwerks Obrigheim (KWO) werden insgesamt etwa 3.000 Mg Abfälle erwartet, die überwiegend als Bauschutt vorliegen und zur Beseitigung auf einer Deponie freigegeben werden können. Die entsorgungspflichtige Deponie ist die Deponie der Abfallwirtschaftsgesellschaft des Neckar-Odenwald-Kreises mbH (AWN) in Buchen-Sansenhecken. Seit Ende 2013 hat das Öko-Institut den Deponiebetreiber (AWN) bei der Öffentlichkeitsarbeit unterstützt und an einer öffentlichen Informationsveranstaltung an der Deponie zum Thema Freigabe informiert. Im Jahr 2014 wurde das Öko-Institut von der AWN mit Arbeiten in Zusammenhang mit der Freigabe von Abfällen zur Deponierung auf der Deponie Buchen-Sansenhecken beauftragt. Diese Arbeiten umfassen eine Stellungnahme zu konzeptionellen Fragen der Freigabe zur Beseitigung sowie spätere Kontrollen der Freimessung bei KWO und die Kommunikation mit der Öffentlichkeit.

5.2 Untersuchungen und Bewertungen zur Einlagerung freigegebener Abfälle auf der Deponie Buchen-Sansenhecken

Das Öko-Institut hat im Rahmen der Beauftragung spezifische Regelungen bei der Freigabe von Abfällen aus dem Abbau des KWO zur Beseitigung auf der Deponie Buchen-Sansenhecken untersucht und bewertet. Dies umfasste die Freigabebescheide einschließlich ihrer auch in weiteren Unterlagen (Betriebsanweisungen des KWO) verbindlich festgelegten Randbedingungen sowie die Berücksichtigung der Handlungsanleitung des Landkreistages Baden-Württemberg [2]. Im Weiteren wurde das Entsorgungskonzept des KWO bewertet. Im Vordergrund stand hier die Frage, ob es Alternativen zur Freigabe zur Beseitigung auf der Deponie Buchen-Sansenhecken gibt. Als Alternativen waren insbesondere eine Verwertung oder eine Beseitigung bei anderen Entsorgungsanlagen gesehen, die aber nicht realisierbar sind.
Eine zum Anfang des Jahres 2017 durchgeführte Messung von Tritium im Sickerwasser im Rahmen der Beweissicherung und die Bewertung der im Rahmen der allgemeinen Umweltüberwachung von 1988 bis 2006 an der Deponie erhobenen Messdaten zeigte keine Auffälligkeiten.

5.3 Begleitung der Freimessung beim KWO und Berichterstattung

Im September 2018 wurden seitens KWO die ersten Entsorgungslose angemeldet und im Oktober 2018 100%-Kontrollmessungen durch den TÜV Süd mit der KWO-Freimessanlage (FMA) und eigener In-situ-γ-Spektroskopie durchgeführt. Die Messungen wurden vom Öko-Institut im Auftrag der AWN begleitet, ebenso die Verplombung der Big-Bags und anschließend des Containers mit den freigemessenen Abfällen. Die Einhaltung der Freigabewerte und die ordnungsgemäße Verplombung wurde dokumentiert. Im Rahmen der Kontrollen am ersten Los wurden auch ein Informationsveranstaltung für Pressevertreter angeboten und Fernsehaufnahmen der Freimessung ermöglicht. Die anschließende Berichterstattung in den Medien war sehr sachlich.
Im November 2018 hat das Umweltministeriums Baden-Württemberg dann seine Zustimmung zur Verbringung der Abfälle auf die Deponie Buchen-Sansenhecken gegeben. Dem folgte die Verplombung des Transportmittels durch TÜV Süd im KWO und einen Tag später wurden die freigegebenen Abfälle auf der Deponie angeliefert und eingebaut. Dazu hat der Betreiber des KWO eine Pressemittelung herausgegeben. Auch in diesem Fall war die Berichterstattung in den Medien sachlich. Eine Bürgerinitiative hat in die Dokumentation Akteneinsicht bei der AWN genommen.
Im August 2019 wurden vier Entsorgungslose angemeldet (bestehend aus Betonblöcken der Reaktorgrube und des Bioschilds) und im September 2019 fand im KWO zu Los 1/2019 eine Freimessung von insgesamt 184 Big-Bags (ca. 105 Mg) statt. Daran hat der TÜV Süd 100%-Kontrollmessungen mit FMA und In-situ-γ-Spektrometrie für Gebinde ohne Videodokumentation der Betreibermessung durchgeführt (62 Kontrollmessungen). Bei vorliegender Videodokumentation erfolgten die Nachmessungen als 10%-Stichprobe (14 Kontrollmessungen). Die Freimessung wurde vom Öko-Institut begleitet, zeitweise war auch ein AWN-Mitarbeiter vor Ort. Die weiteren drei Lose umfassten 219 Mg, 160 Mg und 110 Mg. Die Kontrollen durch den TÜV Süd wurden auf gleiche die Art und Weise vorgenommen wie bei Los 1. Das Öko-Institut war für das AWN an einem Tag je Los anwesend. Insgesamt belief sich der Kontrollaufwand für die vier Lose (ca. 600 Mg) im KWO auf ca. 220 Kontrollmessungen durch den TÜV Süd, welche über sieben Arbeitstage durch den AWN-Gutachter – das Öko-Institut - im KWO begleitet wurde.
Weitere Kontrollmessungen fanden im März 2021 statt. Das öffentliche Interesse war geringer als zuvor, vielleicht auch aufgrund der Pandemie.

6. Fazit

Seitens der Öffentlichkeit wird oft in Frage gestellt, dass mit der Freigabe von Abfällen im Rahmen des Abbaus stillgelegter Kernkraftwerke der gebotene Strahlenschutz gewährleistet wird. Dies führte zu einer wachsenden Zurückhaltung öffentlich-rechtlicher Abfallentsorger, die zur Beseitigung freigegebenen Abfälle anzunehmen. Um das Prozess der Freigabe für die Öffentlichkeit möglichst transparent zu gestalten und Vertrauen bei den Bürgern zu schaffen wurde in Baden-Württemberg eine Handlungsanleitung erarbeitet, welche unter Einbeziehung der Abfallerzeuger über die Anforderungen der StrlSchV hinausgehende Maßnahmen vereinbart. Die Handlungsanleitung eröffnet den Deponiebetreibern die Möglichkeit, eigene Kontrollen bei den Abfallerzeugern durchführen zu lassen. In der Umsetzung verursacht dies nicht unerheblichen Aufwand. Hinzu kommt für die Abfallentsorger der Aufwand der Kommunikation mit der Öffentlichkeit für eine relativ kleine Menge der von ihnen insgesamt entsorgten Abfälle.
Die hier präsentierten Fallbeispiele aus Baden-Württemberg beschreiben den Ablauf und das Ergebnis von verschiedenen Überprüfungen. Diese Überprüfungen sollten die Einhaltung des Dosiskriteriums der StrlSchV von 10 µSv im Kalenderjahr belegen und zeigen, dass in der Realität von einer deutlich geringeren Dosis der Bevölkerung auszugehen ist. Neben Kontrollmaßnahmen beim Abfallerzeuger ist die Transparenz der Abläufe und Prüfungsergebnisse für die Schaffung von öffentlichem Vertrauen in den Freigabeprozess von wesentlicher Bedeutung. Die Kommunikation der Hintergründe der Freigabe sowie die Demonstration größtmöglicher Sorgfalt und intensiver unabhängiger Überwachung bei der Durchführung der Freigabemessungen im KKW gegenüber

Bürgern und lokalen Mandatsträgern ist von großer Bedeutung. Die Maßnahmen haben zu einer Versachlichung der Berichterstattung in den lokalen Medien beigetragen.
Auch wenn der in Baden-Württemberg veranlasste Aufwand erheblich erscheint, sollte er in Relation zu den Alternativen – Verzögerungen beim Abbau, Schaffung zusätzlicher Lagerkapazität oder gar Endlagerung - gesehen werden.

7. Literaturverzeichnis

[1] IAEA – International Atomic Energy Agency (1988): Principles for the Exemption of Radiation Sources and Practices from Regulatory Control (Safety Series No. 89), 1988

[2] Landkreistag Baden-Württemberg: Handlungsanleitung zur Entsorgung von freigemessenen Abfällen auf Deponien in Baden-Württemberg, Stuttgart, 04.08.2015

[3] Kreislaufwirtschaftsgesetz (KrWG): Kreislaufwirtschaftsgesetz vom 24. Februar 2012 (BGBl. I S. 212), das zuletzt durch Artikel 2 Absatz 2 des Gesetzes vom 9. Dezember 2020 (BGBl. I S. 2873) geändert worden ist

[4] SSK – Strahlenschutzkommission: Freigabe von Stoffen zur Beseitigung. Empfehlung der Strahlenschutzkommission (Berichte der Strahlenschutzkommission des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit Nr. 54), 2006

AKTUELLE SITUATION BEI DER ENTSORGUNG VON NORM-KONTAMINIERTEM SCHROTT

THE CURRENT SITUATION REGARDING THE DISPOSAL OF NORM-CONTAMINATED SCRAP METAL

Klaus Flesch , K. Nickstadt , Rainer Gellermann

[1]Nuclear Control & Consulting GmbH, Hinter dem Turme 24, 38114 Braunschweig

Zusammenfassung
In Deutschland hat sich in den letzten Jahren eine Situation entwickelt, die die Entsorgung von mit überwachungsbedürftigen Rückständen kontaminierten Schrottmaterialien (NORM-kontaminierter Schrott) zunehmend erschwert. Bis vor kurzem gab es für die betroffenen Unternehmen noch einen bevorzugten Weg der Verwertung durch Einschmelzen der Schrottmaterialien, wodurch die natürlich vorkommenden Radionuklide in den beim Schmelzprozess entstehenden Schlacken und Stäuben separiert und die Metalle als Sekundärrohstoffe wieder zur Herstellung neuer Produkte zugeführt werden konnten. Mittlerweile steht für NORM-kontaminierten Schrott bundesweit fast ausschließlich die Deponierung zur Verfügung. Diese Einschränkung und damit im Zusammenhang stehende, unterschiedliche Herangehensweisen der zuständigen Behörden in den Bundesländern stellen die betroffenen Industrien für die Entlassung von NORM-kontaminiertem Schrott vor neuen Herausforderungen.

Summary
In recent years, the situation regarding the disposal of NORM contaminated scrap has become increasingly difficult in Germany. Until recently, the companies concerned could prefer the utilisation of the scrap materials by melting. The naturally occurring radionuclides were separated in the arising slags and dusts due to the melting process and the metal could recycled into production processes as secondary raw materials. In the meantime, the landfill disposal is nearly the exclusive way for the NORM contaminated scrap in Germany. This restriction and the different practical approach of the competent authorities concerning the release the NORM contaminated scrap from surveillance present the companies with new challenges.

Schlüsselwörter *NORM, Verwertung, Deponierung, Entlassung*
Keywords *NORM, Recycling, Landfill, Release*

1. Einleitung

In Anlagen bzw. Anlageteilen der Erdöl-/Erdgasindustrie und der Tiefengeothermie fallen im Zuge von Erneuerungs- oder Wartungsarbeiten Anlagenteile an, an denen sich u. a. sulfatische oder karbonatische Ablagerungen gebildet haben, die u. a. auch natürlich vorkommende Radionuklide enthalten. Nach ihrem Rückbau oder dem Austausch müssen diese Anlagenteile entsorgt werden. Wenn sie „Ablagerungen aus der Gewinnung, Verarbeitung und Aufbereitung von Erdöl und Erdgas und aus der Tiefengeothermie“ enthalten, handelt es sich nach Anlage 1 Nr. 1 des Strahlenschutzgesetzes (StrlSchG [1]) um überwachungsbedürftige Rückstände (NORM). Für die beabsichtigte Entsorgung sind diese Rückstände als geplante Tätigkeit gemäß § 29 Abs. 1 der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV [2]) durch einen Antrag bei der zuständigen Behörde für eine bestimmte Verwertung oder Beseitigung aus der Überwachung zu entlassen. Nach § 62 Abs. 2 StrlSchG erteilt die zuständige Behörde einen schriftlichen Entlassungsbescheid. Dieser Beitrag kann die vorliegenden Problemstellungen nur in einem Abriss und nicht im Detail die fachlichen Sachverhalte beschreiben. Der Beitrag soll vielmehr aufzeigen, dass ein erheblicher Lösungsbedarf

einerseits hinsichtlich der Entsorgung von NORM-kontaminiertem Schrott und andererseits hinsichtlich der Optimierung bei der Durchführung von Entlassungsverfahren besteht.

2. Verwertungs- und Beseitigungswege für NORM-kontaminierten Schrott

2.1 Charakteristik der NORM-kontaminierten Schrottmaterialien

Bei NORM-kontaminierten Schrottmaterialien aus der Erdöl/Erdgasindustrie oder aus der Tiefengeothermie sind auf Grund der aquagenetischen Bildung der Ablagerungen die natürlich vorkommenden Radionuklide Ra-226 und Pb-210 aus der U-238-Zerfallsreihe sowie Ra-228 und Th-228 aus der Th-232-Zerfallsreihe enthalten. Die primordialen Radionuklide U-238 und Th-232 gelangen bei der Förderung von Erdöl oder Erdgas nicht mit an die Oberfläche, bzw. sie verbleiben durch die physikochemischen Bedingungen in der Lagerstätte. Im Wesentlichen werden aus der Lagerstätte die Radiumnuklide in sulfatischen oder karbonatischen Verbindungen mobilisiert und sie lagern sich bei der Druckentlastung und der Temperaturabnahme beim Aufstieg durch die Förderrohre ab (siehe auch [3]).

2.2 Einschmelzen und Wiederverwertung der Metalle

Bis 2019 war für die betroffenen Unternehmen eine Verwertung von NORM-kontaminiertem Schrott in einer Schmelzanlage in Deutschland möglich. Damit konnten die NORM-kontaminierten Ablagerungen in die beim Schmelzprozess anfallenden Schlacken und Stäuben abgetrennt und die Metalle als Sekundärrohstoffe wieder in den Stoffkreislauf zurückgeführt werden.

2.3 Deponierung des Metallschrotts

Mittlerweile wurde der Betrieb für das Einschmelzen von NORM von dem Unternehmen eingestellt. Somit gibt es derzeit für die betroffenen Unternehmen der Erdöl-/Erdgasindustrie für große Mengen der NORM-kontaminierten Schrottmaterialien die Möglichkeit der Deponierung, sofern keine weiteren keine Bedenken gegen die abfallrechtliche Zulässigkeit des vorgesehenen Beseitigungsweges bestehen. Die Metalle werden folglich dem Stoffkreislauf entzogen und können nicht wiederverwertet werden.

2.4 Reinigungsverfahren von Förderrohren

Insbesondere für Förderrohre aus der Erdöl-/Erdgasindustrie und der Tiefengeothermie gibt es noch alternative Reinigungsmöglichkeiten mit unterschiedlichen, abrasiven Nass- und Trockenverfahren. Die NORM-kontaminierten Ablagerungen werden von den Innenwänden der Rohrleitungen abgetrennt und separat (ebenfalls über das strahlenschutzrechtliche Entlassungsverfahren nach § 29 Abs. 1 StrlSchV) auf eine dafür nach dem Abfallrecht geeignet Deponie entsorgt. Das Abfallvolumen wird damit deutlich reduziert und die gereinigten Rohre können wieder unmittelbar eingesetzt werden, sofern sonst keine technischen Einschränkungen durch Abnutzung oder ähnliches vorliegen. Für andere Anlagenteile wie z. B. Tankbehältnissen oder gekrümmte Rohrleitungen sind diese Reinigungsmethoden allerdings sehr viel aufwändiger, sodass hier aus wirtschaftlichen Gründen in vielen Fällen eher eine Deponierung des gesamten Schrotts bevorzugt wird.

3. Anforderungen an die Entlassung von NORM-kontaminierten Schrottmaterialien

3.1 Entlassungsantrag

Nach § 61 Abs. 2 StrlSchG sind NORM-kontaminierte Schrottmaterialien als Rückstände überwachungsbedürftig, wenn nicht sichergestellt ist, dass bei ihrer Beseitigung oder Verwertung die in der Anlage 5 StrlSchV festgelegten Überwachungsgrenzen und Verwertungs- und Beseitigungswege eingehalten werden.

Für den Antrag auf Entlassung haben die Unternehmen als Antragsteller gemäß § 29 Abs. 1 die folgenden Unterlagen vorzulegen:

1. eine Erklärung über den Verbleib des künftigen Abfalls,
2. eine Annahmeerklärung des Verwerters oder Beseitigers und
3. einen Nachweis, dass eine Kopie der Annahmeerklärung des Verwerters oder Beseitigers der für die Verwertungs- oder Beseitigungsanlage nach dem Kreislaufwirtschaftsgesetz zuständigen Behörde zugeleitet worden ist.

Außerdem hat der Antragsteller gemäß § 62 Abs. 2 StrlSchG nachzuweisen, dass

1. auf Grund der für die Verwertung oder Beseitigung getroffenen Maßnahmen der erforderliche Schutz der Bevölkerung vor Expositionen sichergestellt ist,
2. bei der Beseitigung oder Verwertung die Körperdosis der beruflich tätigen Personen die Werte für die Einstufung als beruflich exponierte Person nicht überschreiten kann und
3. keine Bedenken gegen die abfallrechtliche Zulässigkeit des vorgesehenen Verwertungs- oder Beseitigungsweges und seine Einhaltung bestehen.

Als Maßstab für den Schutz der Bevölkerung gilt nach § 62 Abs. 3 StrlSchG eine effektive Dosis von 1 mSv im Kalenderjahr als Richtwert für die Exposition von Einzelpersonen der Bevölkerung. Der Richtwert soll auch ohne weitere Maßnahmen nach Abschluss der Verwertung oder Beseitigung nicht überschritten werden.

3.2 Feststellung der Überwachungsbedürftigkeit

Die Überwachungsbedürftigkeit von Rückständen wird nach § 27 StrlSchV i. V. m. § 61 Abs. 2 StrlSchG nach den in der Anlage 5 festgelegten Überwachungsgrenzen und Verwertungs- und Beseitigungswege bestimmt. Danach gilt zunächst eine allgemeine Überwachungsgrenze C für repräsentativ ermittelte Werte $C_{U238max}$ und $C_{Th232max}$ der größten spezifischen Aktivitäten der Radionuklide der U-238-Zerfallsreihe und der Th-232-Zerfallsreihe von 1 Bq/g (bezogen auf Trockenmasse). Der Wert C wird nach der folgenden Summenformel ermittelt:

$$C_{U238max} + C_{Th232max} \leq C \qquad (1)$$

Die Überwachungsgrenze *C* kann unter bestimmten Randbedingungen einen Wert kleiner 1 annehmen, wenn z. B. im Kalenderjahr mehr als 5 000 Mg Rückstände im Einzugsbereich eines nutzbaren Grundwasserleiters deponiert werden. Dann gilt $C \leq 0{,}5$ Bq/g. Oder beispielsweise bei einer untertägigen Verwertung oder Deponierung von Rückständen gilt $C \leq 5$ Bq/g.

4. Ermittlung „repräsentativ ermittelter Werte $C_{U238max}$ und $C_{Th232max}$ gemäß Anlage 5 StrlSchV

Entsprechend der Begriffsbestimmung § 1 Abs. 17 StrlSchV ist die spezifische Aktivität das Verhältnis der Aktivität eines Radionuklids zur Masse des Materials, in dem das Radionuklid verteilt ist. Bei festen radioaktiven Stoffen ist die Bezugsmasse für die Bestimmung der spezifischen

Aktivität die Masse des Körpers oder Gegenstandes, mit dem die Radioaktivität bei vorgesehener Anwendung untrennbar verbunden ist. Gemäß Anlage 5 StrlSchV festgelegte Überwachungsgrenzen und Verwertungs- und Beseitigungswege sind, wie bereits erwähnt, für die Ermittlung der Überwachungsbedürftigkeit repräsentativ ermittelte Werte der spezifischen Aktivität in Rückständen $C_{U238max}$ und $C_{Th232max}$ zu bestimmen.

4.1 Ablagerungsformen bei NORM-kontaminiertem Schrott

Für die Beurteilung ist nach der genannten Legaldefinition ein wesentlicher Aspekt, dass die „*Radioaktivität ... untrennbar verbunden*“ ist. Bei den Anlagenteilen der Erdöl-/ Erdgasindustrie oder der Tiefengeothermie können sind die Ablagerungen in drei unterschiedliche Formen zu charakterisieren:

- in das Metall eingedrungene Radionuklide,
- am Metall festhaftende Ablagerungen,
- vom Metall ablösbare Ablagerungen.

Wenn die Radionuklide in das Metall eingedrungen sind oder die natürlich vorkommenden Radionuklide sich am Metall in festhaftenden Ablagerungen befinden, ist eine Bewertung des NORM-kontaminierten Schrotts ohne die Metallkomponente nicht möglich. Eine Entfernung der Ablagerungen ist als unverhältnismäßig zu beurteilen bzw. wirtschaftlich nicht zumutbar Die spezifische Aktivität kann somit nur bezogen auf die Gesamtmasse des zu entsorgenden Abfalls ermittelt werden.

Wenn die Ablagerungen allerdings ablösbar bzw. „trennbar“ sind, kann über die Bestimmung des Massenanteils in dem NORM-kontaminierten Schrotts ermittelt und damit die spezifische Aktivität allein bezogen auf diese Ablagerungen, also ohne Berücksichtigung der Metallmasse, bestimmt werden. Diese Unterscheidung ist im Weiteren maßgeblich zur Ermittlung der Überwachungsbedürftigkeit i. S. der Anlage 5 StrlSchV.

4.2 Probenahme und Bestimmung der repräsentativ ermittelte Werte C

Für die Probenahme von NORM-kontaminiertem Schrott gibt es in Deutschland bisher keine Vorgaben in Richtlinien oder in anderen Vorschriften. Die situationsangepassten Beprobungen zur Ermittlung repräsentativ ermittelter Werte basieren i. W. auf langjährige, praktische Erfahrungen. Eine wesentliche Grundlage bilden dabei u. a. auch vor Ort begleitende Messungen der Ortsdosisleistung oder Oberflächenkontaminationsmessungen z. T. auch als Bohrlochgeometrie, um einen Überblick über die Kontaminationsverteilung zu gewinnen und ggf. Hot-Spots einzugrenzen. Auf der Basis der vorliegenden Erfahrungen können bei bekannten Nuklidvektoren bereits während der vor Ort durchgeführten Messungen die spezifischen Aktivitäten von Ra-226 und Ra-228 oder Pb-210 gut eingeschätzt werden.

Bei der Probenahme wird bei festhaftenden Ablagerungen oder bei in das Metall eingedrungenen Radionukliden das gesamte Metall beprobt. In Ausnahmefällen kann mit hohem Aufwand eine geringe Menge von der Metalloberfläche abgekratzt werden. Oft reichen allerdings die Probenmassen dann nicht aus, um bei den erforderlichen gammaspektrometrischen Analysen zur Bestimmung der relevanten Radionuklide Ra-226, Pb-210, Ra-228 und Th-228 hinreichend niedrige Nachweisgrenzen zu erhalten. Wenn ablösbare Ablagerungen vorliegen, ist eine Probenahme i. d. R. mit einfachen Mitteln möglich und die spezifischen Aktivitäten können mittels Gammaspektrometrie mit ausreichender Präzision bestimmt werden (siehe Abbildung 1).

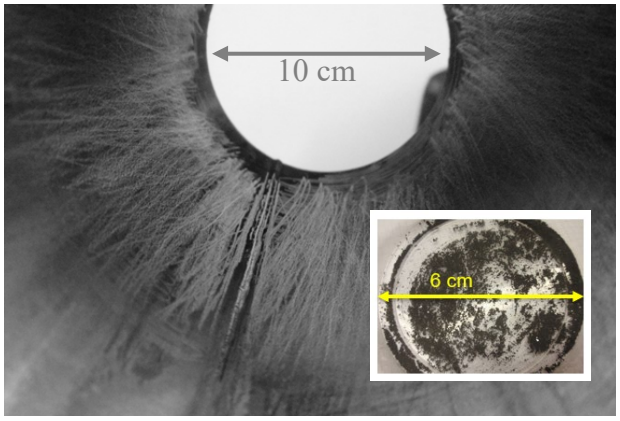


Abbildung 5: Innenwand eines Rohres aus der Erdöl-/Erdgasindustrie festhaftenden, dünnschichtigen Ablagerungen und der abnehmbaren Probenmenge (Foto: K. Nickstadt, NCC)

Die Repräsentativität der ermittelten Werte C muss sich i. d. R auf eine für die zu entsorgende Menge ausreichende Anzahl von Proben stützen können. Auf Grund der Konstruktion von Anlagenteilen z. B. Tanks mit Einbauten und nur kleinen Öffnungen sind jedoch oftmals nicht alle Punkte zugänglich, in denen sich NORM-kontaminierte Ablagerungen gebildet haben können. Dementsprechend sind Probenahmen dann nur an den zugänglichen Öffnungen möglich (siehe Beispiel in Abbildung 2). Eine Beprobung der schwer erreichbaren Bereiche in diesen Anlagenteilen ist mit erheblichen Aufwänden wie z. B. einer Zerlegung der Anlagenteile verbunden, die nicht verhältnismäßig und für die Ermittlung der Überwachungsbedürftigkeit nicht wesentlich zielführend sind. Mit Hilfe von ODL-Messungen oder Messungen mit Kontaminationsmessgeräten kann unter Berücksichtigung der Abschirmwirkung des Metalls die Aktivitätsverteilung in guter Näherung eingeschätzt werden.

Abbildung 6: Tank mit NORM-kontaminierten Ablagerungen an den Innenwänden (Foto: K. Nickstadt, NCC)

Auf dieser Grundlage kann letztlich durch die Kombination von einzelnen Analysen und den vor Ort durchgeführten Messungen die Überwachungsbedürftigkeit der NORM-kontaminierten Schrottmaterialien hinreichend sicher ermittelt werden.

Nach der Empfehlung der deutschen Strahlenschutzkommission (SSK) [4] ist als repräsentativer Wert der spezifischen Aktivität im Zusammenhang mit der Beurteilung von Materialien die obere Konfidenzgrenze des Erwartungswertes der spezifischen Aktivität zu verwenden. Diese Werte bilden die Grundlage für die Einhaltung der Überwachungsgrenzen nach Anlage 5 StrlSchV für definierte Verwertungs- oder Beseitigungswege, für die Prüfung von Voraussetzungen zur Entlassung von überwachungsbedürftigen Rückständen aus der Überwachung bei der Deponierung

nach Anlage 7 StrlSchV oder für die Ermittlung von Expositionen bei Rückständen gemäß Anlage 6 StrlSchV.

Mit den Schätzwerten für den Erwartungswert und der Standardabweichung von normalverteilten oder lognomalverteilten Datenmengen aus den Analysedaten werden die obere und untere Konfidenzgrenze des Erwartungswertes zum Vertrauensniveau P = 0,95 berechnet.

Obere Konfidenzgrenze:

$$E_r^{(n_r;P)} = E_{r,n_r}^{(ML)} \cdot B(n_r; P; \sigma_{r,n_r}) \qquad (2)$$

Untere Konfidenzgrenze

$$E_r^{(n_r;1-P)} = E_{r,n_r}^{(ML)} \cdot B(n_r; 1-P; \sigma_{r,n_r}) \qquad (3)$$

mit dem Maximum-Likelihood-Schätzer des Erwartungswertes

$$E_{r,n_r}^{(ML)} = e^{\left(\mu_{r,n} + \frac{\sigma_{r,n}^2}{2}\right)} \qquad (4)$$

Die als Konfidenzfaktoren bezeichnete Größen B werden mit analytischen Lösungen berechnet. Für die Ermittlung der Überwachungsbedürftigkeit werden die oberen Konfidenzgrenzen der Erwartungswerte $E_r^{(n,P)}$ in Bq/g verwendet.

5. Anforderungen der zuständigen Behörden für die Entlassung von NORM-kontaminierten Schrottmaterialien

In den letzten Jahren haben zuständige Behörden erhöhte Anforderungen gestellt, um die Entlassung von Rückständen aus der Überwachung zu ermöglichen. Die wesentlichen, als Gründe benannten Aspekte für die erhöhten Anforderungen sind

- die Grundlagen für die Ermittlung der repräsentativen Werte der spezifischen Aktivitäten $C_{U238max}$ und $C_{Th232max}$ sowie
- der Nachweis der Einhaltung des in Kap. 3.1 beschriebenen Richtwertes der effektiven Dosis von 1 mSv im Kalenderjahr.

U. a. fordern die zuständigen Behörden die Anwendung der Richtlinie LAGA PN 98 [5]. Sie ist für die grundlegende Charakterisierung zu deponierenden Abfällen als Stand der Technik für die Probenahme verbindlich. Die LAGA PN 98 enthält Empfehlungen, die den Behörden einen Handelsspielraum ermöglichen. Die Richtlinie ist nicht als strikte Anleitung zu verstehen. Sie enthält Grundregeln für die Entnahme von Proben aus festen und stichfesten Abfällen sowie abgelagerten Abfällen (z. B. Haufwerke). Die Richtlinie enthält die Anzahl von Einzel-, Misch-, Sammel- und Laborproben für die Probenahme aus Gebinden oder Haufwerken, die für große Massen an Abfällen stehen (kleinstes Volumen der Grundmenge: bis 30 m³, kleinste Anzahl der Gebinde 1-30 Stück). Das Mindestvolumen der Proben ist nach der maximalen Korngröße zu bestimmen. Übertragen auf den Metallschrott mit einer Größtkomponente > 120 mm wären ganze Stücke als Einzelproben zu entnehmen. Eine Beprobung von kontaminierten Metallteilen ist nicht Gegenstand der LAGA PN 98.

Der mögliche Ermessenspielraum wird allerdings in vielen Fällen nicht genutzt und die Behörden lehnen die vorliegenden Entlassungsanträge mit der erfahrungsbasierten Ermittlung der repräsentativen Werte der spezifischen Aktivitäten $C_{U238max}$ und $C_{Th232max}$ mit Einbeziehung von ODL-Messwerten aus Vorortmessungen ab.

Der Nachweis der Richtwerteinhaltung der effektiven Dosis von 1 mSv im Kalenderjahr stützt sich i. d. R. auf die repräsentativ ermittelten Werte der spezifischen Aktivitäten $C_{U238max}$ und $C_{Th232max}$. Für die erforderliche Expositionsabschätzung wird u. a. die Anlage 6 StrlSchV i. V. m. den in den Berechnungsgrundlagen Bergbau (BglBb) [7] mit Betrachtung der relevanten Expositionspfade angewandt. Die BglBb beinhalten expositionspfadspezifische Modellannahmen für die Ermittlung der effektiven Dosis E. Im Falle von Entlassungsanträgen für die Beseitigung von NORM-kontaminierten Schrottmaterialien auf Deponien mit anderen Rückständen und Abfällen kann nach Anlage 7 StrlSchV ein vereinfachtes Nachweisverfahren benutzt werden. Das Schutzziel der Bevölkerung gilt als eingehalten, wenn die in Anlage 7 StrlSchV genannten Voraussetzungen erfüllt sind. Die zu ermittelnde mittlere spezifische Aktivität C^M der auf den Deponien deponierten Abfälle ergibt sich aus dem Quotienten der Gesamtaktivität aller innerhalb von 12 Monaten auf der Deponie beseitigten überwachungsbedürftigen Rückstände/Materialien und der Summe aller in diesem Zeitraum entsorgten Massen (konventionelle Abfälle und entlassene Rückstände/Materialien).

Bei den bisher vorliegenden praktischen Erfahrungen liegen die ermittelten Werte für die effektive Dosis E für Einzelpersonen der Bevölkerung und auch für die beruflich tätigen Personen deutlich unterhalb von 1 mSv im Kalenderjahr und die Einhaltung des Richtwertes wurde immer nachgewiesen. Auch bei konservativen Annahmen sind für die Beseitigung von NORM-kontaminierten Schrottmaterialien aus der Erdöl-/Erdgasindustrie oder aus der Tiefengeothermie keine Dosiswerte oberhalb des Richtwertes bekannt. Über die radiologische Nachweisführung nach Anlage 7 StrlSchV ist bei den zuständigen Behörden oft eine Akzeptanz vorhanden und die Entlassungsanträge für die Deponierung werden i. d. R. positiv beschieden. Teilweise werden ergänzende Betrachtungen zu möglichen Expositionen gefordert.

Anders sieht es dagegen bei der Vorgehensweise der Expositionsermittlung über Modellannahmen mit Betrachtung von Expositionspfaden aus, die bei Entlassungsanträgen zur Verwertung wie z. B. Reinigen der NORM-kontaminierten Schrottmaterialien und Rückführung der Metalle in den Stoffkreislauf angewendet werden. Im Falle der Verwertung von Rückständen sind nach Anlage 6 Nr. 2 StrlSchV bei der Expositionsermittlung von Einzelpersonen der Bevölkerung und von beruflich tätigen Personen alle Expositionen einzubeziehen, die auf dem vorgesehenen Verwertungsweg auftreten können. Insbesondere sind auch durch die bei der Verwertung anfallenden weiteren Reststoffe/Rückstände zu betrachten. Aus verfahrenstechnischen Gründen werden diese Reststoffe/Rückstände mit aus anderen Prozessschritten anfallenden Materialien vermischt und eine einzelne Betrachtung der für die Entlassung spezifischen Rückstände ist nicht möglich. Auch abdeckende Expositionsbetrachtungen werden von den zuständigen Behörden dann nicht akzeptiert und die Behörden sehen die vorliegenden Entlassungsanträge als nicht bescheidungsfähig.

6. Ausblick

Die Autoren empfehlen die Erstellung eines Leitfadens in Zusammenarbeit zwischen den Fachbearbeitern der zuständigen Behörden und den Fachleuten aus der Praxis. In diesem Leitfaden sollte die Vorgehensweise zur Ermittlung repräsentativer Werte der spezifischen Aktivitäten von NORM-kontaminierten Schrottmaterialien vorgeschlagen werden. Außerdem sollte er damit für die Anwender eine Orientierungshilfe für die Erstellung von Entlassungsanträgen (Unternehmen) und für die Einschätzung zur Entlassungsfähigkeit der Rückstände aus der Überwachung (zuständige Behörden) bieten können.

Es gibt auch vergleichbare Probleme bei der Handhabung sonstiger NORM-kontaminierter Materialien, die nicht als Rückstände in der Anlage 1 StrlSchG aufgeführt sind. Wenn durch Tätigkeiten mit diesen sonstigen Materialien erhebliche Erhöhungen der Exposition von Einzelpersonen der Bevölkerung auftreten können, haben die zuständigen Behörden die Möglichkeit, Schutzmaßnahmen zum Strahlenschutz anzuordnen (§ 65 StrlSchG). Bei den

Behörden gibt es z. T. sehr voneinander abweichende Verfahrensweisen zur Einschätzung, ob Expositionen bei Tätigkeiten mit diesen Materialien tatsächlich erheblich erhöht sind. Es werden z. T. sehr unterschiedliche Maßstäbe zur Beurteilung gesetzt. Auch hier besteht ein Bedarf, eine Orientierungshilfe z. B. in Form eines Leitfadens für alle beteiligten Anwender zu erstellen.

7. Literaturverzeichnis

[1] Strahlenschutzgesetz vom 27. Juni 2017 (BGBl. I S. 1966), zuletzt geändert durch Artikel 2 des Gesetzes vom 20. Mai 2021 (BGBl. I S. 1194).

[2] Strahlenschutzverordnung vom 29. November 2018 (BGBl. I S. 2034, 2036), zuletzt geändert durch Artikel 6 des Gesetzes vom 20. Mai 2021 (BGBl. I S. 1194).

[3] Gellermann, R., Schulz, H., Weiß, D.: Abschlussbericht zum Vorhaben StSch 4416: Methodische Weiterentwicklung des Leitfadens zur radiologischen Untersuchung und Bewertung bergbaulicher Altlasten und Erweiterung des Anwendungsbereichs. Teil B: Erweiterung des Anwendungsbereichs auf NORM-Rückstände. Bericht I: Vorkommen und Entstehung von radiologisch relevanten Bodenkontaminationen aus bergbaulichen und industriellen Prozessen. Bundesamt für Strahlenschutz, 2006

[4] Grundsätze und Methoden zur Berücksichtigung von statistischen Unsicherheiten für die Ermittlung repräsentativer Werte der spezifischen Aktivität von Rückständen. Empfehlung der Strahlenschutzkommission. Berichte der Strahlenschutzkommission, Heft 46 (2005).

[5] LAGA PN 98 - Richtlinie für das Vorgehen bei physikalischen, chemischen und biologischen Untersuchungen im Zusammenhang mit der Verwertung/Beseitigung von

[6] Abfällen. - Mitteilung der Länderarbeitsgemeinschaft Abfall (LAGA) 32; 67 Seiten, ISBN: 978-3-503-07037-4 (Fassung 2001); Stand Mai 2019.

[7] Berechnungsgrundlagen zur Ermittlung der Strahlenexposition infolge bergbaubedingter Umweltradioaktivität (Berechnungsgrundlage – Bergbau). Bundesamt für Strahlenschutz, März 2010. urn:nbn:de:0221-20100329966.

Themenblock „Lagerung“

RADIOLOGISCHE PRÜFUNGEN BEI DER RÜCKFÜHRUNG VON HAW-GLASKOKILLEN AUS SELLAFIELD MIT DEM BEHÄLTER CASTOR® HAW28M

RADIOLOGICAL CHECKS DURING THE RETURN OF VITRIFIED HLW CONTAINERS FROM SELLAFIELD WITH THE FLASK CASTOR® HAW28M

Marco Wilmsmeier

GNS Gesellschaft für Nuklear-Service mbH, Deutschland

Zusammenfassung
Für die angefallene Masse an Schwermetall bei der Wiederaufarbeitung von abgebrannten Brennelementen in Sellafield besteht gemäß staatlicher Vereinbarungen zwischen Deutschland und UK eine Rückführungsverpflichtung. Die rückzuführende Äquivalenzmasse entspricht 560 HAW-Glaskokillen. Bei der Vorbereitung zur Rückführung dieses hochaktiven Abfallstroms bestand eine große Herausforderung darin, parallel zur Auslegung und Zulassung des Transport- und Lagerbehälters der Bauart CASTOR® HAW28M für das Sellafield-Inventar, die Infrastruktur für die Beladung und Abfertigung sowie den Transport aufzubauen und zu erproben. Eine Besonderheit hierbei war, dass erstmalig ein Seetransport dieser Behälterbauart durchzuführen war. Von Dezember 2018 bis November 2019 wurden sechs Behälter mit jeweils 28 HAW-Glaskokillen in Sellafield beladen. Der Rücktransport nach Deutschland im November 2020 fand dann, als weiteres Novum, als erster HAW-Transport zu einem dezentralen Zwischenlager statt. Während des gesamten Transportzyklus der sechs beladenen Behälter wurden beginnend am Abgabeort in Sellafield, bei der Umladung in den Häfen Barrow-in-Furness und Nordenham sowie abschließend am Zielort in Biblis umfangreiche radiologische Prüfungen, teilweise unter erschwerten Bedingungen auf Grund der COVID-19-Pandemie, durchgeführt. Hierbei konnte nachgewiesen werden, dass die verkehrsrechtlichen Grenzwerte gemäß der Regularien ADR/RID sowie dem IMDG-Code und die lagerrechtlichen Grenzwerte gemäß den technischen Annahmebedingungen des Zwischenlagers sicher eingehalten und sogar deutlich unterschritten wurden.

Summary
For the mass of heavy metal, which accumulated during the reprocessing of spent fuel elements at Sellafield, there is a return obligation in accordance with governmental agreements between Germany and the UK. The equivalent mass to be returned correlates to 560 vitrified HLW containers. In preparing for the return of this high-level waste stream, a major challenge was to establish and attempt the infrastructure for loading and handling as well as transport in parallel with the design and approval of the transport and storage flask CASTOR® HAW28M for the Sellafield inventory. Hereby one speciality was that a sea transport of this flask design had to be carried out for the first time. From December 2018 to November 2019, six flasks were laden in Sellafield with 28 vitrified HLW containers each. The return transport to Germany in November 2020 then was proceeded, as a further novelty, as the first HLW transport to a decentralised interim storage facility. During the entire transport cycle of the six laden flasks, comprehensive radiological checks were carried out starting at the delivery point in Sellafield, during transhipment in the ports of Barrow-in-Furness and Nordenham, and finally at the destination in Biblis, partly under difficult conditions due to the COVID-19 pandemic. It was possible to demonstrate that the transport limits in accordance with the ADR/RID regulations and the IMDG Code and the storage limits in accordance with the technical acceptance conditions of the interim storage facility were safely complied with and even fallen well below.

Schlüsselwörter *Wiederaufarbeitung, HAW-Glaskokillen, Seetransport, radiologische Prüfungen, Zwischenlagerung*
Keywords *Reprocessing, vitrified HLW containers, sea transport, radiological checks, interim storage*

1. EINLEITUNG

Auf Basis von Wiederaufarbeitungsverträgen, welche die Betreiber deutscher Kernkraftwerke (EVU) ab 1980 mit der Nuclear Decommissioning Authority (NDA, früher BNFL) geschlossen haben, wurden abgebrannte Brennelemente zur Wiederaufarbeitungsanlage nach Sellafield transportiert und dort wiederaufgearbeitet. Bis 1994 war die Wiederaufarbeitung bestrahlter Brennelemente gemäß § 9 AtG verpflichtend vorgeschrieben. Da 1989 auf ein nationales Wiederaufarbeitungskonzept verzichtet wurde, war zur Wiederaufarbeitung nur die Verbringung ins Ausland möglich. Ab 1994 war durch eine Novellierung des Atomgesetzes auch die direkte Endlagerung parallel zur Wiederaufarbeitung als Entsorgungskonzept möglich. Seit dem 01. Juli 2005 ist die Abgabe bestrahlter Brennelemente an eine Wiederaufarbeitungsanlage unzulässig. Für die bei der Wiederaufarbeitung angefallene Masse an Schwermetall besteht gemäß staatlicher Vereinbarungen und entsprechendem Notenaustausch zwischen Deutschland und UK eine Rückführungsverpflichtung. Somit ist gemäß der nach Sellafield angelieferten Masse von 768 t Schwermetall, die Rückführung der Äquivalenzmasse nach Deutschland völkerrechtlich verbindlich.

Abb. 1: HAW-Glaskokille

Aus der zurückzuführenden Masse resultieren 560 HAW-Glaskokillen, deren Rücknahme und Verpackung wiederum zwischen den EVU und NDA vertraglich vereinbart ist. Die HAW-Glaskokille ist ein Abfallprodukt aus der Wiederaufarbeitung und stellt einen verschweißten Edelstahlzylinder dar, welcher mit einer Glasmatrix, in der hochaktive Spaltproduktlösungen gebunden sind, befüllt ist.

Zur Vorbereitung der Rückführung des hochaktiven Abfallstroms aus Sellafield erfolgten auf Basis der Spezifikation der Sellafield-Glaskokille und Inventarbestimmung die Auslegung und Zulassung des Transport- und Lagerbehälters CASTOR® HAW28M und die Beladeplanung unter Einhaltung von internationalen und nationalen Regularien.

Des Weiteren wurde für die Rückführung der HAW-Glaskokillen aus Sellafield die Infrastruktur zum Transport, der Beladung und Abfertigung geschaffen, welche mit der Durchführung einer Kalthandhabung des Behälters CASTOR® HAW28M in Sellafield in 2013 erfolgreich verifiziert wurde.

Abb. 2:
Behälter der Bauart CASTOR® HAW28M
(im Schnittbild,
ohne Stoßdämpfer)

Die ersten sechs von insgesamt 20 benötigten Leerbehältern der Bauart CASTOR® HAW28M wurden im Juni 2018 von der GNS-Fertigungsstätte in Mülheim nach Sellafield via Schiene und Schiff transportiert und im Zeitraum von Dezember 2018 bis November 2019 in der Beladeanlage von Sellafield Limited jeweils mit 28 HAW-Glaskokillen beladen. Im November 2020 fand der erste Rückführungstransport von Sellafield nach Deutschland zum Standortzwischenlager der BGZ am Kraftwerksstandort in Biblis (BZB) statt.

Während des gesamten Transportzyklus der sechs Transport- und Lagerbehälter wurden in Sellafield, den Häfen Barrow-in-Furness und Nordenham sowie in Biblis umfangreiche radiologische Prüfungen zum Nachweis der verkehrsrechtlichen und lagerrechtlichen Anforderungen durchgeführt.

2. ANFORDERUNGEN AN DIE RADIOLOGISCHEN PRÜFUNGEN

Um den Schutz von Mensch und, soweit es um den langfristigen Schutz der menschlichen Gesundheit geht, der Umwelt, vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung bei der Beförderung und Lagerung der beladenen CASTOR® HAW28M gewährleisten zu können, wird auch die Einhaltung der relevanten Grenzwerte für Dosisleistung und Oberflächen-kontamination überprüft. Die Grenzwerte ergeben sich aus den Regularien ADR, RID [1, 2] und dem IMDG-Code [3]. Für das Herausbringen von Equipment aus der kerntechnischen Anlage in Deutschland (Kontrollbereich) gelten die Vorgaben von § 58 StrlSchV [4], d. h. die (Oberflächen-)Kontamination ist < 0,04 Bq/cm² für α-Strahler und < 0,4 Bq/cm² für β/γ-Strahler. Die lagerechtlichen Grenzwerte sind in den technischen Annahmebedingungen des annehmenden Standortzwischenlagers festgelegt. Die entsprechenden Grenzwerte, die für den Behälter bzw. das Versandstück (Behälter mit Stoßdämpfern), die jeweiligen Verkehrsträger und das Handhabungsequipment anzuwenden sind, sind in GNS-Prüfvorschriften festgeschrieben.

3. DURCHFÜHRUNG DER RADIOLOGISCHEN PRÜFUNGEN

Zur Dokumentation sämtlicher Handhabungs- und Prüfschritte beim Leerbehältertransport von Mülheim nach Sellafield, bei der Beladung und Abfertigung in Sellafield als auch beim Transport der beladenen Behälter von Sellafield nach Biblis, kamen behälterspezifische Ablaufpläne inklusive abzeichnungspflichtiger Prüf- und Messprotokolle zur Anwendung.

Im Vorfeld zur Durchführung der radiologischen Prüfungen wurden die vorgelegten Kalibrierzeugnisse der Messgeräte auf Einhaltung der Prüffristen überprüft. Mit Beginn der jeweiligen radiologischen Prüfung wurde auf den korrekt eingestellten Messbereich der Dosisleistungsmessgeräte sowie auf die Funktionsfähigkeit der Kontaminationsmessgeräte geachtet. Die Prüfungen wurden von qualifiziertem Strahlenschutzpersonal durchgeführt.

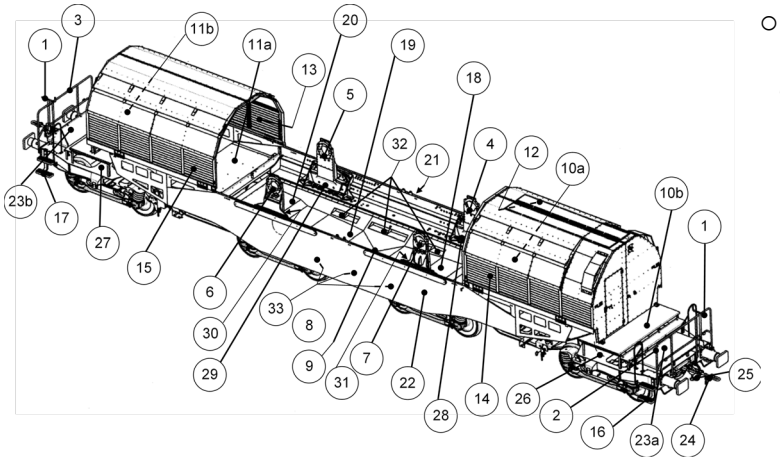
<u>Kontaminationsprüfungen:</u>
Alle Kontaminationsprüfungen erfolgten unter Beachtung der gemäß Verkehrsrecht vorgegebenen Grenzwerte. Bei den Messungen wurden Protokolle, welche repräsentative Messstellen ausweisen, die basierend auf Erfahrungen aus Kalthandhabungen bzw. vorheriger Verwendung des Equipments festgelegt worden sind, angewendet.

Die Kontaminationsprüfungen beim Leerbehältertransport und für das Herausbringen von Equipment aus dem Kontrollbereich, erfolgten zum Nachweis der Kontaminationsfreiheit unter Einhaltung der verkehrsrechtlichen Grenzwerte von < 0,04 Bq/cm^2 für α- bzw. < 0,4 Bq/cm^2 für β/γ-Strahler.

Weitere Kontaminationsprüfungen wurden bei der Behälterbeladung, -abfertigung und Transportabwicklung am beladenen Behälter und Equipment zum Nachweis Kontaminationsfreiheit unter Einhaltung der verkehrsrechtlichen Grenzwerte von < 0,4 Bq/cm^2 für α- bzw. < 4 Bq/cm^2 für β/γ-Strahler durchgeführt.

Beim Transport der Leerbehälter CASTOR® HAW28M von der GNS-Fertigungsstätte in Mülheim nach Sellafield, bei der Beladung und Abfertigung in Sellafield und beim Rücktransport nach Biblis bis zur Übergabe an das BZB wurde zuerst die Prüfmethode Wischtest der nicht festhaftenden Oberflächenkontamination angewendet. Ein vorlaufender Screening-Test, sofern vorgesehen, diente z. B. am Eisenbahnwagen, als orientierende Prüfung zur Vorbeugung des Übersehens kontaminierter Flächen. Anschließend wurde an den jeweiligen Einsatzorten das mit dem Behälter in direkten bzw. indirekten Kontakt kommende Equipment wie z. B. Krantraversen, Transport- und Lagergestelle als auch Eisenbahnwagen und Schiffsdecks vor der Verwendung einer Direktmessung an allen zugänglichen Stellen unterzogen und auf festhaftende Kontamination geprüft.

Während der Beladung und Abfertigung der Behälter in Sellafield und dem Rücktransport nach Biblis bis zur Übergabe an das BZB fand die Entnahme von Wischtests zur Prüfung auf nicht festhaftende Kontamination auch am jeweiligen Versandstück statt.



- **14 Screening-Tests**
- **29 Wischtests**
- **Direktmessungen an allen zugänglichen Stellen**

Abb 3:
Messstellenplan für Kontaminationsmessungen am Eisenbahnwagen vor Verladung/nach Entladung

<u>Dosisleistungsmessungen</u>
Nach der Beladung des jeweiligen Behälters erfolgte die Messung von γ- und Neutronen-Dosisleistung am vertikalen Behälter an zwölf vordefinierten, über die Mantelfläche des Behälters verteilten, farblich markierten Messpunkten. Anschließend wurden die mittleren Dosisleistungen unter Beachtung der lagerechtlichen Grenzwerte für Neutronen von ≤ 250 µSv/h und γ+Neutronen von ≤ 350 µSv/h berechnet.

Nach dem Behältertransfer auf ein Transportmittel wurden Dosisleistungsmessungen am Versandstück als Kontaktmessung auf Basis eines vordefinierten Messstellenplans mit 13 Messpunkten durchgeführt und der Maximalwert bestimmt. Hierbei war der verkehrsrechtliche Grenzwert für γ+Neutronen von ≤ 2 mSv/h nachzuweisen.

Nach dem anlageninternen Transfer des jeweiligen Behälters von der Beladeanlage zu einer Lagerhalle für die Transportbereitstellung in Sellafield, wurde die γ- und Neutronen-Dosisleistung in einem Meter Abstand an zehn Messpunkten von der Außenfläche des Versandstücks zur Bestimmung der Transportkennzahl gemessen. Die Transportkennzahl wird zur Einstufung der Versandstückkategorie, u. a. zur Gefahrgutkennzeichnung benötigt.

Vor dem Abtransport der beladenen Behälter im Oktober 2020 von der abgebenden Anlage in Sellafield erfolgten nach dem Transfer auf ein Transportmittel und nach dem Wechsel des Verkehrsträgers in Nordenham weitere Dosisleistungsmessungen jeweils an mindestens vier Messpunkten in zwei Meter Abstand von der Außenfläche des Transportfahrzeugs zum Nachweis der Einhaltung des verkehrsrechtlichen Grenzwerts von 100 µSv/h.

4. BEWERTUNG DER MESSERGEBNISSE

Abb. 4:
DL-Messung in 2 m Abstand vom Transportfahrzeug

Bei Kontaminationsmessungen während des Leerbehältertransports lagen die Messwerte erwartungsgemäß unterhalb der verkehrsrechtlichen Grenzwerte, so dass dieser Transport als konventioneller Transport abgewickelt werden konnte.

Auch bei Kontaminationsmessungen zum Herausbringen von Equipment lagen die Messwerte unterhalb der verkehrsrechtlichen Grenzwerte, so dass das Equipment wieder der konventionellen Verwendung zugeführt werden konnte.

Die Kontaminationsmessungen an Behältern und Equipment während der Beladung, Abfertigung, des Rücktransports bis hin zur Übergabe an das BZB haben ergeben, dass die Messwerte unterhalb von 10 % der gemäß Verkehrsrecht vorgegebenen Grenzwerte von < 0,4 Bq/cm^2 für α- bzw. < 4 Bq/cm^2 für β/γ-Strahler lagen.

Aus den Ergebnissen der lagerrechtlichen Messung an den beladenen Behältern wurden die mittlere γ- und Neutronen-Dosisleistung ermittelt und protokolliert. Bei der anschließenden Überprüfung der berechneten Dosisleistungen wurde die Einhaltung der lagerrechtlichen Anforderungen im Beisein von Gutachter und GNS für alle Behälter bestätigt. Es wurde festgestellt, dass lediglich bis zu 35% der maximal zulässigen Grenzwerte ausgeschöpft wurden.

Die Dosisleistungsmessungen als Kontaktmessung an den Versandstücken ergaben, dass der Maximalwert bei ca. 20 % des verkehrsrechtlichen Grenzwerts für γ+Neutronen von ≤ 2 mSv/h lag.

Bei den Dosisleistungsmessungen wurde der Nachweis der verkehrsrechtlichen Grenzwerte in zwei Meter Abstand von den Versandstücken sowohl in Sellafield als auch in Nordenham erbracht. Hierbei wurde ermittelt, dass der Maximalwert bei ca. 30% des verkehrsrechtlichen Grenzwerts von 100 µSv/h lag.

Die geringe Ausschöpfung der verkehrs- und lagerrechtlichen Grenzwerte korrespondiert mit der Gesamtaktivität des in Sellafield beladenen HAW-Glaskokilleninventars in den jeweiligen Behältern CASTOR® HAW28M. Dieses ist auch mit der Auslegung der Behälterabschirmung und einer optimierten Beladeplanung begründet.

5. FAZIT

Alle beim Leerbehältertransport, der Beladung und Abfertigung der Behälter in Sellafield als auch beim Transport der beladenen Behälter von Sellafield nach Biblis bis zur Übergabe an das BZB durchgeführten radiologischen Prüfungen haben anhand der ermittelten Prüfergebnisse belegt, dass beim ersten HAW-Rückführungstransport aus UK nach Deutschland die verkehrs- und lagerechtlichen Grenzwerte an allen Orten sicher eingehalten, bzw. sogar deutlich unterschritten wurden.

6. LITERATURVERZEICHNIS

[1] **ADR**: Übereinkommen über die internationale Beförderung gefährlicher Güter auf der Straße *(**A**ccord relatif au transport international des marchandises **D**angereuses par **R**oute)*, in der ab 01.01.2021 gültigen Fassung

[2] **RID**: Ordnung für die internationale Eisenbahnbeförderung gefährlicher Güter *(**R**èglement concernant le transport **I**nternational ferroviaire des marchandises **D**angereuses)*, in der ab 01.01.2021 gültigen Fassung

[3] **IMDG-**Code: Beförderungsvorschrift für gefährliche Güter im Seeschiffsverkehr *(**I**nternational **M**aritime Code for **D**angerous **G**oods)*, Ausgabe 2020 inklusive Amendment 40-20

[4] **§58 StSchV** *(Verordnung zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung – **St**rahlen**sch**utz**v**erordnung)*: Verlassen von und Herausbringen aus Strahlenschutzbereichen, Artikel 1 V. v. 29.11.2018 BGBl. I S. 2034, 2036 (Nr. 41); zuletzt geändert durch Artikel 6 G. v. 20.05.2021 BGBl. I S. 1194

STRAHLENSCHUTZ BEI DER EINLAGERUNG VON HAW-BEHÄLTERN

Philipp Hoppe , Lutz Oelschläger

Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH (BGZ), Deutschland

Bis 2005 wurden Brennelemente aus deutschen Kernkraftwerken zur Wiederaufarbeitung nach Großbritannien und Frankreich transportiert. Die dabei angefallenen, in Deutschland verursachten, hochradioaktiven Abfälle (HAW) wurden größtenteils bereits nach Deutschland, 108 Behälter nach Gorleben, zurücktransportiert. 25 Behälter mit verglasten radioaktiven Abfällen stehen jetzt zur Rückführung nach Deutschland an. Sie sollen in den Zwischenlagern Biblis, Brokdorf, Isar und Philippsburg aufbewahrt werden. Von dort aus sollen die Behälter später zu einem Endlager beziehungsweise in die daran angeschlossene Konditionierungsanlage gebracht werden.

Der erste Transport zur Rückführung der HAW und eine damit verbundene Einlagerung in das Standortzwischenlager Biblis fand im Frühjahr 2020 statt.

Im Vortrag wird dargestellt, welche Betrachtungen zum Strahlenschutz des Betriebspersonals bereits im Genehmigungsverfahren zur Änderung der Aufbewahrungsgenehmigung sowie welche Maßnahmen während der Annahme, der Demontage der Stoßdämpfer und der Herstellung der Sekundärdeckelbarriere ergriffen wurden. Die Vorausberechnungen werden mit den tatsächlichen Werten verglichen und Schlussfolgerungen für zukünftige Einlagerungen gezogen.

ENTWICKLUNG EINES BEHÄLTERS FÜR ZWISCHEN- UND ENDLAGERUNG IN DER SCHWEIZ – ANSATZ, HERAUSFORDERUNGEN UND UMSETZUNG

DEVELOPMENT OF CONTAINERS FOR INTERIM STORAGE AND DEEP GEOLOGICAL DISPOSAL IN SWITZERLAND – APPROACH, CHALLENGES AND REALISATION

Susanne Pudollek [2], E. Neukäter [2]

[1]*Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle (Nagra), Schweiz*
[2]BKW, Bern, Schweiz

Zusammenfassung
Ziel des Projektes «LC-84/86» war die Entwicklung und Produktion eines Behälters für radioaktive Abfälle, primär erforderlich durch die ab 2013 geplante und inzwischen erfolgte Stilllegung des KKM. Die Auslegungskriterien ergaben sich aus den Schweizer Anforderungen an Konditionierung, Zwischen- und Endlagerbedingungen (optimierte Lagerbedingungen und Volumenausnutzung) sowie dem Transport auf der Straße nach ADR unter regulären Bedingungen (keine Sondertransporte). Die resultierenden grundlegenden Anforderungen (max. Masse 25 t, Betonbehälter, Stapelbarkeit im Zwischenlager unter Erdbebenbedingungen, etc.) waren Basis für eine erste Designstudie 2016 und folgende Weiterentwicklungen bis zur Fertigung von zwei Prototypen 2018. Im Verlauf der Entwicklung wurden zahlreiche Anforderungen präzisiert und die Notwendigkeit flexibler Varianten deutlich, z. B. der Deckelsysteme für den Transport von Rohabfall vs. der direkten endlagergerechten Konditionierung, sowie von Optimierungen in Hinblick auf Strahlenschutzaspekte und Endlager-Anforderungen (z. B. Minimierung der Armierung, einfache Abwicklung der Radioaktivtransporte).
Bei der Umsetzung von einem Prototypcharakter in eine erste industrielle Kleinserie war sowohl auf Seiten der Konstrukteursgemeinschaft als auch auf Seiten der beteiligten Produzenten (Beton- und Stahlbau) ein kontinuierlicher Lern- und Optimierungsprozess erforderlich (z. B. in Hinblick auf das Qualitäts- und Schnittstellenmanagement und wirtschaftliche Produktionsprozesse).

Summary
The final geological repository for low/intermediate level waste in Switzerland is planned by Nagra, the National Cooperative for the Disposal of Radioactive Waste established 1972. Since then the project has developed considerably and cycled through several phases. Due to the 2013 decision to shut down NPP Mühleberg at the end of 2019, the development and manufacturing of containers for decommissioning waste for interim storage and final disposal in the planned deep geological repository became necessary. The project "LC-84/-86" was therefore launched in 2015 by the industry culminating in the production of a first small-scale series of 30 type A qualified containers 2020, ready for use in the decommissioning of KKM.
The contribution gives a short overview about the project steps and focus especially on the challenges to establish a first industrial small series production of qualified type A packages.

Schlüsselwörter *Behälter für radioaktive Abfälle, Zwischenlagerung, geologisches Tiefenlager, Transport*
Keywords *radioactive waste containers, interim storage, deep geological repository, transport*

1. Einleitung

Die geologischen Tiefenlager für schwach- und mittelaktive Abfälle (SMA) sowie für hochaktive Abfälle (HAA) werden in der Schweiz von der Nagra, der Nationalen Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle, geplant. Sie wurde 1972 gegründet, und seitdem hat sich das Projekt

durch mehrere Etappen hindurch beträchtlich weiterentwickelt. Gegenwärtig und in Übereinstimmung mit dem «Sachplan geologische Tiefenlager» bereitet sich die Nagra auf die Standortwahl vor, der anschliessend das Rahmenbewilligungsgesuch folgen wird. Basierend auf einem Bundesratentscheid von 2018 werden die Tiefenlager im Opalinuston gebaut. Das Schweizer Abfallannahmesystem legt die Randbedingungen für die Konditionierung von Abfallgebinden fest und schreibt zum Beispiel vor, welche Abfallgebinde akzeptabel sind (Einschränkung der Gesamtmasse und der Dimensionen). Da sich die Tiefenlager noch in der Konzeptphase befinden, sind noch nicht alle Details bezüglich der potenziellen Verpackung entschieden worden.

Mit dem Entscheid in 2013, das KKW Mühleberg Ende 2019 stillzulegen und unmittelbar zurückzubauen, entstand die Notwendigkeit, Behälter für die Zwischenlagerung und Entsorgung der Stilllegungsabfälle im geplanten SMA-Tiefenlager zu entwickeln und herzustellen. Aus diesem Grund wurde 2015 das Schweizweite Projekt «LC-84/-86» ins Leben gerufen, was zur Entwicklung einer ersten Kleinserie von 30 als Typ A klassifizierten Behältern führte, die für die Stilllegung des KKW Mühleberg eingesetzt werden können.

2. Auslegungskriterien

Die wichtigsten Auslegungskriterien, die für die potenziellen äusseren Behälterdimensionen gelten, wurden in den Schweizer Spezifikationen für die Konditionierung, Zwischen- und Tiefenlagerung festgelegt, mit dem Fokus auf optimierte Lagerbedingungen und der Nutzung des im Zwilag zur Verfügung stehenden Platzes. Zusätzlich musste der Strassentransport in Einklang mit dem Übereinkommen über die internationale Beförderung gefährlicher Güter auf der Strasse (ADR) möglich sein.

Bis 2015 berücksichtigte das Endlagerbehälter-Konzept zwei Behältertypen mit einem Volumen von ca. 14 m^3 und 26 m^3 und geschätzten Bruttomassen von 60 bzw. 80 Tonnen, da dies ein optimales Verpackungsverhältnis für die verschiedenen Abfalltypen sicherstellte (z. B. Stilllegungsabfälle sowie 200-Liter-Fässer). Im Zusammenhang mit den oben genannten Kriterien wurden die folgenden offenen Punkte bezüglich Grösse und Masse identifiziert:

- Schwierigkeiten bei der Gewährleistung einer sicheren und effizienten Handhabung, insbesondere für Stilllegungszwecke

- Diese Behälter würden die heute gültigen Annahmebedingungen und Lagerkonzepte der existierenden Zwischenlager nicht erfüllen, und

- Die Behälter würden voraussichtlich die Transportvorschriften nicht einhalten (für die meisten Beladungsszenarien wäre ein als Typ B zugelassener Behälter notwendig), und Design und Konstruktion einer nach ADR transportablen Verpackung wäre eine erhebliche Herausforderung.

Eine aus Vertretern der Schweizer Kernkraftwerke, Zwilag und Nagra als Planerin der Tiefenlager bestehende «Arbeitsgruppe Behälter» wurde gegründet, um ein neues Endlagerbehälter-Konzept zu entwickeln, das besser geeignet ist, die wichtigsten spezifizierten Auslegungskriterien zu erfüllen.

Der treibende Faktor bezüglich der Gesamtmasse war das Kriterium für den Standardstrassentransport (maximales Bruttogewicht 40 Tonnen), was eine maximale Massenbegrenzung von 25 Tonnen pro Behälter ergab. Bezüglich der optimierten Nutzung existierenden Zwischenlagerraums und unter Einhaltung der zugelassenen Bodenlasten für das Zwilag wurde die durchschnittliche Bruttobehältermasse auf 20 Tonnen festgelegt.

Der treibende Faktor bezüglich der Dimensionen waren die Annahmekriterien des Zwilag und bereits bestehender Zwischenlager. Basierend auf den genutzten Gitterboxen und ihrem Bodenraster (und nach einigen Konzeptiterationen) wurde die Bodenfläche auf 8 Fuss x 6 Fuss festgelegt.

Bei der Optimierung des Füllgrades für die wichtigsten Stilllegungsabfälle, d.h. Abfälle mit höherer Dichte wie Stahl und weniger dichte Abfälle wie betonhaltige Materialien, und unter Beachtung der Massebegrenzung, wurden schliesslich zwei unterschiedliche Höhen festgelegt: 4 Fuss für dichtere (stahlbasierte) Materialien – LC-84 – und 6 Fuss für (betonbasierte) Materialien mittlerer Dichte – LC-86. So teilen beide Behältertypen die gleiche Bodenfläche, was die Stapel im Zwischenlager stabilisiert und optimale Beladung der Behälter ermöglicht.

Der treibende Faktor bezüglich der Materialwahl war das Wirtgestein für das Tiefenlager (Opalinuston), das eine Minimierung der Gasentwicklung (hier der Korrosion) erfordert. Aus diesem Grund war es notwendig, Beton-Container mit ausreichender Mindestbetonüberdeckung und minimierter Bewehrung zu entwickeln.

3. Designstudie

Die Designstudie berücksichtigte die folgenden, zusätzlich wichtigen Auslegungskriterien: Zur Optimierung vorhandenen Zwischenlagervolumens sollte eine 10-fache Stapelung in Betracht gezogen werden. Die abdeckenden Auslegungskriterien bezüglich der mechanischen Lasten resultierten aus der Berücksichtigung der Erdbebenparameter des Zwilag für die 10-fach Stapel. Die Berücksichtigung dieser Parameter resultierte in relativ anspruchsvollen Toleranzgrenzen für Stahlbau und Betonbau.

Die Behälter müssen aus radiologischer Sicht adäquate Abschirmung sicherstellen und ADR-Anforderungen erfüllen. Eine Eignung als Verpackung für Typ A bzw. IP-2 Versandstücke bezüglich der Unfallbedingungen war nicht vorgeschrieben. Der folgende Abschnitt zeigt, dass, basierend auf den mechanischen Lasten zur Einhaltung der Erdbebenparameter für die Zwischenlagerung, die Typ A-Qualifikation sichergestellt werden konnte.

Um eine effiziente Verpackung und Beladung zu ermöglichen, muss das Basisdesign eine Co-60-Aktivität von mindestens 2 E+11 Bq (50 % des vom ADR zugelassenen A_2-Wertes) erlauben. Diese Anforderung definierte anschliessend die minimale Wanddicke, um die im ADR festgelegten Dosisleistungsgrenzwerte – bei standardisierter Beladung – sicherzustellen.

Basierend auf einer ersten Designstudie und nachfolgenden Verfeinerungen wurden zwei Prototypen des LC-86 produziert, da die LC-86-Auslegung auch die Anforderungen für den kleineren LC-84 umfasst (s. Abbildung 1). Basierend auf diesen zwei Prototypen wurde das Optimierungspotential identifiziert (bezüglich Kostensenkung und Minimierung der Gasproduktion aus Korrosion), vor allem hinsichtlich der Menge an Bewehrung. Zusätzlich wurden die folgenden Punkte diskutiert:

- Das Bewehrungskonzept zusammen mit dem Design für den Stahlbau musste neu evaluiert werden, da die ursprüngliche Auslegung unpraktisch und nicht optimal für eine Serienfertigung geeignet war.

- Die Abfallkonditionierung (Verfüllung) wurde erfolgreich geprüft.

- Die Möglichkeit, die hergestellte Betonoberfläche zu dekontaminieren, wurde untersucht. Zusätzlich wurde für eine einfache Dekontamination die Verwendung eines Oberflächenlacks geprüft.

- Detailliertere Dosisleistungs-Berechnungen für potenziell zulässige Beladungen in Bezug auf ADR-Grenzwerte wurden durchgeführt.

Abbildung 7: Zwei LC-86-Prototypen beim Zwilag.

4. Pilotproduktion und Bauartprüfung

Basierend auf den beiden Protoypen wurde Optimierungspotential identifiziert, insbesondere hinsichtlich der Bewehrung (zur Kostensenkung und Minimierung der Korrosionsgasproduktion). Die vorgegebene Menge an Armierungsstahl konnte erheblich reduziert werden sowie die Montage vereinfacht. Zusätzlich wurden eine Lösung für die Deckelbefestigung sowie ein Stahlband innerhalb der Bewehrung für die Stabilisierung des Behälters gegen Zugkräfte (z. B. während eines Erdbebens) eingeführt.

Weiter wurden verschiedene Optionen zur Abfallkonditionierung ebenfalls in Betracht gezogen. Schweizer Vorschriften für die Zwischenlagerung verlangen die Verfüllung aller verbleibenden Hohlräume im Behälter. Bezüglich der vorgesehenen Nutzung der Behälter wurde das Verfüllen vor Ort mit der Option, den Beton-Container mit einem kompatiblen Betondeckel direkt zu verschliessen, in Betracht gezogen. Zudem wurde die Verwendung einer zentralisierten Konditionierungsanlage erwogen, was zur Anforderung für einen abnehmbaren und leicht handhabbaren Deckel für den Transport von Rohabfällen führte. Weiterhin mussten Strahlenschutzaspekte berücksichtigt werden, was zur Entwicklung mehrerer verschiedener Deckeloptionen führte. Die endgültig realisierten Optionen umfassen einen Transportdeckel aus Stahl für Rohabfälle, einen vorgefertigten, verschraubten Betondeckel für die Tiefenlagerung, einen vorgefertigten zu vergiessenden Betondeckel, sowie einen bei der Endkonditionierung direkt mitgegossenen Ortbetondeckel.

Die verfeinerten Auslegungs- und Herstellungsspezifikationen resultierten in einer Pilotproduktion von drei Behältern jeden Typs (LC84, LC-86). Die Hersteller (Stahl- und Betonbaufirmen aus dem nichtnuklearen Bereich) sowie die «Arbeitsgruppe Behälter» mussten den Herstellungsprozess kontinuierlich begleiten, um zu prüfen, zu hinterfragen und, wann immer möglich, gewonnene Erkenntnisse für die spätere industrielle Massenproduktion umzusetzen.

Die grössten Herausforderungen betrafen:

- Toleranzen

- Schnittstellen-Management zusammen mit effektiver Qualitätssicherung

- Finalisierung der Deckeloptionen

Basierend auf der erfolgreichen Pilotproduktion wurde eine erste Serien- und Industrieproduktion einer kleinen Anzahl an Behältern vorgenommen. Da das KKW Mühleberg im Dezember 2019 abgeschaltet wurde und die Stilllegung unmittelbar im Anschluss im Januar 2020 begann, bestellte BKW 15 LC-84- und 15 LC-86-Behälter, um für die anfallenden radioaktiven Abfälle bereit zu sein.

Obwohl die Behälter nicht als Typ A Versandstück konzipiert waren, wurde davon ausgegangen, dass sie aufgrund der Auslegung für 10-fache Stapelung und der Einhaltung der Erdbebenanforderungen des Zwilag alle Anforderungen erfüllen. Letzte Ungewissheiten bezüglich der Robustheit der Behälter aufgrund ihrer Herstellung aus Stahlbeton konnten erst im Zusammenhang mit Tests gemäss ADR für Typ A Versandstücke beseitigt werden:

- Wassersprühprüfung

- Durchstossprüfung

- Fallprüfung

Der Nachweis der 5-fach-Stapelfähigkeit wurde auf Basis des Auslegungskriteriums 10-fach-Stapel rechnerisch erbracht.

Die Prüfungen wurden mit Behältern aus der Pilotproduktion durchgeführt (s. Abbildung 2). Es wurden vier verschiedene Behälter in Übereinstimmung mit den oben genannten Anforderungen geprüft, was eine Bandbreite von unkonditioniertem Rohabfall und einem Transferdeckel aus Stahl bis hin zu einem konditionieren Behälter mit Betondeckel umfasste. Die Massen reichten von 11 Tonnen bis zu 25 Tonnen.

Zuerst wurden die Fallprüfungen in Übereinstimmung mit den Anforderungen des ADR bezüglich der masseabhängigen Fallhöhen durchgeführt. Alle vier Behälter wurden den Anforderungen gerecht.

Dieselben bereits verwendeten Behälter wurden dann aus der doppelten als der erforderlichen Höhe und sogar darüber fallen gelassen. Alle Tests wurden erfolgreich durchgeführt. Die Behälterhülle blieb in Bezug auf den Behälterinhalt strukturell integer und weiterhin mechanisch stabil, der Behälterinhalt blieb sicher umschlossen und wurde nicht verstreut). Dadurch war nachgewiesen,, dass unter normalen Transportbedingungen sowie unter Unfallbedingungen nicht mit einem Verlust von radioaktiven Materialien gerechnet werden musste. Die Behälter konnten auch nach sämtlichen Fallprüfungen weiterhin gehandhabt und übereinandergestapelt werden.

Die Konditionierungs- und vor allem die Handhabungstests im Zwilag wurden ebenso erfolgreich durchgeführt (s. Abbildung 3). Die LC-84/86-Typen sind nun in den Auslegungskriterien für die Planung und den Bau der Konditionieranlage im Zwilag (NEUKON) integriert.

Abbildung 8: Fallprüfung eines LC-86.

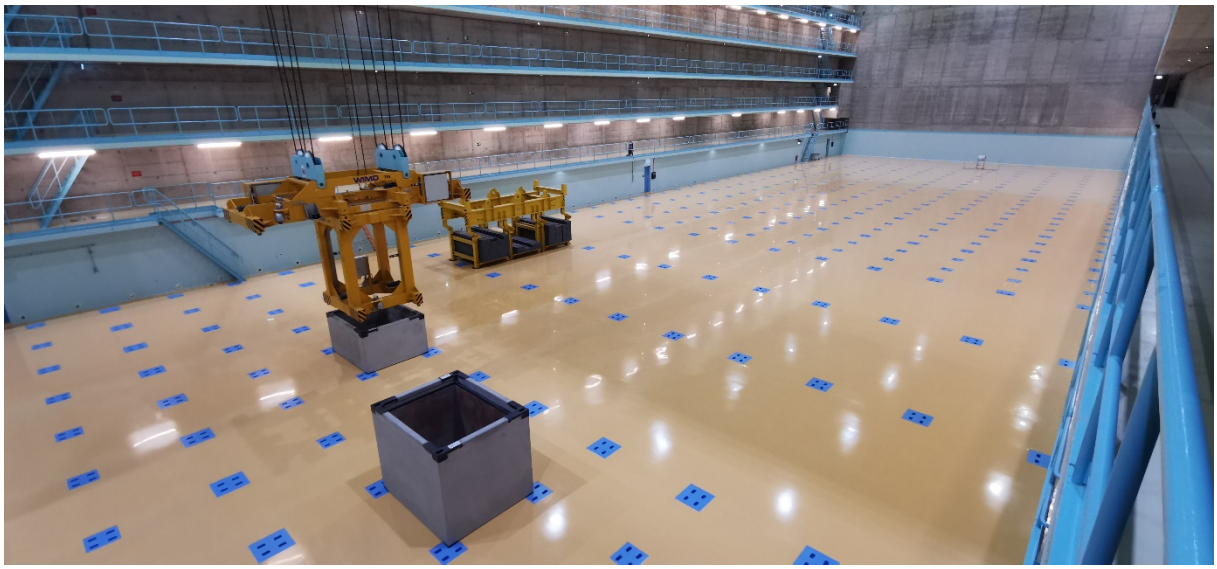


Abbildung 9: LC-84, LC-86 und Gitterboxen im Zwilag.

5. Overpack-Prototyp

Da die Eignung der Behälter als Typ A Versandstück während der Auslegungsphase nicht sichergestellt war, wurde parallel zu ihrer Planung eine weitere Lösung für die Realisierung von Standardtransporten entwickelt.

Basierend auf den Dimensionen eines 10-Fuss-Containers wurde ein Overpack entworfen (s. Abbildung 4), welches die Anforderungen an ein Typ A Versandstück erfüllt. Die Anforderung 25 Tonnen (maximale Behältermasse) zu transportieren war eine Herausforderung, da die Eigenmasse des Overpacks weniger als drei Tonnen betragen musste. Nur so liess sich sicherstellen, dass die Anforderung für eine Gesamtmasse von weniger als 40 Tonnen für den Standardtransport eingehalten werden würde.

Ein zweiter Grund für die Entwicklung eines Overpacks war die Anforderung, auch den Transport potenziell beschädigter Behälter sicherzustellen (im Falle unvorhergesehener Ereignisse während der Beladung oder des Transports im KKW). Das Ent- und Wiederbeladen in einen anderen Behälter stand auch aus Strahlenschutzgründen nicht zur Diskussion, aber die Existenz eines Overpacks stellt die Transportfähigkeit sicher.

Die folgenden Prüfungen für Typ A Versandstücke wurden beim Hersteller des Overpacks erfolgreich durchgeführt (s. Abbildung 5):

- Wassersprühprüfung
- Durchstossprüfung
- Fallprüfung

Auf die Prüfung der Stapelfähigkeit wurde aufgrund des speziellen Designs dieser begrenzten Produktion verzichtet. Es wird nicht mehr als zwei Overpacks geben, und der Hersteller verbietet es ausdrücklich, diese zu stapeln.

Während der ersten Handhabungstests im Zwilag wurde das Optimierungspotential evaluiert, was zu kleinen Änderungen in der Konstruktion führte. Inzwischen steht das Overpack bereit und wird als alternative Verpackung eingesetzt, wenn aus irgendeinem Grunde ein LC-Behälter nicht in Übereinstimmung mit den ADR-Anforderungen transportiert werden kann.

Abbildung 10: Design des Overpacks.

Abbildung 11: Vorbereitung für die Fallprüfung des Overpacks.

6. Praktische Erfahrungen und Ausblick

Zum jetzigen Zeitpunkt sind die ersten 15 LC-84- und 15 LC-86-Behälter erfolgreich hergestellt worden, und sie sind als Endlagerbehälter für die bei der Stilllegung des KKW Mühleberg entstehenden radioaktiven Abfälle einsatzbereit. Einige von ihnen wurden bereits zur Endkonditionierung und Zwischenlagerung ins Zwilag transportiert.

Die kleine Produktion und erste Einsatzerfahrung haben in den folgenden Bereichen Optimierungspotential aufgezeigt:

- Aufgrund der Stapelanforderungen sind die Toleranzen für die Dimensionen, Winkel und Rechteckigkeit gering. Die Einhaltung dieser Anforderungen wird durch den Stahlbau bestimmt. Dieser Prozess verlangt daher besondere Aufmerksamkeit und Qualitätssicherung.

- Das Kühlen der Schalung erleichtert das Lösen des Behälters nach dem Giessen. Ein grösserer Verjüngungswinkel anstelle des derzeit verwendeten 1%igen könnte zusätzlich vorteilhaft sein.

- Ein Beispiel für eine optimierte Handhabungseinrichtung ist das Befestigen eines Transportgestells auf den Lastwagen, um den Behälter in der Transportposition zu sichern. Dies gewährleistet eine einfachere Handhabung und reduziert folglich die Dosis, der das Personal ausgesetzt ist.

Zukünftig werden eventuell weitere Optionen für diese Behälter entwickelt, die zu Änderungen in der Konstruktion und zur Realisierung weiteren Optimierungspotentials führen, insbesondere für die Handhabung und die Stapelbarkeit im Zwischenlager.

Da manche dieser Möglichkeiten Auswirkungen auf die Eignung als Versandstück sowie auf die Verwendung dieser Behälter für die Zwischenlagerung oder im Tiefenlager haben könnten, wird die Arbeitsgruppe weiterhin allfällige absehbare Änderungen begleiten.

7. Fazit

Die hier skizzierte Behälterentwicklung basiert auf den Kriterien und Erfahrungen während der Produktion und Handhabung und bietet eine Übersicht über die wichtigsten Schritte und Herausforderungen bei der Entwicklung eines optimierten Behälterdesigns und der Handhabungsprozesse. Das Zusammenführen der unterschiedlichsten Vorgaben aus den verschiedenen Bereichen zu einem guten Produkt ist anspruchsvoll und fordert sowohl Kompromissbereitschaft als auch kreative Lösungen in Detailfragen.

8. Danksagung

Dieser Beitrag wird im Namen der gesamten Behältergruppe präsentiert und ist allen ihren Mitgliedern gewidmet. Dank geht an sie alle für ihr Engagement, ihre Ideen und Beiträge während der Konzeptentwicklung, Herstellung und Qualifizierung der Behälter für Zwischen- und Endlagerung sowie den Transport.

KOLLEKTIVDOSISBETRACHTUNG FÜR DIE INSPEKTION VON ABFALLPRODUKTEN WÄHREND DER ZWISCHENLAGERUNG BEI DER KTE

STUDY OF COLLECTIVE DOSES DUE TO INSPECTIONS ON RADIOACTIVE WASTE DURING THE INTERIM STORAGE AT KTE

Kevin Horvatitsch

Kerntechnische Entsorgung Karlsruhe (KTE), Eggenstein-Leopoldshafen, Deutschland

Zusammenfassung
Die KTE führt seit 2005 in ihrem LAW-Zwischenlager an den dort zwischengelagerten, radioaktiven Abfällen systematische Inspektionen und Aktivitätsmessungen für die Deklaration im Rahmen der Erstellung der Endlagerdokumentation und gem. ESK-Leitlinie durch. In diesem Beitrag wurde die aus den Inspektionsmaßnahmen resultierende Kollektivdosis für das Betriebspersonal über den gesamten Zeitraum der Erstinspektion (2005-2028) abgeschätzt. Dafür wurden 33.388 Einzeldosiswerten aus dem Zeitraum von 2013 bis 2020 ausgewertet und eine Kollektivdosis von 128 mSv ermittelt. Das arithmetische Mittel der jährlichen Kollektivdosen beträgt 16 mSv/a. Anhand des annähernd linearen Verlaufs der Kollektivdosis wurde die Kollektivdosis für die gesamte systematische Erstinspektion auf ca. 370 mSv abgeschätzt. Dabei trägt vor allem die Bereitstellung von Abfallprodukten mit etwa 50% Anteil zur Kollektivdosis bei. Eine mittlere jährliche Personendosis von 0,6 mSv/a unterstreicht die Wirksamkeit der getroffenen Strahlenschutzmaßnahmen.

Summary
KTE is performing systematic inspections and radiological measurements on stored radioactive waste in their LAW-interim storage, to fulfil the requirements of the repository and according to the ESK guidelines. This article shows the study of the collective doses which the workers are exposed to during the initial inspection (2005-2028). Therefor 33.388 doses from the period of 2013 to 2020 were evaluated. A collective dose of 128 mSv was ascertained. The annual collective dose averages 16 mSv. On the basis of an almost linear trend of the measured doses, the collective dose due to the entire initial inspection was estimated as 370 mSv. Thereby the provision of the waste drums appeared to be the main action that contributes to the collective dose. An average annual personal dose of 0,6 mSv/a underlines the efficiency of the applied radiation protection measures.

Schlüsselwörter *Zwischenlagerung, Kollektivdosis, Abfallproduktkontrolle*
Keywords *interim storage, collective dose, radioactive waste inspection*

1. Einleitung

Die Kerntechnische Entsorgung Karlsruhe GmbH (KTE) betreibt am Standort des Karlsruher Instituts für Technologie Campus Nord (KIT CN) u.a. ein großes LAW-Zwischenlager für radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung. Die KTE führt an den zwischengelagerten Abfallgebinden und Abfallprodukten systematische Inspektionen und Aktivitätsmessungen für die Deklaration im Rahmen der Erstellung der Endlagerdokumentation und gemäß ESK-Leitlinie [1] zur Erkennung von Veränderungen, die zu einer Beeinträchtigung der Integrität des Abfallgebindes führen könnten, durch. Ziel dieses Beitrags ist eine Betrachtung der Kollektivdosis über die Gesamtlaufzeit der systematischen Erstinspektion an Fässern und Containern von 2005 bis Ende 2028. Bei der durchgeführten Kollektivdosisbetrachtung wurde nur das LAW-Zwischenlager der KTE betrachtet Im Zeitraum von 2013 bis 2020 wurden hierfür die im LAW-Zwischenlager gemessenen Personendosen zusammengestellt und analysiert. Der Beitrag zeigt auf, bei welchen Prozessen und Arbeitsschritten ein wesentlicher Dosisbeitrag entsteht.

Darüber hinaus wird gezeigt, welche Strahlenschutzmaßnahmen in den einzelnen Arbeitsschritten zur Dosisminimierung beitragen.

2. Zwischenlagerung und systematische Inspektion an Abfallprodukten am Standort

Die KTE bündelt am Standort des (KIT CN) alle Rückbauaktivitäten an stillgelegten kerntechnischen Versuchs- und Prototypenanlagen. Im Betriebsteil Entsorgungsbetriebe (EB, ehemals HDB) verfügt die KTE über Anlagen zur Konditionierung der auf dem Gelände anfallenden radioaktiven Abfälle und zur Zwischenlagerung von LAW- und MAW-Abfällen. Die Lagerkapazität des LAW-Zwischenlagers beträgt 77.400 m³, wovon inzwischen annähernd 70.664 m³ belegt sind (Stand 31.12.2020). Derzeit befinden sich insgesamt ca. 75.500 Fässer mit konditionierten Abfällen im LAW-Zwischenlager, von denen ca. 71.000 Fässer in ca. 13.000 Behältern (Container oder Abschirmungen) verpackt sind. Weitere Fässer befinden sich in der Inspektions- und Produktkontrollroutine und lagern unverpackt in den Bereitstellungsbereichen des LAW-Zwischenlagers.
Aus heutiger Sicht muss davon ausgegangen werden, dass selbst ab dem Zeitpunkt der Inbetriebnahme des Endlagers Konrad, bis zur Abgabe von Abfallgebinden ans Endlager die weitere Standzeit eines Abfallgebindes bis zu 30 Jahren betragen kann. Daraus ergibt sich für die KTE die Verpflichtung, die sichere Zwischenlagerung der Abfallgebinde für die nächsten Jahre zu gewährleisten.
Zur Erfassung von Aktivitätsdaten für die Endlagerung und zur Sicherstellung der langzeitsicheren Zwischenlagerung unter Berücksichtigung der damaligen RSK-Empfehlungen wurde ab 2005 im LAW-Zwischenlager mit der systematischen Inspektion von eingelagerten Abfallgebinden begonnen. Im Fokus stehen dabei vor allem Korrosionserscheinungen vorwiegend bei vergossenen Abfällen und Verformungen an alten Abfallprodukten ohne Druckentlastung infolge einer Überdruckbildung. Werden im Rahmen der Inspektions- und Produktkontrollmaßnahmen Schäden an Abfallproduktfässern festgestellt, können diese in Abhängigkeit von der Art des Abfalls und der Schwere des Schadens in ein Schutzfass eingestellt oder in ein neues Fass verpackt werden. Die aus dieser Rekonditionierungsmaßnahme resultierende Dosis ist in der hier dargestellten Kollektivdosis nicht betrachtet.
Gegenstand der systematischen Erstinspektion mit ergänzender Produktkontrolle sind alle im LAW-Zwischenlager befindlichen Abfallprodukte, die vor 2016 konditioniert wurden. Der Gesamtumfang beläuft sich somit auf ungefähr 58.000 Fässer, von denen bereits etwa 44.500 inspiziert wurden, sowie etwa 1.600 vergossene Container, die bereits vollständig inspiziert wurden. Zum momentanen Zeitpunkt wird davon ausgegangen, dass die Erstinspektion unter Berücksichtigung der erforderlichen Produktkontrollmaßnahmen entsprechend behördlicher Auflagen Ende 2028 vollständig abgeschlossen sein wird.

3. Kollektivdosisbetrachtung

3.1 Methodik der Kollektivdosisbetrachtung

Es wurden die ermittelten Personendosen im Zeitraum zwischen 2013 und 2020 betrachtet. Dazu wurden die mittels der betrieblichen elektronischen Personendosimeter ermittelten Personendosen (HP10) aller Personen herangezogen, die in den Prozessen der Inspektion und Produktkontrolle involviert sind. Insgesamt wurden für den genannten Zeitraum 33.388 Einzeldosen ausgewertet. Tabelle 1 zeigt die jährlichen Kollektivdosen für die Jahre 2013 bis 2020 und deren Summe sowie die Anzahl der im Rahmen der Inspektionsmaßnahmen entladenen Abfallprodukte und den abgeschätzten Arbeitsaufwand in Personenstunden (Ph). Da nicht immer alle Abfallproduktfässer aus einem Container für eine Sichtkontrolle entnommen werden müssen, ist die Summe der entladenen Abfallprodukte kleiner als die Gesamtsumme der inspizierten Abfallprodukte. Die im

Container verbliebenen Abfallprodukte tragen i.d.R. jedoch nicht wesentlich zur Exposition bei und wurden nicht weiter betrachtet.

Tabelle 1: Kennzahlen zur systematischen Erstinspektion von Abfallprodukten im Zeitraum von 2013 bis 2020

Zeitraum	Anzahl inspizierte (entladene) Abfallprodukte	Anzahl entladene Container	Cs-137 Aktivität inspizierter Abfälle in Bq	Arbeitsaufwand in Ph	Kollektivdosis in mSv
2013	1100	125	1,08E+12	26400	15,8
2014	1691	153	4,66E+11	22000	12,3
2015	1459	144	4,67E+11	24400	17,7
2016	1772	147	3,26E+11	22800	14,3
2017	1485	119	3,20E+11	18400	13,0
2018	864	93	1,06E+11	21200	11,3
2019	3209	258	1,40E+12	24000	16,9
2020	3195	395	2,12E+12	27760	26,3
Summe:	**14775**	**1434**	**6,28E+12**	**186960**	**127,6**
Mittelwert:	**1847**	**179**	**7,85E+11**	**23370**	**16**

Zur Untersuchung der Zusammenhänge zwischen den ermittelten Dosen und den im Rahmen der Inspektionsmaßnahmen gehandhabten Aktivitäten, wurden die Nuklidzusammensetzungen der inspizierten Abfallprodukte aus der „Karlsruher Datenbank für radioaktive Abfälle“ (KADABRA) zusammengestellt. Anhand dieser Zusammenhänge lassen sich die dargestellten Kollektivdosen für andere Zwischenlagersituationen skalieren. Cs-137 stellt mit einem relativen Aktivitätsanteil von 3,0% am Nuklidvektor (gemittelt über den Betrachtungszeitraum 2013 bis 2020) das maßgeblich dosisrelevante Radionuklid dar. Weitere enthaltene dosisrelevanten Nuklide sind Co-60 und Eu-154, die aufgrund ihres Nuklidvektoranteils von < 0,1% jedoch einen vernachlässigbaren Dosisbeitrag liefern.

3.2 Erläuterung der Kollektivdosisbetrachtung

Über den betrachteten Zeitraum von acht Jahren wurde eine kumulierte Kollektivdosis von etwa 128 mSv ermittelt. Abbildung 1 zeigt die Entwicklung der kumulierten Kollektivdosis über den Betrachtungszeitraum. Es zeigt sich ein annähernd linearer Dosisverlauf, sodass die Entwicklung der Kollektivdosis für die Zeiträume 2005 bis 2012 und 2021-2028 mit einer linearen Trendlinie extrapoliert werden kann. Die Kollektivdosis für die systematische Erstinspektion mit ergänzender Produktkontrolle kann somit auf ca. 370 mSv abgeschätzt werden.

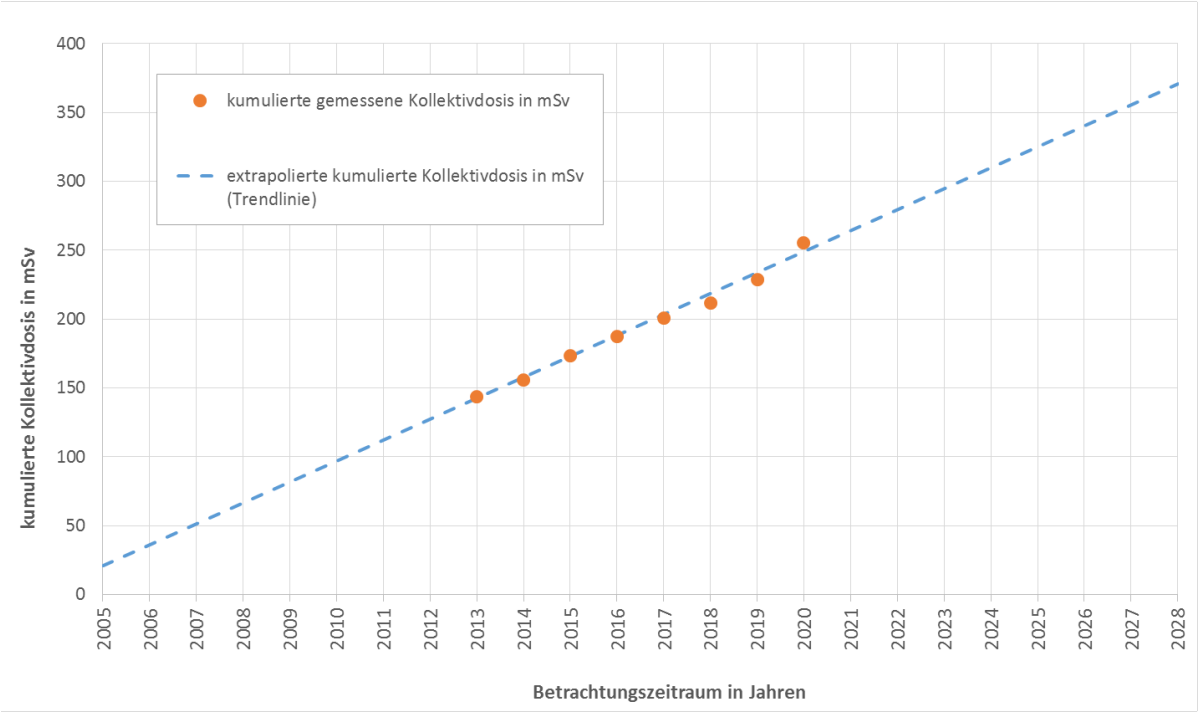


Abbildung 12: Entwicklung der Kollektivdosis im Zeitraum der systematischen Erstinspektion

Die gesammelten Daten aus Tabelle 1 wurden in Abbildung 2 gegenübergestellt. Es zeigt sich eine gute Korrelation zwischen den jährlichen Kollektivdosen und dem entsprechenden zeitlichen Arbeitsaufwand. Pro Personenstunde (Ph) Arbeitsaufwand kann im Mittel von einer Dosis von 0,6 µSv ausgegangen werden. Außerdem zeigt sich ein direkter Zusammenhang zwischen den Cs-137-Aktivitäten, die während der Inspektionsmaßnahmen gehandhabt werden, und der ermittelten Kollektivdosis. So führten die in 2013, 2019 und insbesondre in 2020 vergleichsweise hohen gehandhabten Aktivitäten an Cs-137 zu hohen Kollektivdosen. Im restlichen Betrachtungszeitraum liegen die Cs-137-Aktivitäten deutlich niedriger und führen, mit Ausnahme von 2015, zu niedrigeren Kollektivdosen. Die überdurchschnittlich hohe Kollektivdosis in 2020 lässt sich zusätzlich durch die hohe Anzahl an inspizierten Containern erklären. Dennoch lässt sich generell kein proportionaler Zusammenhang zwischen der Anzahl an inspizierten Abfallprodukten und der Kollektivdosis erkennen, da die Dosisleistung der Abfallprodukte variiert und die Expositionen stark von der Art der Handhabung und dem Aufwand der Produktkontrollmaßnahmen an den Abfallprodukten abhängen.

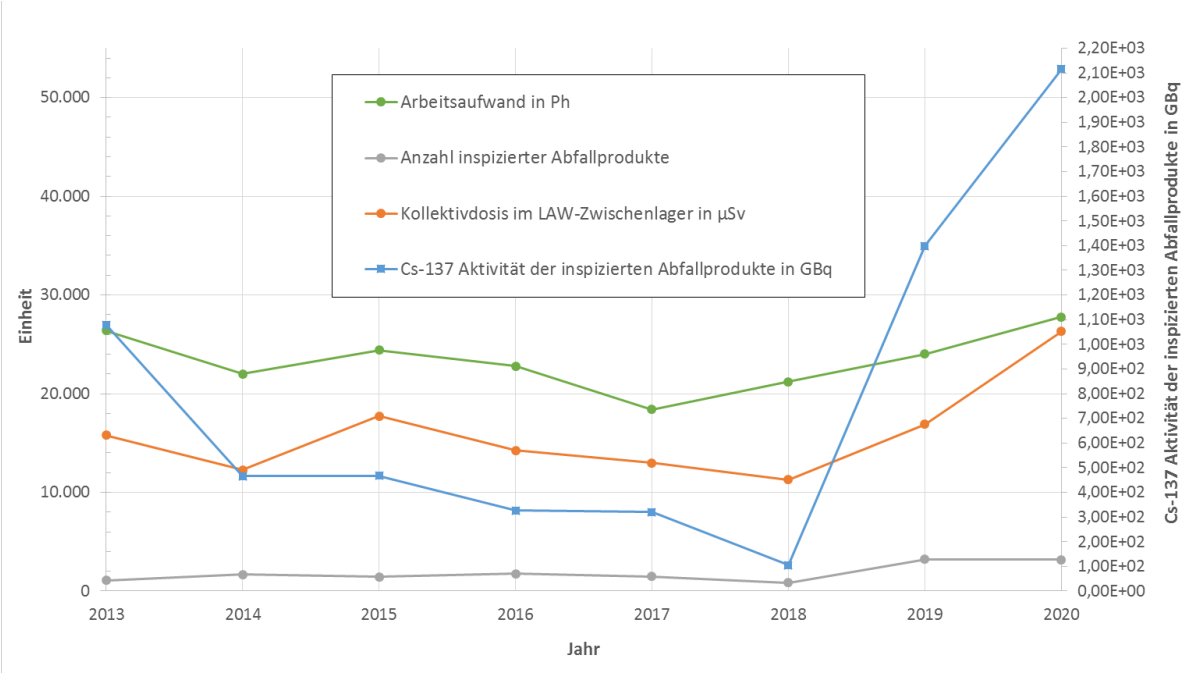


Abbildung 13: Zusammenhang zwischen Dosis, Arbeitsaufwand, inspizierten Abfallprodukten und gehandhabten Aktivitäten (Fässer mit Dosisleistungen > 2 mSv/h werden fernhantiert entladen und inspiziert)

4. Dosisverteilung nach Tätigkeiten im Rahmen der Inspektion und Produktkontrolle

Die Inspektion erfolgt in Form einer Sichtkontrolle jedes Abfallproduktfasses sowie des Behälters. Zur Entladung der Behälter dienen zwei lüftungstechnisch speziell ausgerüsteten Zellen (siehe Abbildung 3). Zu den Maßnahmen der Produktkontrolle zählen Aktivitätsmessungen mittels Gammaspektrometrie, Dosisleistungsmessungen sowie die Entnahme von Gasproben aus den Abfallproduktfässern. Für die Gasprobenentnahme werden die Fässer in einer automatisierten Bohrstraße unter Stickstoffatmosphäre angebohrt und ein Probenentnahmeseptum eingesetzt. Fässer, die über keinen Druckentlastungsfilter verfügen, werden im selben Arbeitsschritt mit diesem nachgerüstet. Über die Analyse der Gaszusammensetzung im Fass lassen sich Rückschlüsse auf mögliche chemische Prozesse im Abfallprodukt ziehen. Ggf. kann daraufhin eine erforderliche Trocknung veranlasst werden. Eine Fotodokumentation des Fasszustandes bildet den Abschluss der Inspektion und Produktkontrolle, die unter begleitender Kontrolle durch den Sachverständigen der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde stattfindet.

Abbildung 14: Blick in die Be- und Entladezelle

Um evaluieren zu können, wie hoch die Dosisbeiträge der einzelnen Tätigkeiten im Rahmen der systematischen Erstinspektion sind, wurden die ermittelten Personendosen über einen Zeitraum von fünf Monaten tätigkeitsbezogen dokumentiert. Neben den Inspektions- und Produktkontrollmaßnahmen an Altabfällen finden zeitgleich auch Produktkontrollmaßnahmen an neu konditionierten Abfallprodukten statt. Da diese meist nur eine Gasprobenentnahme und das anschließende Einladen in einen Container umfassen, macht die Produktkontrolle aus der laufenden Produktion lediglich 20% des gesamten Arbeitsaufwands im LAW-Zwischenlager aus. Es ergibt sich somit für die Inspektion von Altabfällen sowohl zeitlich als auch hinsichtlich der Dosis ein vier Mal höherer Aufwand, als für die laufende Produktion.

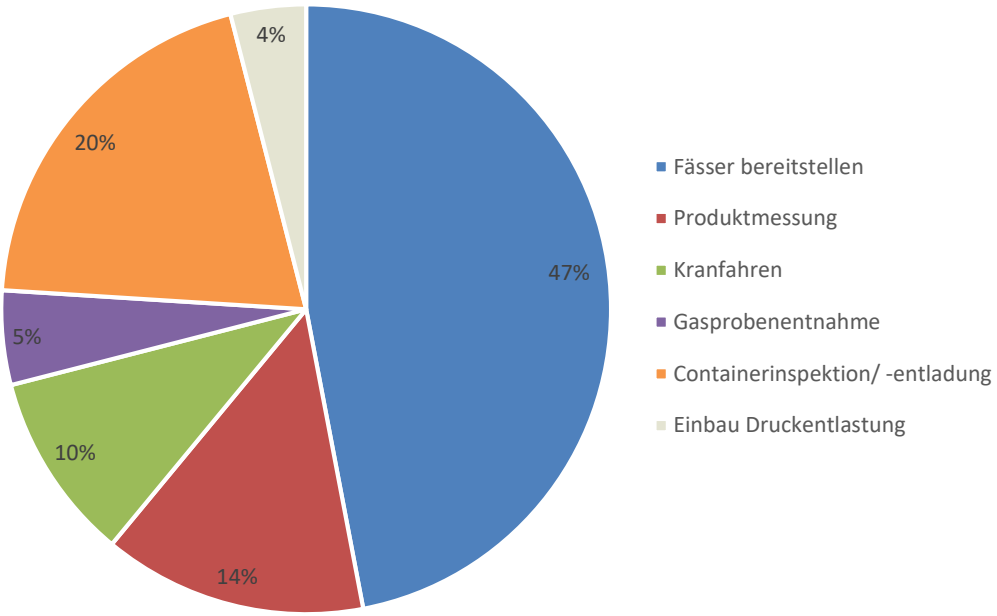


Abbildung 15: Dosisverteilung nach Tätigkeit

Abbildung 4 zeigt die relativen Dosisbeiträge der dabei durchgeführten Tätigkeiten zur Kollektivdosis. Die ermittelte durchschnittliche Personendosis liegt mit ca. 0,6 mSv im Kalenderjahr verhältnismäßig niedrig, kann im Einzelfall jedoch bei bestimmten Tätigkeiten höher liegen. So lag die im betrachteten Zeitraum von 2013 bis 2020 höchste gemessene Personendosis bei 2,7 mSv/a. Durchschnittlich sind ca. 27 Personen im LAW-Zwischenlager tätig. Besonders die Bereitstellung von Fässern, die für die Inspektion und Produktkontrolle überwiegend unverpackt vorgehalten werden, verursacht einen besonders hohen Beitrag zur Kollektivdosis, da die logistische Handhabung der Fässer in diesem Lagerbereich längere Aufenthaltszeiten des Personals erfordert. Die Abbildung 5 zeigt beispielhaft die Situation bei der Bereitstellung der Fässer.

Abbildung 16: Bereitstellungsbereich (Fasslager) des Zwischenlagers

5. Strahlenschutzmaßnahmen zur Verminderung der Kollektivdosis

Die Durchführung von Inspektionsmaßnahmen mit ergänzenden Produktkontrollen und Aktivitätsmessungen sind unzweifelhaft von sicherheitstechnischer Bedeutung für die Zwischenlagerung. Sie führt jedoch auch durch die tägliche Handhabung von konditionierten Abfallprodukten zu nicht unerheblichen Expositionen des Personals. Um in diesem Spannungsfeld dem ALARA-Prinzip gerecht zu werden, wird der Strahlenschutz im LAW-Zwischenlager durch eine Reihe technischer und administrativer Maßnahmen sichergestellt. Da im Zwischenlager ausschließlich mit verpackten radioaktiven Stoffen umgegangen wird, sind im Wesentlichen auch nur Dosisbeiträge durch externe Exposition zu besorgen. Die Überwachung und Begrenzung der Ortsdosisleistung im Arbeitsbereich sind deshalb zentraler Bestandteil des Strahlenschutzes bei der Inspektion und Produktkontrolle von Abfallprodukten während der Zwischenlagerung. Insbesondere eine sinnvolle Lagerlogistik (Behälter mit höherer Dosisleistung werden von Behältern mit geringerer Dosisleistung abgeschirmt) und die Verwendung von Behältern mit Abschirmwirkung (z.B. verlorene Betonabschirmung, Gussbehälter oder Betoncontainer) tragen zu einer Reduktion der Ortdosisleistung und der Einhaltung der betrieblichen Dosisrichtwerte im Sinne des §72 StrlSchV bei. Zum Schutz der Kranfahrer sind die Kanzeln der Hallenkräne, die sich über die Lagerkammern hinwegbewegen, zusätzlich mit Bleiglas abgeschirmt. Da sich die Bereitstellung von unverpackt lagernden Abfallproduktfässern als Arbeitsschritt mit dem größten Beitrag zur

Kollektivdosis herausgestellt hat, ist es hierbei besonders wichtig, die Arbeitsabläufe so effizient zu gestalten, dass die Aufenthaltszeiten im Lager- und Bereitstellungsbereich so gering wie möglich gehalten werden können. Die Datenbank KADABRA enthält dazu genaue Angaben zum Standort jedes Abfallproduktes im LAW-Zwischenlager, sodass diese möglichst schnell auffindbar sind. Des Weiteren wird darauf geachtet, dass insbesondere im Bereitstellungsbereich Logistikflächen in ausreichendem Maß frei gehalten werden, um die Ortsdosisleistung im Arbeitsbereich zu minimieren. Mit Fertigstellung der Konrad-Logistik-/ Bereitstellungshalle auf dem Gelände der Entsorgungsbetriebe sieht die KTE in Zukunft eine Auslagerung von Abfallprodukten aus dem LAW-Zwischenlager vor, um weitere freie Logistikflächen zu schaffen und die Anzahl unverpackter Abfallproduktfässer weiter zu reduzieren.
Eine weitere Maßnahme zur Dosisminimierung stellt die Automatisierung von Arbeitsschritten insbesondere bei der Produktkontrolle dar. So sind sowohl die Bohrstraße zum Einbau von Druckentlastungsventilen und Gasprobenentnahmesepta, als auch die Fassmessanlagen automatisiert und tragen zur Minimierung der Aufenthaltszeit im Strahlungsfeld bei. Für die Inspektion von Abfällen mit Dosisleistung > 2 mSv/h, die zahlenmäßig einen geringen Anteil darstellen, steht eine Betonzelle zur Verfügung, die mit Fernhantierungstechnik ausgestattet ist. Diese Vorgehensweise bietet zwar einen höheren Strahlenschutz, erfordert jedoch gleichzeitig einen deutlich höheren zeitlichen Aufwand.
Die Überwachung der Ortsdosisleistung im LAW-Zwischenlager erfolgt betriebsbegleitend durch den operativen Strahlenschutz. In enger Abstimmung mit der Betriebsmannschaft des LAW-Zwischenlagers werden darüber hinaus insbesondere beim Entnehmen von Behältern aus den Lagerhallen sowie beim Entladen von Behältern unmittelbar Kontaminationskontrollen durchgeführt. Mittels stationärer Aerosolsammler erfolgt eine Überwachung der Raumluftaktivität, die besonders im Einlagerungsbereich ggf. Hinweise auf Veränderungen an Abfallprodukten geben können.
Angesichts einer mittleren Personendosis von 0,6 mSv im Kalenderjahr konnte im Rahmen der Betrachtung der Kollektivdosis gezeigt werden, dass die im LAW-Zwischenlager ergriffenen Strahlenschutzmaßnahmen wirksam sind. Im Sinne des ALARA-Prinzips werden die unvermeidbaren Expositionen so gering wie möglich gehalten. Jedoch erst nach der vollständig durchgeführten Produktkontrolle, Abschluss der Erstinspektion (sinkender zukünftiger Inspektionsaufwand durch ggf. mögliche Beobachtung von Referenzgebinden) und ins Besondere mit der Abgabe von Abfallgebinden an das Endlager werden im LAW-Zwischenlager der KTE die aus Inspektion und Produktkontrolle resultierenden Expositionen maßgeblich geringer werden.

6. Literaturverzeichnis

[1] Empfehlung der Entsorgungskommission vom 10.06.2013, ESK-Leitlinie für die Zwischenlagerung von Radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung (2013)

EINHEITLICHE PERSONENDOSIMETRIE IN DEN ZWISCHENLAGERN DER BGZ

Stephan Thode , Daniela Walbersloh

BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung mbH, Deutschland

Nach der Übertragung der Standortzwischenläger von den EVU auf die BGZ ist diese als Genehmigungsinhaberin nach § 64 Abs. 1 Satz 1 StrlSchV verpflichtet, an allen Standorten ein Personendosimetriesystem zu betreiben. Dieses System dient der Messung und Dokumentation der Dosis aller vor Ort im Kontrollbereich tätigen Personen.

Aktuell sind an den BGZ Standorten verschiedene Dosimetriesysteme im Einsatz. Dies bezieht sich sowohl auf die verwendete Dosimetriesoftware als auch auf die eingesetzten elektronischen Personendosimeter. Daher soll mittelfristig ein einheitliches, an jedem Standort autark funktionierendes System implementiert werden.

Im Vortrag wird dargestellt, welche Anforderungen an das einheitliche Dosimetriesystem für die Zwischenläger der BGZ zu erfüllen sind. Hierbei sind nicht nur die Strahlenschutzanforderungen zu berücksichtigen, sondern auch die Anforderungen aus Sicht der IT-Sicherheit und der jeweiligen Infrastruktur der BGZ-Standorte, welche derzeit noch in die Infrastruktur der Kraftwerke am Standort integriert sind.

Darüber hinaus soll ein Austausch von genehmigungsrelevanten Daten mit dem Hauptsitz der BGZ in Essen erfolgen.

Themenblock „Endlagerung“

STRAHLENSCHUTZ IM BERGWERK, DER NICHT ALLTÄGLICHE ALLTAG

RADIATION SAFETY IN AN OLD MINE, THE UNSUSAL BUSINESS AS USUAL

Guido Oesterreich , Ralf Speck

BGE Bundesgesellschaft für Endlagerung mbH, Deutschland

Strahlenschutzgesetzgebung und Berggesetz mit ihren nachfolgenden Verordnungen, Richtlinien etc. sind einander entgegenlaufende Rechtssysteme, der Bergbauunternehmer erhält für seine Tätigkeiten eine Genehmigung seines Betriebsplans, Verbote sind explizit in den Nebenbestimmungen der Behörde erwähnt. In der Genehmigung einer Arbeit nach Strahlenschutzgesetzgebung ist explizit verboten, was von der Behörde nicht genehmigt ist. Auf der Schachtanlage Asse sind für die Erkundung der Einlagerungskammern beide Genehmigungsformen anzuwenden, dazu mit verschiedenen Behörden, sodass eine sehr kommunikative und kreative Art des Umgangs für einen rechtskonformen Arbeitsalltag nötig ist.
Auch die eingesetzten Arbeitsmittel passen nicht automatisch auf beide Anforderungsprofile. So ist zum Schutz der Beschäftigten im Arbeitsbereich des Anbohrens einer Einlagerungskammer 750 Meter unter der Tagesoberfläche einerseits der bergbautypische Schutz vor Brand und Schadgas zu beachten, andererseits die Dekontfähigkeit beispielsweise von Bodenbelägen. Die Zulassung eines entsprechenden Materials war eine bundesweit bisher einmalige Entscheidung, die nach einem aufwändigen Prüfverfahren gefällt wurde.
Eine Feuerwehr im Bergwerk hat keine Strahlenschutzausbildung oder –ausrüstung, wie sie nach Feuerwehrdienstvorschrift für den ABC-Einsatz üblich ist. Die Werkfeuerwehr und die Grubenwehr wurden also vom Strahlenschutz der Asse zusätzlich in eigener Verantwortung fortgebildet.
Routineaufgaben der radiologischen Überwachung im Bergwerk sowie Probenahmen von Lösungen und anderen Materialien finden auf zwölf Kilometern Streckennetz zwischen den laufenden Arbeiten der Großbaustelle zwischen 490 und 850 Metern unter der Tagesoberfläche statt, eine nicht alltägliche Umgebung.
Neben Hitze, Staub, Lärm und Unwägbarkeiten der Arbeit im Bergwerk ist es ein immer spannender Prozess, den Strahlenschutz an die tägliche Arbeit anzupassen, den man mit Freude an der Herausforderung erfolgreich entwickelt.

The bodies of laws of mining and radiation protection share the same objection, the risk minimization for humans and environment. Though quite similar at first sight they are pretty much the opposite in their basic idea of licensing. Mining law explicitly forbids something wheras radiation protection legislation explicitly permits defined work. As Asse II is a mine with an inventory of radioactive waste both laws and both their pathes have to be followed. So creative as well as communicational skills are necessary to master daily work.

Working underground is a world of its own. It is hot, dusty, dirty and loud and really far away from the pure and clean atmosphere in a nuclear power plant. Radiation protection staff works in the middle of a roaring building site where miners take care for safe work in an unfriendly environment of explosive gases, rockfalls and fatal flooding.

Mine brigades – unlike fire brigades – are neither trained not equipped for work with radioactive material. So radiation protection staff of Asse II developed and carried out the necessary training program.

Twelve kilometres of galleries, several hundred meters underground in a world with different rules and a very special language makes even routine work challenging and interesting.

STRAHLENSCHUTZ UND ENTSORGUNG – SICHERHEITS- UND NACHWEISKONZEPT FÜR DIE RÜCKHOLUNG DER RADIOAKTIVEN ABFÄLLE AUS DER MAW-KAMME

SAFETY AND VERIFICATION CONCEPT FOR THE RETRIEVAL OF RADIOACTIVE WASTE FROM THE ILW CHAMBER

Stefan Coninx , Jörg Feinhals [1], Steffen Lau [2]

[1]DMT GmbH & Co. KG, Deutschland; [2]BGE GmbH

Zusammenfassung

Die Schachtanlage Asse II wurde im Auftrag des Bundes zur Endlagerforschung betrieben. In diesem Zuge wurden auch 1.301 Gebinde mit mittelradioaktiven Abfällen (MAW) in einer Kammer in 511 m Tiefe eingelagert. Nach der Änderung des Atomgesetzes im Jahre 2013 ist gemäß § 57b (2) AtG die Rückholung der radioaktiven Abfälle vor der unverzüglichen Stilllegung gesetzlich verankert. Somit sind auch die MAW-Abfälle zurückzuholen.

Im Folgenden wird auf Basis der in der Konzeptplanung entwickelten Prozessabläufe für die Rückholung der MAW-Gebinde aus der MAW-Kammer beschrieben, welche Risiken und Gefahren für die Bevölkerung und das Personal infolge verschiedener Ereignisse bestehen. Auf Basis der Betriebsabläufe sowie der vorgesehenen Vorsorgemaßnahmen wurden die Ableitungen durch den bestimmungsgemäßen Betrieb sowie die störfallbedingten Freisetzungen abgeschätzt. Hierfür wurden für den Freisetzungsanteil aus den eingelagerten Gebinden Ergebnisse von Versuchen zur Bestimmung des Freisetzungsanteils aus Abfallgebinden verwendet, die im Rahmen der Planungsprozesse für das Endlager Konrad durchgeführt worden sind. Die Ergebnisse der Betrachtungen in diesem Bericht zeigen, dass unter den angenommenen Randbedingungen im bestimmungsgemäßen Betrieb der zulässige Grenzwert der Strahlenexposition für die Bevölkerung zu weniger als 3% (ca. 9 µSv/a) ausgeschöpft wird. Die störfallbedingte Aktivitätsfreisetzung führt beim radiologisch abdeckenden Störfall (Firstfall) zu einer Dosis von ca. 3,2 mSv und damit zu einer Ausschöpfung des Störfallplanungswertes von weniger als 7%. Das Sicherheits- und Nachweiskonzept, zeigt, dass die geltenden radiologischen Grenzwerte nur zu einem sehr kleinen Prozentsatz ausgeschöpft werden und somit das Konzept zur Rückholung der MAW-Abfälle aus radiologischer Sicht möglich und genehmigungsfähig ist.

Summary

On behalf of the German Federal Government, the ASSE II mine was operated for final disposal research. In the course of this, 1,301 packages of intermediate-level waste (ILW) were emplaced in a chamber at a depth of 511 metres. After the amendment of the Atomic Energy Act in 2013, § 57b (2) of the Atomic Energy Act stipulates that radioactive waste must be retrieved prior to immediate decommissioning. This means that the ILW must be retrieved.

Based on the processes developed in the concept for the retrieval of the ILW from the chamber, this text describes the risks and hazards for the population and personnel resulting from various accidents and incidents. Based on the operating procedures and the planned preventive measures, the discharges from normal operation and the accident-related releases were estimated. For this purpose, the results of tests to determine the release fraction from the stored packages were used, which were carried out within the framework of the planning processes for the Konrad disposal facility.

The results of the considerations in this report show that under the assumed boundary conditions during specified normal operation, the radiation exposure for the population is about 9 µSv/a. This

means, the limit value is exhausted by less than 3%. In the case of the radiologically covering accident (backbreak), the accident-related release of activity leads to a dose of approx. 3.2 mSv and thus to an utilisation of the accident planning value of less than 7%. The safety and verification concept shows that only a very small percentage of the permissible radiological limits are exceeded and that the concept for retrieval of the MAW waste is therefore radiologically feasible and approvable.

Schlüsselwörter *Rückholung, Schachtanlage ASSE II, MAW-Abfälle, Sicherheitskonzept, Störfallanalysen*
Keywords *Retrieval, ASSE II mine, ILW, safety concept, accident analyses*

1. Einleitung

Die Schachtanlage Asse II ist ein ehemaliges Kali- und Steinsalzbergwerk südöstlich von Braunschweig. Nach Einstellung der Abbautätigkeit wurde im Auftrag des Bundes Forschung und Entwicklung auf dem Gebiet der Endlagerung radioaktiver Abfälle in tiefen geologischen Salzformationen betrieben. In diesem Zuge wurden von 1967 bis 1978 rund 124.500 Gebinde mit schwach- und mittelradioaktiven Abfällen (LAW) in 11 Kammern auf der 750-m-Sohle und einer Kammer auf der 725-m-Sohle sowie 1.301 Gebinde mit mittelradioaktiven Abfällen (MAW) in einer Kammer auf der 511-m-Sohle eingelagert. Die letztgenannte Einlagerungskammer ELK 8a/511 hat eine Grundfläche von ca. 500 m² und eine Höhe von ca. 14 m. Die Einlagerung der Gebinde erfolgte ausgehend von der darüber liegenden Beschickungskammer 8a/490 durch die ca. 6 m mächtige Schwebe. Die Gebinde wurden mittels einer Krananlage aus der Beschickungskammer durch eine Beschickungsöffnung herabgelassen.

Nach der Änderung des Atomgesetzes im Jahre 2013 ist gemäß § 57b (2) AtG die Rückholung der radioaktiven Abfälle vor der unverzüglichen Stilllegung gesetzlich verankert. Somit sind auch die in der ELK 8a/511 eingelagerten Abfälle zurückzuholen. Um diese Gebinde bergen, handhaben und transportieren zu können, müssen dafür geeignete Techniken und Verfahren bereitstehen.

Im Rahmen der Konzeptplanung wurde ein technisches Konzept mit entsprechenden Vorsorgemaßnahmen zur Beherrschung von Störfällen entwickelt. Ein wesentlicher Bestandteil dieser Planung auf konzeptioneller Ebene ist das Sicherheits- und Nachweiskonzept für die Rückholung der MAW-Abfälle, um gegenüber der entsprechenden Genehmigungs- und Zulassungsbehörden zu zeigen, dass die Rückholung sicher möglich ist. Dabei sind einerseits die Belange des Personals hinsichtlich des bergrechtlichen und radiologischen Arbeitsschutzes, andererseits auch die Belange der Bevölkerung in Bezug auf die Auswirkungen von Aktivitätsfreisetzungen und -ableitungen zu berücksichtigen.

Im Rahmen dieses Sicherheits- und Nachweiskonzept werden die potentiellen Störfälle ermittelt, bewertet und den getroffenen Vorsorgemaßnahmen gegenübergestellt bzw. zusätzlich erforderliche Vorsorgemaßnahmen ermittelt. Dabei wird gezeigt, dass die unterstellten Störfälle nicht zu einer Überschreitung von Störfallplanungswerten führen.

Insbesondere die Betrachtungen der potenziellen Auswirkungen auf die Bevölkerung sind von Bedeutung, da die Genehmigung des Vorhabens entscheidend davon abhängt, ob die Grenzwerte für die potenzielle Strahlenexposition der Bevölkerung eingehalten werden können. Dabei ist die MAW-Rückholung in den Kontext der Rückholung aller radioaktiven Abfälle zu setzen. Die Genehmigungsfähigkeit für die MAW-Rückholung steht daher unter dem Vorbehalt der Genehmigungsfähigkeit des gesamten Vorhabens (Rückholung aller radioaktiven Abfälle sowie die Konditionierung, Charakterisierung und Zwischenlagerung, sofern standortnah).

In Kapitel 2 wird kurz das technische Konzept für die Rückholung der radioaktiven Abfälle dargestellt. In Kapitel 3 werden die rechtlichen Grundlagen für die Störfallanalyse erläutert und in Kapitel 4 erfolgt die Ereignisanalyse. Kapitel 5 stellt die radiologischen Auswirkungen potentieller Störfälle sowie die Exposition im bestimmungsgemäßen Betrieb dar. Dieser Beitrag fokussiert sich auf die strahlenschutztechnischen und -rechtlichen Aspekte. Neben diesen spielen auch bergrechtliche Aspekte eine Rolle, die hier aber im Wesentlichen Aspekte des konventionellen Arbeitsschutzes darstellen.

2. Konzeptplanung für die Rückholung der MAW-Abfälle

Die MAW-Abfälle lagern in der Kammer 8a auf der 511m Sohle. Die Einlagerung der Gebinde fand von der Beschickungskammer auf 490 m durch eine Bohrung in der Schwebe statt. Die ehemaligen Zugänge zur Kammer wurden inzwischen verfüllt, sodass für die Bergung eine neue Zugangsstrecke aufgefahren werden muss. Aktuell wird die Kammer bewettert und die Abwetter über eine Filteranlage in der Beschickungsanlage gereinigt.

Das Konzept für die Rückholung [1] sieht vor, dass eine neue Zugangsstrecke bis kurz vor die Kammer aufgefahren wird, ohne eine direkte Verbindung zur Kammer zu schaffen. In dieser neu aufgefahrenen Zugangsstrecke wird die notwendige Infrastruktur aufgebaut und die Zugangsstrecke mit einem Schleusenbauwerk versehen, das den sonstigen Grubenraum räumlich und wettertechnisch von der Einlagerungskammer mit der Zugangsstrecke abtrennt. Somit wird für die Bergung der Gebinde ein geschlossener Raum geschaffen. Abb. 1 zeigt beispielhaft ein mögliches Schleusengebäude in der Zugangsstrecke und den Gebindekegel in der ELK 8a/511.

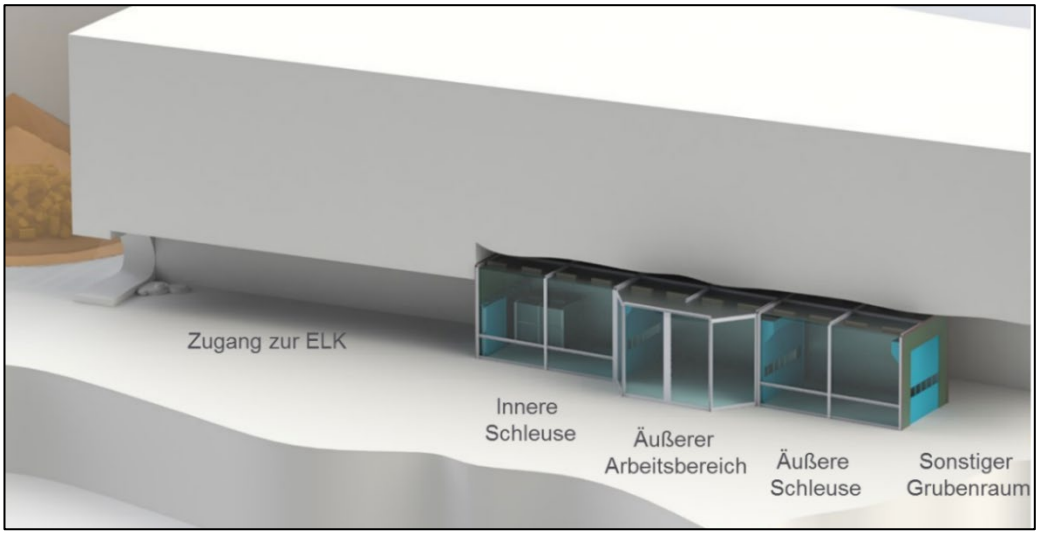


Abb. 4: Beispielhafter Aufbau einer Schleuse

Erst wenn die notwendige räumliche Abtrennung erfolgt ist, wird die Kammer geöffnet und die bergtechnische Sicherung der Kammer erfolgt. Hierbei geht es um die Sicherung der Firste und Stöße, sodass während des Bergeprozesses möglichst keine Teile herausbrechen und auf die eingelagerten Gebinde und eingesetzten Geräte stürzen. Nach der Sicherung erfolgen die Bergung und der Abtransport. Hierzu werden die Fässer mittels eines Fahrzeugs mit Greifarm geborgen und in einem sogenannten Innenbehälter abgestellt. Diese Innenbehälter werden dann aus der ELK zur Schleuse transportiert, dort in abgeschirmte Umverpackungen eingestellt und so dann nach über Tage transportiert. Im Schleusengebäude erfolgen ggf. notwendige Dekontaminationsarbeiten an den Umverpackungen bevor die in den sonstigen Grubenraum gelangen.

Die Bewetterung der Kammer erfolgt über die Schleuse. Diese ist so ausgelegt, dass eine gerichtete Wetterführung in die Kammer sichergestellt und eine luftgetragene Kontaminationsverschleppung in den sonstigen Grubenraum verhindert wird. Die Abwetter werden über eine entsprechend

ausgelegte Filteranlage in der Beschickungskammer (490 m) abgeführt. Die derzeit bestehende Filteranlage wird erneuert. Danach werden die Abwetter durch das Grubengebäude zum noch zu errichtenden Schacht 5 geführt. Über den Schacht 5 werden auch die rückgeholten Gebinde nach über Tage transportiert. Zusätzlich wird in der Kammer eine Umluftfilteranlage installiert, um Stäube und andere Schwebstoffe, die potentiell kontaminiert sind, aus der Kammeratmosphäre zu entfernen.

Die Einlagerungskammer, die Zugangsstrecke und das Schleusengebäude werden kontinuierlich mittels Kameras, einem Dosisleistungsmesssystem und einer Brandmeldeanlage überwacht.

3. Rechtliche Grundlagen

Als gesetzliche Grundlage sind hier insbesondere das Atom- (AtG) und das Strahlenschutzgesetz (StrlSchG) sowie die Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) maßgeblich. Neben den allgemeinen geltenden Regeln und Strahlenschutzgrundsätzen gelten für die ASSE gemäß § 57 AtG besondere Regelungen. Gemäß § 57b Abs. 1 sind für den Betrieb und die Stilllegung der Schachtanlage Asse II die für die Anlagen des Bundes nach § 9a AtG gelten Vorschriften einzuhalten. Weiterhin enthält das Atomgesetz im § 57b Abs. 2 - 5 spezielle Anforderungen zu Betrieb und Stilllegung der Schachtanlage Asse II. Im Hinblick auf die Nachweisführungen ist § 57b Absatz 5 AtG von besonderer Bedeutung. Demnach findet der § 114 StrlSchV (2001) Anwendung, der behördliche Ausnahmen von Strahlenschutzvorschriften mit Ausnahme der Dosisgrenzwerte zulässt. Diese Ausnahmeregelung ist aufgrund der eindeutigen Zitatführung im § 57b (5) auch nach Revision der StrlSchV in 2018 weiterhin gültig.

Zwei weitere Ausnahmen sind im Gesetz konkret genannt:

a) In der Schachtanlage Asse II ist die untertägige Bearbeitung, Verarbeitung, Lagerung oder sonstige Verwendung radioaktiver Stoffe, die nicht als radioaktive Abfälle eingebracht wurden, nicht genehmigungsbedürftig, wenn die Aktivität der Stoffe das Zehnfache der Freigrenzen der Anlage III Tabelle 1 Spalte 3 der Strahlenschutzverordnung (2001) nicht überschreitet und der Beginn dieser Tätigkeiten der zuständigen Genehmigungsbehörde vorher angezeigt wurde,
b) der Störfallplanungswert für die Planung von Rückholungsmaßnahmen bei der Schachtanlage Asse II ist von der Genehmigungsbehörde im Einzelfall festzulegen.

Bei einem Antrag auf atomrechtliche Genehmigung zur Rückholung der radioaktiven Abfälle von der 511-m-Sohle ist gemäß § 9 Abs. 2 AtG i. V. m. § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG nachzuweisen, dass für die geplanten Tätigkeiten im bestimmungsgemäßen Betrieb und für Störfälle die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik (sofern dies gemäß § 57b AtG und der zugehörigen Begründung [2] in der Schachtanlage Asse II sinnvoll realisierbar ist) erforderliche Vorsorge gegen Schäden getroffen ist. Auf die Machbarkeit der für die Erfüllung dieser Genehmigungsvoraussetzung notwendigen Nachweise wird in den folgenden Kapiteln eingegangen. Zudem werden untergesetzliche Regelwerke, wie die Störfallberechnungsgrundlagen der SSK [3] und die Richtlinien Physikalische Strahlenschutzkontrolle [4], [5] angewendet. Darüber hinaus wird der Störfallleitfaden für die Schachtanlage ASSE II [6] berücksichtigt.

4. Ereignisanalyse

Im Rahmen einer Ereignisanalyse wird nachfolgend das zu berücksichtigende Ereignisspektrum im Rahmen der Konzeptplanung abgeleitet und die radiologisch relevanten Ereignisse identifiziert. Dabei werden Vorsorgemaßnahmen geplant, wodurch Ereignisse ausgeschlossen bzw. ihre radiologischen Auswirkungen reduziert werden können.

Auf der Grundlage von vorgesehenen Handhabungsvorgängen sowie geplanten Vorsorgemaßnahmen werden potenzielle Ereignisse identifiziert, Ereignisabläufe postuliert sowie die radiologischen Folgen ermittelt bzw. bewertet. Für die radiologische Bewertung werden die Aktivitätsangaben der eingelagerten radioaktiven Abfälle aus dem Auszug der Datenbank Assekat [7] mit Bezugsdatum 01.01.2028 herangezogen.

4.1 Identifizierte Ereignisse für die Rückholung der MAW Abfälle

Auf Basis der ESK-Leitlinien [8] und GRS [9] sowie der Grundlage der derzeitig geplanten Handhabungsvorgänge wurden sinngemäß die folgenden Ereignisse für die Rückholung identifiziert, die ein Freisetzungspotential aufweisen:

- First- und/oder Stoßfall in der ELK 8a/511 mit Zerstörung von Gebinden,
- Zerstörung von Gebinden bei der Bergung,
- Absturz von beladenen Umverpackungen bzw. Behältern mit radioaktiven Feststoffen oder Flüssigkeiten bei Handhabungen in den Schleusen (z. B. bei Dekontaminationserfordernis),
- Kollision von Fahrzeugen oder Fördergeräten mit beladenen Umverpackungen bzw. Behältern mit radioaktiven Feststoffen oder Flüssigkeiten in den Schleusen (z. B. bei Dekontaminationserfordernis),
- Absturz von beladenen Umverpackungen bzw. Behältern mit radioaktiven Feststoffen oder Flüssigkeiten bei der Lagerung,
- Beschädigung von beladenen Umverpackungen bzw. Behältern beim Beladen/Entladen der Transportmittel,
- Beschädigung von beladenen Umverpackungen bzw. Behältern beim Transport unter Tage,
- Absturz von beladenen Umverpackungen bzw. Behältern mit radioaktiven Feststoffen oder Flüssigkeiten bei der Be- und Entschickung des Förderkorbes,
- Brandereignisse und
- Explosionsereignisse.

4.2 Ergebnisse der Ereignisanalyse

Im Rahmen der Ereignisanalyse wurde das Ereignis „Firstfall“ (Absturz von 1.000 Mg Gestein aus 21 m Höhe verteilt auf 400m²) aufgrund der höchsten Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung als das radiologisch abdeckende Ereignis identifiziert. Als Firstfall wird der Absturz von Lösern aus der Decke auf der gesamten Fläche bezeichnet. Dies führt zu einer mechanischen Beaufschlagung aller Gebinde und damit zu einer Freisetzung aus allen Gebinden.

5. Radiologische Betrachtungen

5.1 Strahlenexposition der Bevölkerung

5.1.1 Bestimmungsgemäßer Betrieb

Die Strahlenexposition für die Bevölkerung im bestimmungsgemäßen Betrieb der Rückholung ist gemäß des § 99 StrlSchV begrenzt. Zum bestimmungsgemäßen Betrieb gehört auch der anormale Betrieb aufgrund von Betriebsstörungen. Für die Berechnung der Strahlenexposition der Bevölkerung ist es erforderlich, dass die in die Umgebung abgeleiteten Radionuklide qualitativ und quantitativ bekannt sind, d.h. am Ort der Ableitung müssen die nuklidspezifischen Aktivitäten bestimmt werden. Für die Berechnung wird das Modell aus der Vertiefungsstudie zur Transportstudie Konrad [10] zur Bestimmung des Quellterms herangezogen. In diesem Modell wird eine Aktivitätsflussanalyse erstellt. Für diese Analyse wird ein abdeckendes Szenario angenommen, welches zu einer Freisetzung von radioaktiven Stoffen aus den eingelagerten Gebinden führt, die nicht in die Umgebung gelangen. In diesem Szenario wird unterstellt, dass bei der Bergung 1% der

Gebinde (in Summe 13 Fässer) abstürzen und dabei jeweils noch 10 weitere Fässer (in Summe 130 Fässer) mechanisch beschädigt werden. Da der Zustand der Gebinde unbekannt ist, muss auch im Bestimmungsgemäßen Betrieb davon ausgegangen werden, dass Gebinde beim Bergeprozess beschädigt werden und Aktivität freigesetzt wird.

Der Anteil an der Gesamtaktivität der betroffenen Abfallgebinde, die realistischer Weise freigesetzt werden kann (Freisetzungsanteil), wurde unter Berücksichtigung wissenschaftlicher Daten berechnet [10]. Unter Berücksichtigung der Rückhaltewirkung des geplanten Filters in der Abwetteranlage [1] wird gezeigt, dass die Ableitung radioaktiver Stoffe im bestimmungsgemäßen Betrieb den im § 99 StrlSchV festgelegten Grenzwert von 0,3 mSv/a für die Strahlenexposition von Einzelpersonen der Bevölkerung zu 3% (ca. 9 µSv/a) ausschöpft und diesen somit sicher unterschreitet.

5.1.2 Störfall

Die Begrenzung der Exposition durch Störfälle mit Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung ist durch den § 104 StrlSchV vorgegeben. Für das radiologisch abdeckende Ereignis wird repräsentativ für alle anderen Ereignisse nachgewiesen, dass der Störfallplanungswert gemäß § 104 StrlSchV sicher eingehalten wird. Dahingehend werden die radiologischen Folgen für Einzelpersonen der Bevölkerung entsprechend der Vorgaben der Störfallberechnungsgrundlage ermittelt. Zu diesem Zweck wurde auf Basis der Ereignisanalysen eine Berechnung der Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung der Schacht aufgrund des Ereignisses durchgeführt, welches potenziell zu der Freisetzung der größten Aktivitätsmenge führt. Entsprechend der Ereignisanalyse ist dies das Ereignis „Freisetzung radioaktiver Stoffe durch Löser-/ Firstfall auf Gebinde“, bei dem die Firste auf die eingelagerten Gebinde stürzt und dabei alle Gebinde beschädigt (unterstellter Verlust der Rückhaltefunktionen der Fässer).
In Analogie zu den Betrachtungen für die Strahlenexposition der Bevölkerung während des bestimmungsgemäßen Betriebes wurde auf Basis des gesamten eingelagerten Radionuklidinventars, des Freisetzungsanteils sowie des Rückhaltevermögens der radiologischen Filteranlage die Strahlenexposition der Bevölkerung im Störfall berechnet (vgl. [10]). Diese Berechnungen gemäß Störfallberechnungsgrundlagen SSK [3] zeigen, dass die effektive Dosis ca. 3,2 mSv beträgt und der Störfallplanungswert von 50 mSv damit deutlich unterschritten wird. Bei den Berechnungen für den Freisetzungsanteil aus den eingelagerten Gebinden wurden auch Ergebnisse von Versuchen zur Bestimmung des Freisetzungsanteils aus Abfallgebinden verwendet, die im Rahmen der Planungsprozesse für das Endlager Konrad [11] durchgeführt worden sind.

<u>Bewertung von Ungewissheiten</u>
Die Konservativität in den Annahmen zur Ermittlung der radiologischen Folgen des Firstfalls besteht im Wesentlichen darin, dass der Freisetzungsanteil repräsentativ auf ein 200-l-Fass skaliert wurde. Der gesamte Gebindekegel verhält sich beim unterstellten Firstfall aber eher wie ein einzelnes Gesamtgebinde. Daher wäre es zutreffender, eine volumenabhängige Skalierung für den gesamten Gebindekegel vorzunehmen, wodurch sich der Freisetzungsanteil und somit die resultierende effektive Dosis um fast zwei Größenordnungen reduzieren würde. Die hier vorgestellten Betrachtungen sind somit als konservativ anzusehen.

Des Weiteren basiert die Ableitung des Freisetzungsanteils auf der Grundlage von Fallversuchen mit Flugasche. Die in der ELK 8a/511 eingelagerten Gebinde beinhalten hingegen überwiegend betonierte Metallteile, Schrotte und Harze sowie bituminierte Verdampferkonzentrate, deren Freisetzungsvermögen im Vergleich zu Flugasche wesentlich geringer ist. Ein weiterer konservativer Ansatz besteht darin, dass sämtliche Sedimentationsvorgänge innerhalb und außerhalb der ELK 8a/511 nicht berücksichtigt wurden. Daher wird die in die Umgebung freigesetzte Aktivität insgesamt deutlich überschätzt. Die darauf aufbauende Störfallanalyse führt somit insgesamt zu einem konservativen Gesamtergebnis.

5.2 Strahlenexposition des Personals

Die Strahlenexposition des Personals wird durch unterschiedliche Maßnahmen begrenzt. Schutz vor Direktstrahlung wird beispielsweise durch die fernbediente Bergung und den fernbedienten Transport der Gebinde, deren Verpackung in abgeschirmte Umverpackungen und abstandsgebende Hilfsmittel ermöglicht. Die Führung des Nachweises, dass die Grenzwerte für die Strahlenexposition des beruflich strahlenexponierten Personals eingehalten werden, erfolgt erst in den weiteren Planungsschritten, da erst zu diesem Zeitpunkt die konkrete Ausführung der technischen Umsetzung feststeht.

Als Schutzmaßnahmen gegen die Strahlenexposition durch Inkorporation und Kontaminationsverschleppungen dienen die Einrichtung von Schleusen, die Aufrechterhaltung einer gerichteten Luftströmung durch die Sonderbewetterung, die Filterung der Abwetter, die Umluftanlage, und Kontaminationsmessungen sowie Dekontaminationsmaßnahmen zur Vermeidung von Kontaminationsverschleppungen. Die Strahlenexposition des Personals wird weiterhin durch die Nutzung von persönlicher Schutzausrüstung wie zusätzlicher Schutzkleidung und Atemschutz erreicht. Durch eine dauerhafte Überwachung von begangenen Bereichen auf die Konzentration von an Schwebstoffen gebundenen Radionukliden wird das Risiko einer Inkorporation weiter reduziert. Im Rahmen des betrieblichen Strahlenschutzes können Alarm- und Schwellenwerte der Aktivitätskonzentrationen der Reduzierung der Strahlenexposition dienen.

Die vorgenannten Schutzmaßnahmen dienen sowohl dem Schutz vor einer Strahlenexposition im Betrieb als auch im Störfall.

5.3 Nachweis der Kritikalitätssicherheit

Betrachtungen zur Kritikalitätssicherheit der eingelagerten Kernbrennstoffe wurden für die ELK 8a/511 bereits in dem Bericht [12] durchgeführt. Im vorgenannten Bericht konnte nachgewiesen werden, dass unter den dort angenommenen Randbedingungen die Kritikalitätssicherheit gegeben ist. Weitere Betrachtungen auf Basis des aktualisierten Kernbrennstoffinventars wurden für andere ELK im Rahmen des Schrittes 2 der Faktenerhebung durchgeführt [13]. In diesem Bericht wird nicht auf die ELK 8a/511 eingegangen, allerdings sind die dort veröffentlichten Ergebnisse auf die ELK 8a/511 übertragbar. Im Bericht [13] wurde für die Bewertung der Kritikalitätssicherheit das Kernbrennstoffinventar der Einlagerungskammer mit der höchsten Anreicherung (ELK 2/750 Na3, Anreicherung 2,97 %, Kernbrennstoffgehalt 9,12 kg) herangezogen. Diesem Bericht lagen die aktualisierten Daten aus der Datei Assekat 9.2 [7] mit dem Bezugsdatum 01.01.2010 zu Grunde. In dem betrachteten Modell hat sich das gesamte Kernbrennstoffinventar in einer gesättigten Natriumchloridlösung gelöst und liegt in einer Kugel vor, welche von reinem Wasser als Reflektor umgeben ist. Die Berechnungen zeigen, dass bei einem Lösungsvolumen von ca. 50 l ein maximaler Neutronenmultiplikationsfaktor k von 0,87 vorliegt und sich damit im sicher unterkritischen Bereich ($k < 0{,}95$) befindet.

Für das Sicherheits- und Nachweiskonzept wurden die Daten aus der genannten Version der Datenbank [7] mit dem Bezugsdatum 01.01.2028 verwendet. Diese Daten ergaben, dass sich in der ELK 8a/511 insgesamt 4,63 kg Kernbrennstoffe mit einem Anreicherungsgrad von 1,6 % eingelagert sind.

Die Ergebnisse der Betrachtungen im Bericht [13] sind für die ELK 8a/511 abdeckend, da der Kernbrennstoffgehalt und der Anreicherungsgrad in der ELK 8a/511 geringer als in der ELK 2/750 Na3 sind. Somit ist auch für die geplanten Maßnahmen der Rückholung für die ELK 8a/511 die Unterkritikalität unter den vorgenannten Randbedingungen nachgewiesen. Eine Zerfallskorrektur des Kernbrennstoffinventars aufgrund der beiden unterschiedlichen Bezugsdaten ist unter Berücksichtigung der im Vergleich zur Zeitdifferenz langen Halbwertzeiten der Kernbrennstoffe nicht erforderlich.

6. Ausblick

Basierend auf der Konzeptplanung und dem darin enthaltenen Sicherheits- und Nachweiskonzept erfolgt derzeit die Entwurfsplanung. Darin werden die bisher nur konzeptionell erarbeiteten Gewerke und Vorhaben weiter vertieft. Hinzu kommen auch detailliertere Entwürfe zu den einzelnen Prozessabläufen und Gewerken. Hierbei wird zu prüfen sein, ob die geänderten oder vertieften Planungen noch durch das Sicherheits- und Nachweiskonzept der Konzeptplanung abgedeckt sind oder ob die Nachweisführung angepasst werden muss.

7. Literaturverzeichnis

[1] DMT: Rückholung der radioaktiven Abfälle aus der Schachtanlage Asse II - Konzeptplanung für die Rückholung der radioaktiven Abfälle von der 511-m-Sohle 3. Teilbericht: Rückholungskonzept. Essen. 2018: BGE-SZ-KZL: 9A/23520000/GHB/RA/0048/00

[2] Deutscher Bundestag: Entwurf eines Gesetzes zur Beschleunigung der Rückholung radioaktiver Abfälle und der Stilllegung der Schachtanlage Asse II, Stand: 11.12.2012. Drucksache 17/11822

[3] Strahlenschutzkomission (SSK): Störfallberechnungsgrundlagen zu § 49 StrlSchV - Neufassung des Kapitels 4: Berechnung der Strahlenexposition. SSK Heft 44, 2004

[4] BMU: Richtlinie für die physikalische Strahlenschutzkontrolle zur Ermittlung der Körperdosen Teil 1: Ermittlung der Körperdosis bei äußerer Strahlenexposition (§§ 40, 41, 42 StrlSchV; § 35 RöV) vom 08.12.2003

[5] BMU: Richtlinie für die physikalische Strahlenschutzkontrolle zur Ermittlung der Körperdosen Teil 2: Ermittlung der Körperdosis bei innerer Strahlenexposition (Inkorporationsüberwachung) (§§ 40, 41 und 42 StrlSchV)

[6] BfS: Störfallleitfaden für die Schachtanlage ASSE II, Stand: 24.06.2016, BfS-KZL: 9A/24110000/EB/RZ/0001/00

[7] Assekat 9.2: Datenbank Assekat Version 9.2 Stand: 02.02.2010, hier: Auswertung der Inventardaten der ELK 8a/511m zum Stichtag 01.01.2028

[8] ESK: Empfehlung: Leitlinien zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen, Stand: 16.03.2015

[9] GRS: Auswertung des untergesetzlichen kerntechnischen Regelwerkes (Bekanntmachungen des BMU/BMI und KTA-Regeln) bei strahlenschutz- und atomrechtlichen Genehmigungen zur Rückholung von radioaktiven Abfällen, 2014

[10] GRS: Vertiefung und Ergänzung ausgewählter Aspekte der Abfalltransportrisikoanalyse für die Standortregion der Schachtanlage Konrad -Abschlussbericht zum Vorhaben 3607R02600 Arbeitspaket 1 Teilaufgaben 11 – 14 GRS - A – 3684, 2013

[11] BfS: Systemanalyse Konrad, Teil 3: Ermittlung der potentiellen Strahlenexposition des Menschen in der Umgebung der Anlage bei Störfällen auf Basis der Störfallberechnungsgrundlagen SBG 94 (GRS-A-2238/I. und II.), Stand: 01.02.1995, BfS-KZL: 9K/-/-/EBJ/RB/006/00, EU 506

[12] FZK-INE (2006): Stellungnahme zur langfristigen Kritikalitätssicherheit der in der Schachtanlage Asse eingelagerten kernbrennstoffhaltigen Abfälle unter Berücksichtigung der Anwesenheit von Schutzfluid, FZK-INE 008/06, Stand 14.12.2006. Karlsruhe: Forschungszentrum Karlsruhe, Institut für Nukleare Entsorgung; BfS-KZL: 9A/24260000/E/E/0002/00

[13] BfS: Faktenerhebung zur Rückholung der radioaktiven Abfälle aus der Schachtanlage Asse II Hier: Kritikalitätssicherheit bei der Faktenerhebung Schritt 2 und Schritt 3, Stand: 01.06.2015. BfS-KZL: 9A/23400000/GHB/RZ/0050/00

RÜCKHOLUNG DER RADIOAKTIVEN ABFÄLLE AUS DER SCHACHTANLAGE ASSE II – TECHNISCHE KONZEPTE

Jan-Dirk Depenau , Dirk Laske

Bundesgesellschaft für Endlagerung mbH (BGE), Deutschland

Die Schachtanlage Asse II bei Wolfenbüttel wurde von 1909 bis 1964 für die Gewinnung von Kali- und Steinsalz genutzt. Im Rahmen von Forschungsarbeiten wurden im Zeitraum von 1967 bis 1978 schwach- und mittelradioaktive Abfälle in 13 Einlagerungskammern der Schachtanlage Asse II eingelagert. Die Einlagerung von radioaktiven Abfällen wurde am 31.12.1978 beendet. Insgesamt wurden im Rahmen der Versuchs- und Demonstrationsprogramme rund 124 500 Gebinde mit schwach- und mittelradioaktiven Abfällen auf der 725-m- und 750-m-Sohle sowie etwa 1 300 Gebinde mit mittelradioaktiven Abfällen auf der 511-m-Sohle eingelagert.

Seit April 2013 ist im § 57b des Atomgesetztes festgelegt, dass die Schachtanlage Asse II unverzüglich stillzulegen ist und dass vor der Stilllegung die radioaktiven Abfälle zurückzuholen sind. Damit besteht für die BGE der gesetzliche Auftrag zur Rückholung der radioaktiven Abfälle aus der Schachtanlage Asse II.

Die Planung der Rückholung erfolgt schrittweise - unterteilt in Konzeptplanung, Entwurfsplanung mit begleitender Entwicklung der Bergetechnik sowie in Genehmigungs- und Ausführungsplanung. Die technischen Konzepte zur Bergung wurden in drei Planungssträngen für die Einlagerungskammer auf der 511-m-Sohle, die Einlagerungskammer auf der 725-m-Sohle und die Einlagerungskammern auf der 750-m-Sohle erstellt.

Im Konzept für die Einlagerungskammer auf der 511-m-Sohle werden die radioaktiven Abfälle mit Hilfe einer flurgeführten Rückholtechnik geborgen. Die Umverpackung der geborgenen radioaktiven Abfälle in außen kontaminationsfreie Umverpackungen erfolgt in einer Schleuse, die sich in der Zugangsstrecke zur Einlagerungskammer befindet.

Das Konzept für die Einlagerungskammer auf der 725-m-Sohle sieht den Einsatz flurgeführter Bergetechnik und firstgeführter Transporttechnik vor. Die Umverpackung der geborgenen radioaktiven Abfälle erfolgt ebenfalls in einer Schleuse, die sich innerhalb der Zugangsstrecke befindet.

Für die Einlagerungskammern auf der 750-m-Sohle werden zwei Rückholverfahren favorisiert, der Teilflächenbau und der Schildvortrieb als großvolumiger Teilflächenbau. Während das erstgenannte Verfahren eine kleinräumige Vorgehensweise ermöglicht und damit die Herstellung der First- und Böschungssicherheit vereinfacht, zeichnet sich der Schildvortrieb vor allem durch die sequenzielle Leerung der Einlagerungskammern von Osten nach Westen aus.

GEOLOGISCHE TIEFENLAGERUNG VON RADIOAKTIVEN ABFÄLLEN IN DER SCHWEIZ: KONZEPTE ZUM STRAHLENSCHUTZ

Susanne Pudollek , Tobias Steinbach

Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle, Schweiz

Die radioaktiven Abfälle der Schweiz sind gemäss Kernenergiegesetz in geologischen Tiefenlagern (gTL) zu entsorgen. Zur Festlegung eines Standorts für ein gTL führt das Bundesamt für Energie das Sachplanverfahren Geologische Tiefenlager (SGT) in drei Etappen durch, an deren Ende die Erteilung der Rahmenbewilligung steht. Die Zielsetzung der aktuellen dritten Etappe besteht darin, die geologischen Kenntnisse zu ergänzen bzw. auf einen Stand zu bringen, der einen Vergleich der Standortgebiete aus sicherheitstechnischer Sicht aufgrund verifizierter standortbezogener Daten ermöglicht und in der Folge den am besten geeigneten Standort zu wählen. Bezüglich des Gesamtsystems geht es darum, die einzelnen Bauwerken/Systemen des gTL festzulegen und zu konkretisieren. Mit der Einreichung des Rahmenbewilligungsgesuchs werden neben der Dokumentation zur Standortwahl auch die Grundzüge des Projekts, u.a. die ungefähre Grösse und Lage der wichtigsten Bauten festgelegt.

Ein gTL ist gemäss Kernenergiegesetzgebung eine Kernanlage und unterliegt auch der Strahlenschutzgesetzgebung. Zu den Projektgrundzügen zählt somit auch die Dokumentation eines stufengerechten Strahlenschutzkonzepts. Im Rahmen dieses Konzepts soll aufgezeigt werden, wie die Strahlenschutzanforderungen während des Betriebs prinzipiell umgesetzt werden. Ein solches Konzept wurde auf Basis des aktuellen Planungsstands gesamthaft erarbeitet, wobei folgende Aspekte betrachtet wurden: Einrichtung von Überwachungs-/Kontrollbereichen, Zonenübergänge, Strahlenschutzinstrumentierung und Lüftung. Dabei wurde gezeigt, wie die radioaktiven Materialien in den Prozessschritten sicher durch Massnahmen eingeschlossen und abgeschirmt sowie die gesetzlichen/behördlichen Vorgaben bzgl. geltender Grenzwerte für Personal/Bevölkerung eingehalten werden können.

In der Präsentation sollen einerseits ein kurzer Überblick über das Schweizer Programm gegeben sowie der aktuelle Projektstand vorgestellt werden und andererseits die bisherigen konzeptionellen Überlegungen zum Strahlenschutz eines gTL dargelegt und erläutert werden.

REGIONALE PARTIZIPATION BEI DER STANDORTSUCHE FÜR GEOLOGISCHE TIEFENLAGER IN DER SCHWEIZ

REGIONAL PARTICIPATION IN THE SEARCH PROCESS FOR A SUITABLE SITE FOR A DEEP GEOLOGICAL REPOSITORY IN SWITZERLAND

Andreas Besmer

Fachspezialist für regionale Partizipation, Bundesamt für Energie BFE, Schweiz

Zusammenfassung
Die Schweiz sucht seit 2008 nach einem Standort für ein geologisches Tiefenlager zur Entsorgung seiner radioaktiven Abfälle. Das Suchverfahren (Sachplan) erfolgt in drei Etappen, in denen die Auswahl der Standortgebiete schrittweise eingeengt wird. Am Schluss jeder Etappe entscheidet die Regierung (der Bundesrat) über das weitere Vorgehen. Das Bundesamt für Energie (BFE) trägt die Gesamtverantwortung für das Verfahren. Die Sicherheit von Mensch und Umwelt hat oberste Priorität. Durch die im Sachplan verankerte regionale Partizipation wird ein frühzeitiger Einbezug der lokalen Bevölkerung, Gemeinden und des benachbarten Auslands möglich. Learning im Zusammenhang mit der Partizipation: Partizipation ist aufwändig und der erwünschte Effekt der höheren Akzeptanz und Transparenz im Verfahren kann nur erzielt werden, wenn die Anliegen der partizipierenden Menschen ernsthaft einbezogen werden und das Verfahren eine entsprechende – auch zeitliche – Flexibilität hat.

Summary
Switzerland is searching for a suitable site for a deep geological repository to dispose of its radioactive waste since 2008. The search (sectoral plan) is carried out in three stages in which the selection of geological site regions is gradually narrowed down. At the end of each stage, the Federal Council decides on the next steps in the process. The Swiss Federal Office of Energy (SFOE) bears the overall responsibility for the procedure, in which the protection of human beings and the environment is the top priority. The regional participation established within the sectoral plan enables the participation of the cantons, municipalities and neighbouring states at an early stage in the process. Lesson learnt based on the experiences of participation: Participation is time-consuming and the desired effect of higher acceptance and transparency in the process can only be achieved if the concerns of the participating people are seriously included and the process has a corresponding - also temporal - flexibility.

Schlüsselwörter *Regionale Partizipation, geologisches Tiefenlager, Sachplan, Standortsuchverfahren*
Keywords *regional participation, deep geological repository, sectoral plan, search for suitable repository site*

1. Grundsätzliches und Aktuelles: Disclaimer

Alle aktuellen Informationen zur Entsorgung der radioaktiven Abfälle in der Schweiz und zum Stand des Standortsuchverfahrens (Sachplan geologische Tiefenlager) sind jederzeit unter www.radioaktiveabfaelle.ch einsehbar.

2. Regionale Partizipation

Die regionale Partizipation wurde in Etappe 1 vorbereitet, in Etappe 2 wurden Regionalkonferenzen in allen sechs Standortgebieten (s. Abb. 1) gegründet.

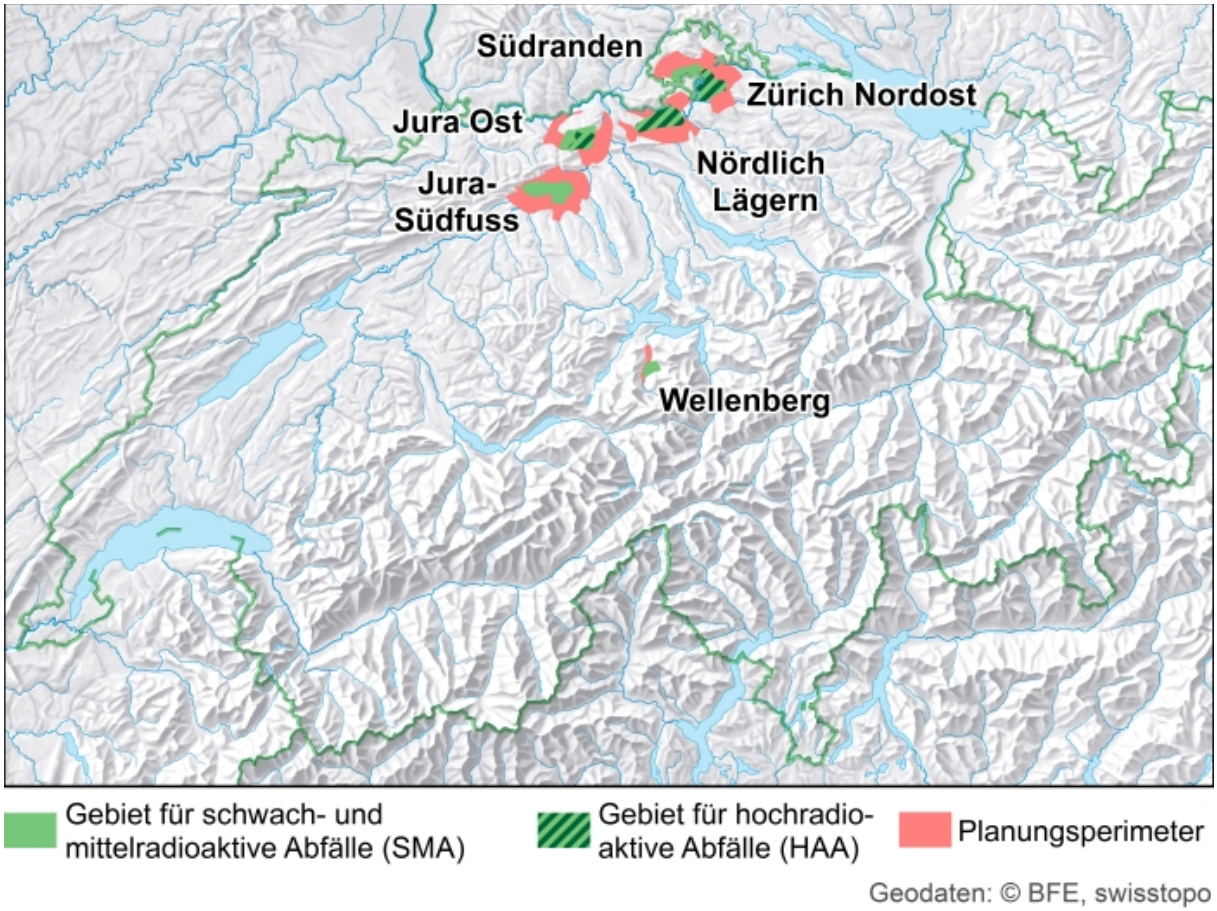


Abb. 1: Ergebnis nach Etappe 1 mit den sechs Standortgebieten.

Die Regionalkonferenzen bestehen aus Behördenvertretern und regionalen Planungsträgern (zusammen 45–60 %), Interessenorganisationen (30–40 %) und Vertretenden der Bevölkerung (10–20 %). Sie sind in der Regel als Vereine organisiert und bestehen aus einem Vorstand und diversen spezialisierten Fachgruppen, Höchstes Organ ist die Vollversammlung, die ca. viermal pro Jahr tagt. Mit einer Ausnahme (Wellenberg) bestehen die Regionalkonferenzen aus ca. 100–150 Mitgliedern. Alle Regionalkonferenzen hatten in Etappe 2 den gleichen Auftrag: Information der Bevölkerung, Zusammenarbeit und Durchführung der regionalen Partizipation, Mitarbeit in der Erarbeitung von Vorschlägen zur Ausgestaltung, Platzierung und Erschliessung der Oberflächenanlagen im Planungsperimeter, Mitarbeit hinsichtlich der regionalen Entwicklung. Sie konnten beim Bundesamt für Energie die finanziellen Mittel beantragen, die sie zur Durchführung der genannten Arbeiten brauchen.

Am Ende der zweiten Etappe wurden drei Gebiete ausgewählt, die nun vertieft untersucht werden (s. Abb. 2). Die Aufträge für die Regionalkonferenzen blieben im Grundsatz dieselben, die erarbeiteten Vorschläge müssen konkretisiert werden, die weiteren Oberflächeninfrastrukturen (Nebenzugangsanlagen) kommen hinzu, ebenso die Frage der Abgeltungen und es muss eine Strategie zur regionalen Entwicklung erarbeitet werden.

Die Regionalkonferenzen haben weitgehende Mitspracherechte an der Oberfläche, aber nicht im Untergrund. Die gesetzliche Vorgabe ist das Finden des sichersten Standorts im Untergrund. Und diesen legen nicht Politiker oder die lokale Bevölkerung fest, sondern einzig und allein die Wissenschaft. Die Bevölkerung der Standortgebiete muss nachvollziehen können, was die Wissenschaft feststellt, darf entsprechend Fragen stellen, Experten einladen, das BFE bietet von

sich aus Ausbildungsmodule an, deren Besuch allen Mitgliedern der Partizipation angeboten und empfohlen wird.

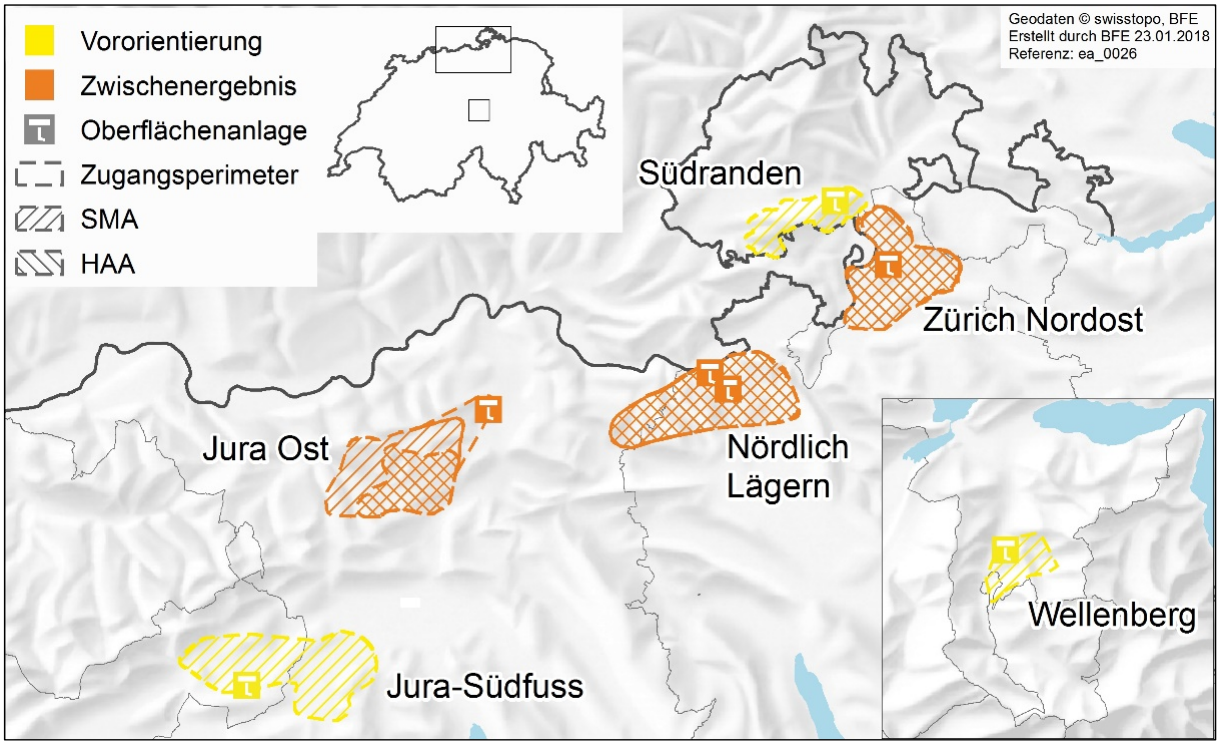


Abb.2: Ergebnis der Etappe 3 mit den drei verbliebenen Standortgebieten (orange unterlegt).

Es handelt sich um ein lernendes Verfahren. Sprich, die Vorgaben sind teilweise bewusst offen formuliert und werden während des Verfahrens an entstehende Bedürfnisse angepasst.

Beispiele für notwendige Anpassungen im Verfahren sind folgende:

- War der Sachplan ursprünglich auf ca. zehn Jahre angelegt, dauert er gemäss aktueller Planung rund 21 Jahre (ab 2008 bis zum Entscheid der Regierung 2029 zzgl. Genehmigung durch Parlament und allenfalls Stimmvolk). Die Verzögerung ist teilweise auf einen deutlich höheren Aufwand für die Regionalkonferenzen zurückzuführen als ursprünglich geplant. Zum Beispiel war für die Stellungnahme der Regionalkonferenzen zu den Vorschlägen der Projektantin ein halbes Jahr vorgesehen. Letztlich waren es zwei Jahre.
- Als Learning aus diesem Vorgang wurden alle involvierten Akteurinnen und Akteure ab 2012 einbezogen und gemeinsam eine Detailplanung vorgenommen. Diese hat ergeben, dass auch Etappe 3 nicht in den ursprünglich vorgesehenen 4 bis 6 Jahren zu schaffen ist, sondern rund zehn Jahre dauern würde.
- In Etappe 3 folgt die Konkretisierung der in Etappe 2 erarbeiteten Vorschläge für die Oberflächenanlagen. Eine Standortregion hat in Etappe 3 den Fächer wieder geöffnet, weil sich zwischenzeitlich durch den Verfahrensfortschritt neue Erkenntnisse ergeben haben, welche rückwirkend einen anderen Entscheid zur Folge gehabt haben könnte. Deshalb wurde dieser Region gestattet, den Evaluationsprozess von Etappe 2 teilweise zu wiederholen und die daraus entstehenden Vorschläge mit dem ursprünglich ausgewählten zu vergleichen. Dieser Prozess läuft aktuell (Juli 2021) noch, Stand jetzt wird er keine zeitliche Verzögerung auf den Zeitplan bewirken.

3. Nächste Verfahrensschritte

Die weiteren Verfahrensschritte sind in Abb. 3 ersichtlich.

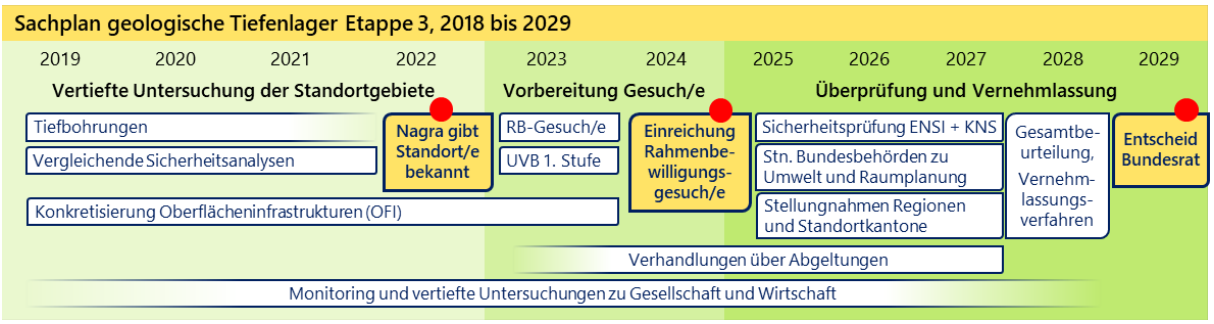


Abb. 3: Zeitplan der dritten Etappe des Sachplans geologische Tiefenlager.

4. Planung nach dem Sachplan

Wird der Sachplan erfolgreich zu Ende gebracht, erhält die für die Entsorgung verantwortliche Nagra bis 2031 die Rahmenbewilligung zur Erstellung des Tiefenlagers. Der Start der Einlagerung der schwach- und mittelradioaktiven Abfälle ist für 2050 absehbar, diejenige der hochradioaktiven Abfälle ab 2060. Nach Ende der Einlagerung (ca. 2075) folgt die Beobachtungsphase, die durch den Verschluss des Lagers (kein definierter Zeitpunkt oder -raum) beendet wir

RADON- UND THORONMESSUNGEN IN DER ERRICHTUNGSPHASE DES ENDLAGERS KONRAD

Michael Haas , Claas Behrend

Bundesgesellschaft für Endlagerung mbH, Deutschland

Zusammenfassung
Im Endlager Konrad finden bereits in der Errichtungsphase umfangreiche Messungen zur Bewertung der Radon- und Thoronsituation statt. Hierunter fallen insbesondere eine Überwachung der Radonabgabe mit der Fortluft, eine Langzeitüberwachung der Radonaktivitätskonzentration in der Raumluft mit passiven Radonexposimetern sowie Stichprobenmessungen der Radonaktivitätskonzentration sowie der Folgeproduktkonzentrationen mit aktiver Messtechnik zur detaillierteren Erfassung der Situation.
In diesem Beitrag werden die jeweiligen Messprogramme grob beschrieben.

Summary
During the construction phase of the Konrad repository, extensive measurements to assess the radon and thoron situation are carried out. This includes the monitoring of the radon release with the exhaust air, long-term monitoring of the radon activity concentration with passive radon/radiation monitors and short-term measurements of the radon activity concentration and the equilibrium equivalent concentration with active radon monitors.
The respective measurement programs are roughly described in this article.

Schlüsselwörter *Radon, Thoron, Endlager Konrad*
Keywords *Radon, Thoron, Konrad repository*

1. Einleitung

Das Endlager Konrad wird von der Bundesgesellschaft für Endlagerung (BGE) für die Endlagerung von festen und verfestigten radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung errichtet. Bereits in der Errichtungsphase des Endlagers finden zum Nachweis der Sicherheit der Beschäftigten, aus Gründen der radiologischen Beweissicherung und zur Erprobung verschiedener Messsysteme radiologische Messungen statt.
Derzeit führt die Exposition der unter Tage Beschäftigen durch das natürlich vorkommende Rn-222 (im Weiteren als Radon bezeichnet) und Rn-220 (im Weiteren als Thoron bezeichnet) und derer Folgeprodukte zu dem größten Anteil ihrer Strahlenexposition während der Arbeitszeit.
Zur Bewertung der Exposition durch Radon und Thoron und zur Planung und Umsetzung von Minimierungsmaßnahmen laufen während der Errichtung und im späteren Betrieb des Endlagers umfangreiche Messprogramme zur Bestimmung der untertägigen Radon-/Thoron-Situation. Darüber hinaus erfolgt bereits in der Errichtungsphase eine Erfassung der Radonabgaben mit der Fortluft.
In diesem Beitrag werden zunächst das Endlager Konrad und dann die verschiedenen in der Errichtungsphase stattfindenden Messkampagnen zur Bestimmung der Radon-/Thoronsituation kurz beschrieben. Auf die für die Betriebsphase vorgesehenen Messungen wird hier nicht eingegangen.

2. Beschreibung Grubengebäude Konrad

Bei der Schachtanlage Konrad handelt es sich um ein ehemaliges Eisenerzbergwerk. Die Anlage besteht aus zwei übertägigen Anlagen mit jeweils einem Schacht (Abb. 1), die über das untertägige Grubengebäude miteinander verbunden sind. Die beiden Schächte liegen ca. 1,5 km voneinander entfernt. Über den Schacht Konrad 1 wird die Zuluft in das Grubengebäude eingeleitet und über den Schacht Konrad 2 wird die Abluft abgeleitet. Eine Richtungsumkehr dieser sogenannten „Bewetterung“ bzw. Belüftung des Grubengebäudes ist aufgrund der unterschiedlichen Teufen (Tiefen) der beiden Schächte und lüftungstechnischer Maßnahmen ausgeschlossen. Das Grubengebäude erstreckt sich über fünf Sohlen (Stockwerke), die in einer Tiefe von 800 m bis ca. 1300 m liegen. Es besteht aus den noch bestehenden Bereichen des Altbergbaus sowie aus den Strecken und Einlagerungskammern, die während der Errichtung des Endlagers Konrad neu aufgefahren (errichtet) wurden.

Abb. 1: Endlager Konrad im Bauzustand (o.: Schachtanlage Konrad 2, u. l.: Zufahrt zur Schachtanlage Konrad 2, u. r.: Schachtanlage Konrad 1)

Im Grubengebäude Konrad kommen drei Sediment-Haupttypen vor: Tonsedimente, Kalksedimente und Eisenerz. In den Tonsedimenten und dem Eisenerz liegen hierbei deutlich höhere spezifische Aktivitätskonzentrationen der natürlichen Zerfalls-Reihen vor als in dem Kalksediment. Im Planfeststellungsbeschluss Konrad (PFB) wird für die mittlere spezifische Aktivität des Konraderzes 96,1 Bq/kg für die Thorium-Zerfallsreihe und 22,2 Bq/kg für die Uran-/Radium-Zerfallsreihe angegeben [1], wobei lokal auch ca. doppelt so hohe bzw. ca. halb so hohe spezifische Aktivitäten auftreten.

3. Radonemissionsüberwachung

Im PFB und den zugehörigen Genehmigungsunterlagen des Endlagers Konrad sind für die Ableitung von Radon, Tritium, Kohlenstoff 14, radioaktivem Iod, sowie Beta-/Gamma-Aerosole und Alpha-Aerosole mit der Fortluft Grenzwerte für die aus den Abfällen freigesetzten Stoffe festgelegt. Entsprechende Ableitungen natürlichen Ursprungs können bei der Bilanzierung in Abzug gebracht werden.

Für das aus den Abfällen freigesetzte und mit der Fortluft abgeleitete Radon ist im PFB ein Jahresgrenzwert von 0,74 TBq/a festgelegt worden (s. Kap. A III. 1.5 A.5 – 18 [1]). Für die Ableitung des natürlichen Radons aus dem Grubengebäude wurde ein Wert von ca. 1,9 TBq/a erwartet (s. Kap. B IV. 1.3 [1]). Dies macht bei der Abgabenbilanzierung eine Trennung des natürlichen und aus den Abfällen stammenden Radon unabdingbar. Da eine messtechnische Trennung während des späteren Einlagerungsbetrieb nicht möglich ist, muss vor Inbetriebnahme des Endlagers Konrad die natürliche Abgabe bestimmt werden, um diese im Einlagerungsbetrieb in Abzug zu bringen (s. Kap. A III. 1.5 A.5 – 3 [1]).
Hierzu wird seit 1992 die Radonemission aus dem Grubengebäude Konrad überwacht. Da der Abwetterkanal Konrad 2, in dem die Überwachung in der Betriebsphase stattfinden soll, noch nicht errichtet wurde und im ausziehenden Schacht Konrad 2 derzeit unter anderem aufgrund von Baumaßnahmen keine geeignete Messung möglich ist, erfolgt die Abgabenüberwachung seit einer Umrüstung im Jahr 2009 anhand mehrerer untertägiger Messorte für die jeweils die Radonaktivitätskonzentration und der Volumenstrom erfasst wird. Die Messorte sind hierbei so gewählt, dass alle wesentlichen Radonströme zum ausziehenden Schacht Konrad 2 überwacht werden.
Die Messungen der letzten Jahre zeigen s. Tab. 1, dass die jährliche Radonemission aus dem Grubengebäude Konrad relativ konstant bei durchschnittlich 1,1 TBq/a liegt. Damit liegt die Ableitung natürlichen Radons deutlich unter dem im PFB erwarteten Wert.

Tab. 1: Radonemission aus dem Grubengebäude der Schachtanlage Konrad (Unsicherheit der Gesamtabgabe jeweils ca. 20 %).

Jahr	Abgabe über die 1. Sohle	Abgabe über die 2. Sohle bzw. Berg 6	Abgabe über die 3. Sohle	Gesamtes abgegebenes Luftvolumen	Gesamt-Rn-222 Aktivitäts-abgabe
	in TBq	in TBq	in TBq	in Gm³	in TBq
2010	<0,53	<0,99	<0,10	<7,1	<1,6
2011	<0,57	<0,88	<0,12	<6,8	<1,6
2012	0,51	0,51	0,04	6,0	1,1
2013	0,59	0,41	0,05	6,0	1,1
2014	0,62	0,39	0,06	5,9	1,1
2015	0,55	0,47	0,04	6,0	1,1
2016	0,60	0,55	0,04	6,4	1,2
2017	0,60	0,68	0,03	6,4	1,3
2018	0,48	0,58	0,03	6,2	1,1
2019	0,58	0,58	0,03	6,3	1,2

Der Unterschied zwischen dem im PFB angenommenem Wert und der derzeitigen Messungen ist wahrscheinlich teilweise darauf zurückzuführen, dass einige der alten Abbaue mittlerweile entweder verfüllt sind oder zumindest wettertechnisch vom restlichen Grubengebäude getrennt wurden. Außerdem liegen der Abschätzung des Werts im PFB nur auf das gesamte Jahr hochgerechnet Werte zugrunde und keine tatsächliche Jahresmessung. Des Weiteren wurde der Wert des PFB anhand von Langzeitmittelwerten der Radonaktivitätskonzentration und des Volumenstroms bestimmt, was zu einer Überbewertung gegenüber dem Verwenden von kontinuierlich erfassten Messwerten führt. Dies ist unter anderem darauf zurückzuführen, dass zeitweise z. B. aus Gründen von Instandhaltungsmaßnahmen notwendigen Wetterstillständen bzw. reduzierten Bewetterungen die örtlichen Radonkonzentrationen stark ansteigen. Zu solchen Zeiten ist jedoch die Radonabgabe aufgrund des sehr geringen bzw. nicht nachweisbaren Volumenstroms trotzdem geringer als zu

Zeiten normaler Bewetterung. Dies wird auch anhand von Ergebnissen der Emissionsüberwachung in den Jahren 2010 und 2011 s. Tab. 1 ersichtlich. In diesen Jahren war nur eine Auswertung anhand von Langzeitmittelwerten bzw. Kurzzeitmessungen, die auf den gesamten Zeitraum hochgerechnet wurden, möglich. In den anderen Jahren erfolgte die Berechnung größtenteils anhand kontinuierlich erfassten Messwerten.

4. Raumluftüberwachung

Im Grubengebäude Konrad finden umfangreiche Messungen zur Überwachung der Radonaktivitätskonzentration in der Raumluft und damit an den Arbeitsplätzen statt. Bei dieser Überwachung werden derzeit zwei Systeme unterschieden, die Langzeitüberwachung mit Radonexposimetern und die stichprobenartig durchgeführten kontinuierlichen Kurzzeitmessungen mit Radonmonitoren.

4.1 Langzeitüberwachung mit Radonexposimeter

Seit dem Jahr 1984 erfolgt eine Langzeitüberwachung der Radonaktivitätskonzentration an ausgewählten Messorten im Grubengebäude Konrad mit passiven Radonexposimetern. Die Messorte wurden hierbei über die Jahre mehrfach angepasst. Die Messungen wurden hierbei bis Mitte 1989 von der Physikalisch-Technische Bundesanstalt (PTB) und von dort an bis Ende 2017 durch das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) durchgeführt. Seit Ende 2017 übernimmt die BGE die Durchführung und Auswertung der Messungen. Die PTB und das BfS verwendeten hierbei Kernspurdosimeter, die BGE verwendet Messgeräte mit Elektret-Detektoren. Die Exposimeter werden jeweils über drei Monate exponiert und anschließend intern ausgewertet. Derzeit betreibt die BGE 27 Messorte im Grubengebäude Konrad, die so gewählt sind, dass möglichst für alle Arbeitsorte konservative Angaben für die Radonaktivitätskonzentration abgeleitet werden können.
Die Messwerte sind insbesondere deswegen konservativ, da es an manchen Messorten Zeiten mit abgeschalteter Bewetterung gibt, was zu einer deutlichen Erhöhung der örtlichen Radonaktivitätskonzentration führt. Während der Abschaltzeiten hält sich an diesen Orten jedoch kein Beschäftigter auf. Dadurch liegen die Messwerte der Radonexposimeter meist höher als die Radonaktivitätskonzentrationen, die vorliegen während Beschäftigte vor Ort sind. Dies gilt z. B. insbesondere für die Messorte 24 und 27 in der Messkampagne 150 s. Abb. 2.
Die Messungen zeigen, dass der Referenzwert für die Radonaktivitätskonzentration an Arbeitsplätzen gemäß § 126 StrlSchG [2] an mehreren (6 von 27 s. Abb. 2) Messorten überschritten wird. Hierbei gibt es jedoch keine Beschäftigte, die sich ihre gesamte Arbeitszeit in einem Bereich aufhalten, in dem der Referenzwert überschritten wird.
Anhand der Messungen kann unter Einbeziehung eines Gleichgewichtsfaktors und konservativer Aufenthaltszeiten eine Abschätzung der durch Radon und dessen Folgeprodukte verursachte Strahlenexposition der Beschäftigten durchgeführt werden. Die so abgeschätzten Strahlenexpositionen der Beschäftigen liegen alle weit unterhalb dem Wert von 6 Millisievert im Kalenderjahr, ab dem gemäß § 130 Abs. (3) StrlSchG [2] die Anforderungen des beruflichen Strahlenschutzes zu erfüllen sind.
Die BGE ist natürlich trotzdem bestrebt z. B. durch Maßnahmen der Bewetterung eine Reduzierung der Radonaktivitätskonzentrationen und damit auch der Strahlenexposition der Beschäftigten, insbesondere an den Arbeitsplätzen, an denen der Referenzwert überschritten wird, zu erreichen. Anhand von einer Kombination von Maßnahmen konnte beispielsweise im Jahr 2021 am Messort 19 annähernd eine Halbierung der Radonaktivitätskonzentration erreicht werden. Diese Reduzierung konnte bisher nur anhand von Kurzzeitmessungen bestätigt werden, ein Ergebnis der Langzeitüberwachung liegt noch nicht vor.

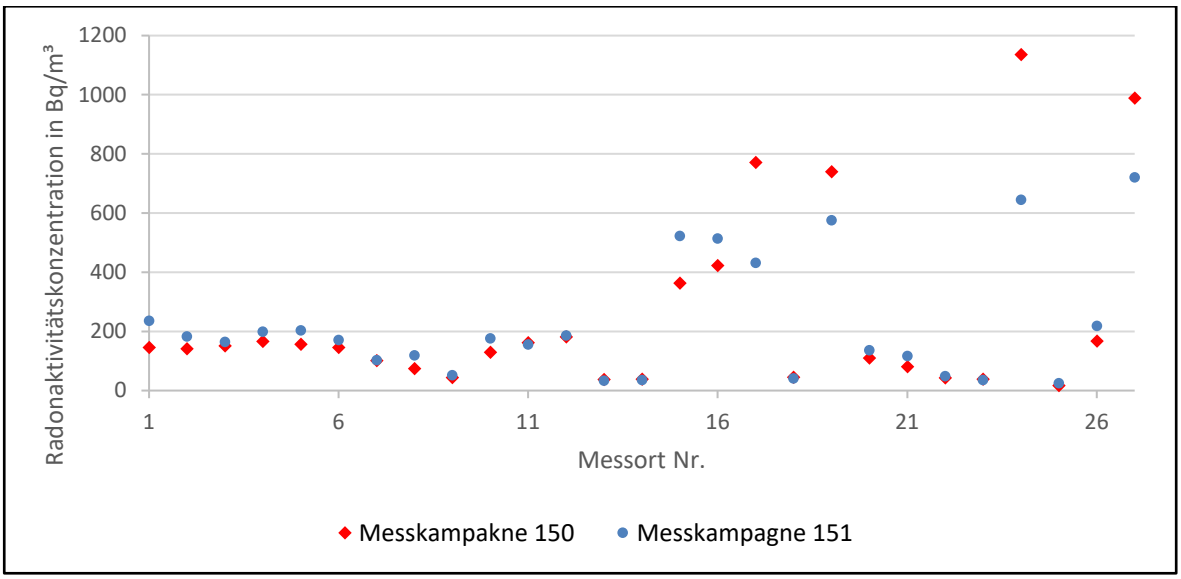


Abb. 2: Radonexposimetermesswerte für die Messkampagnen 150 und 151

4.2 Stichprobenmessungen

Im Zuge von umfangreichen Änderungen am Grubengebäude und der Bewetterung im Rahmen des Umbaus der Grube zum Endlager wurde die Langzeitüberwachung durch Kurzzeitmessungen mit kontinuierlich messenden Radonmonitoren an Messorten von Interesse ergänzt. Hierunter fallen insbesondere auch Messungen der Folgeproduktkonzentrationen des Radons und des Thorons.
Anhand dieser Messungen kann eine genauere Abschätzung der Strahlenexposition durchgeführt werden. Außerdem können kurzfristige Konzentrationsschwankungen erkannt werden und Maßnahmen zur Reduzierung der Radonaktivitätskonzentration relativ kurzfristig auf deren Effektivität überprüft werden.
Insgesamt lässt sich feststellen, dass die Radonaktivitätskonzentrationen örtlich und zeitlich im Grubengebäude relativ hohen Schwankungen unterworfen sind. Die Unterschiede zwischen den verschiedenen Messorten und Zeiten sind vor allem auf die jeweilige Bewetterungssituation zurückzuführen (tendenziell gilt je frischer die Wetter desto niedriger die Aktivitätskonzentrationen). Der Einfluss des am Messort vorliegenden bzw. wettertechnisch vorgelagerten Sediments auf die Aktivitätskonzentration in der Luft spielt nur eine untergeordnete Rolle.
Anhand der Folgeproduktmessungen konnte ermittelt werden, dass die Thoronfolgeprodukte signifikant zur Strahlenexposition beitragen s. Abb. 3. An Orten mit relativ frischen Wettern (d. h. Orte die wettertechnisch nahe am Schacht 1 liegen) liegt die Exposition durch die Thoronfolgeprodukte sogar in ähnlicher Höhe und teilweise auch höher als die durch die Radonfolgeprodukte. Die aktuellen Messergebnisse stimmen qualitativ gut mit den Messungen im Rahmen des Genehmigungsverfahrens überein.
Berücksichtigt man die Thoronfolgeprodukte bei der Abschätzung der Strahlenexposition der Beschäftigten, so werden die 6 Millisievert im Kalenderjahr weiterhin deutlich unterschritten.

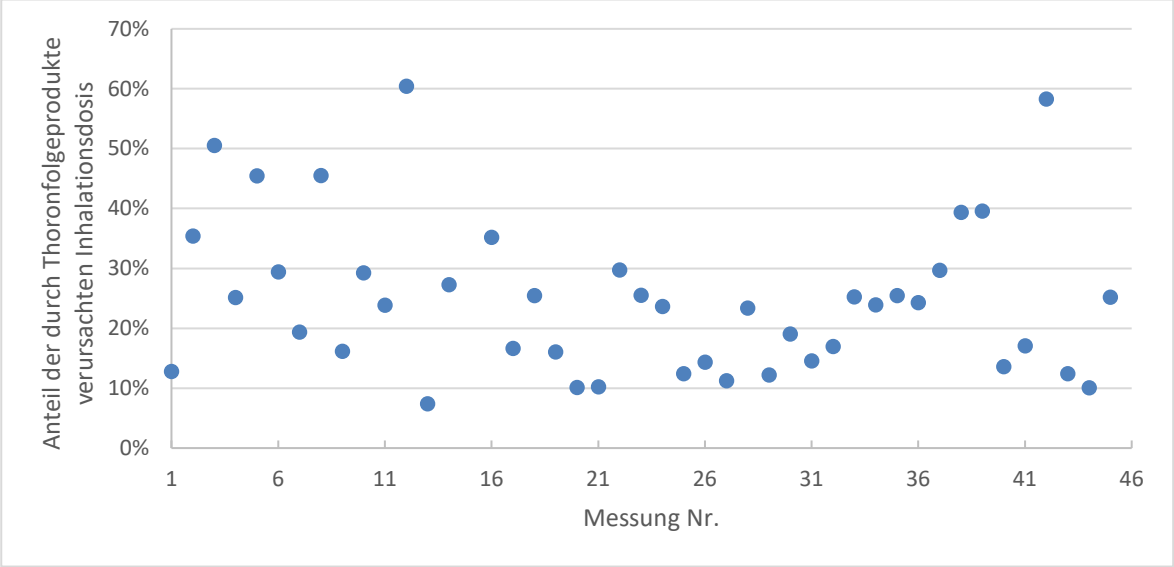


Abb. 3: Anteil der durch Thoronfolgeprodukte verursachten Inhalationsdosis an der Gesamtinhalationsdosis bei verschiedenen Messungen im Grubengebäude Konrad

Zur Bestimmung der in der Abb. 3 dargestellten Dosisanteile wurde für die Thoronfolgeprodukte der Dosiskonversionsfaktor gemäß [3] und für die Radonfolgeprodukte der Dosiskonversionsfaktor gemäß Anlage 18 Teil B 3. b) StrlSchV [4] (unterscheidet sich nicht von demgemäß [3]) verwendet. Die dargestellten Messungen wurden in den Jahren 2018 bis Anfang 2021 an 27 verschiedenen Messorten durchgeführt.

5. Literaturverzeichnis

[1] Niedersächsisches Umweltministerium, Planfeststellungsbeschluss für die Errichtung und den Betrieb des Bergwerkes Konrad in Salzgitter als Anlage zur Endlagerung fester oder verfestigter radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung vom 22. Mai 2002.

[2] Gesetz zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung (Strahlenschutzgesetz – StrlSchG): Artikel 1 des Gesetzes zur Neuordnung des Rechts zum Schutz vor de schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung vom 27.06.2017. BGBI. 2017, Teil I, Nr. 42, 03.07.2017.

[3] Bundesamt für Strahlenschutz, Berechnungsgrundlagen zur Ermittlung der Strahlenexposition infolge bergbaubedingter Umweltradioaktivität (Berechnungsgrundlagen – Bergbau), Salzgitter, März 2010.

[4] Verordnung zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung (Strahlenschutzverordnung – StrlSchV): Art. 1 der Verordnung zur weiteren Modernisierung des Strahlenschutzrechts vom 29. November 2018. BGBl. I, Nr. 41, S. 2033, 2018.

.

UNTERSUCHUNG DER STRÖMUNG IM FORTLUFTKANAL KAMIN DES ENDLAGERS KONRAD

INVESTIGATIONS OF FLOW BEHAVOIR IN THE EXHAUST CHANNEL KAMIN OF THE FINAL STORAGE FACILLITY KONRAD

Steffen Wildgrube [1], Anton Anthofer [1], Clemens Schneider [2], Michael Haas [3]

[1]*VPC Nukleare Dienstleistungen GmbH, Dresden, Deutschland*
[2]*Hochschule Zittau/Görlitz, Institut für Prozesstechnik, Prozessautomatisierung, und Messtechnik, Zittau, Deutschland*
[3]*Bundesgesellschaft für Endlagerung mbH, Peine, Deutschland*

Zusammenfassung
Die Fortluft des Endlagers Konrad wird zum Teil über den Fortluftkanal „Kamin" emittiert. Ziel der Untersuchungen war es die Strömungseigenschaften am geplanten Probenentnahmeort zu ermitteln. Dafür wurde ein Modell des relevanten Abschnittes des Fortluftkanals im Maßstab 1:5 an der Hochschule Zittau/Görlitz errichtet. Vorranging mit Hilfe von 2D-PIV Messungen wurden verschiedene Homogenitätskriterien gemäß DIN ISO 2889 untersucht. Entsprechend der Ergebnisse ist eine homogene Strömung am Probenentnahmeort nicht für alle Betriebszustände bzw. Partikelgrößen zu erwarten. Mit Hilfe von CFD-Analysen wurden daher verschiedene Einbauten im Kanal analysiert und die vielversprechendste Variante im Modellkanal implementiert. Durch die Einbauten konnte die Homogenität am geplanten Probenentnahmeort verbessert und alle untersuchten Homogenitätskriterien hinreichend unterschritten werden.

Summary
The exhaust air of the final storage facility Konrad is partially emitted by the exhaust channel "Kamin". Aim of the investigations was to determine the flow characteristics at the designated sampling point. Therefore, a mock-up of the exhaust channel on a scale of 1:5 was built up at the Zittau/Görlitz University of Applied Sciences. Different criteria for homogenous flow referred to DIN ISO 2889 were investigated by using 2D-PIV measurements. According to the results a homogenous flow cannot be expected at the sampling point for all operational status or particles size, respectively. By using CFD-methods different installations have been investigated. The most promising set up was implemented to the mock-up model. As a result, the homogeneity at the sampling point was enhanced and all investigated homogenous criteria could be achieved sufficiently.

Schlüsselwörter *Endlagerung, Fortluft, Homogenität, Probenentnahme*
Keywords *final storage, exhaust air, homogeneity, probe smapling*

1. Motivation

Das Endlager Konrad wird für die Endlagerung von festen und verfestigten radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung errichtet. Für die Überwachung der Emission radioaktiver Aerosole und Gase mit der Fortluft des Fortluftkanals Kamin muss ein geeignetes Probenentnahmesystem vorgesehen werden. Dafür ist ein Homogenitätsnachweis der Strömung am Probenentnahmeort nach DIN ISO 2889 [1] und damit die Kenntnis der dortigen Strömungsverhältnisse notwendig. Abb. 1 zeigt eine schematische Darstellung des Fortluftkanals „Kamin". Im Fortluftkanal „Kamin" sind zwei Lüfter zur Sicherstellung des notwendigen Volumenstromes vorgesehen. Von ihnen geht jeweils ein rechteckiger Teilkanal vertikal nach unten ab. Nach einem 90° Bogen werden die beiden Teilkanäle über ein Hosenstück zu einem gemeinsamen horizontalen Kanal mit einem Querschnitt von 4,4 m x 2,2 m vereinigt. Etwa 16 m

nach der Zusammenführung der Teilkanäle ist die Probenentnahme vorgestehen. Etwa 2 m hinter der Probenentnahme wird der Kanal wieder über ein Hosenstück in zwei Teilkanäle aufgeteilt und die Luft letztlich über eine vierzügige Kaminanlage in die Umgebung ausgeleitet.

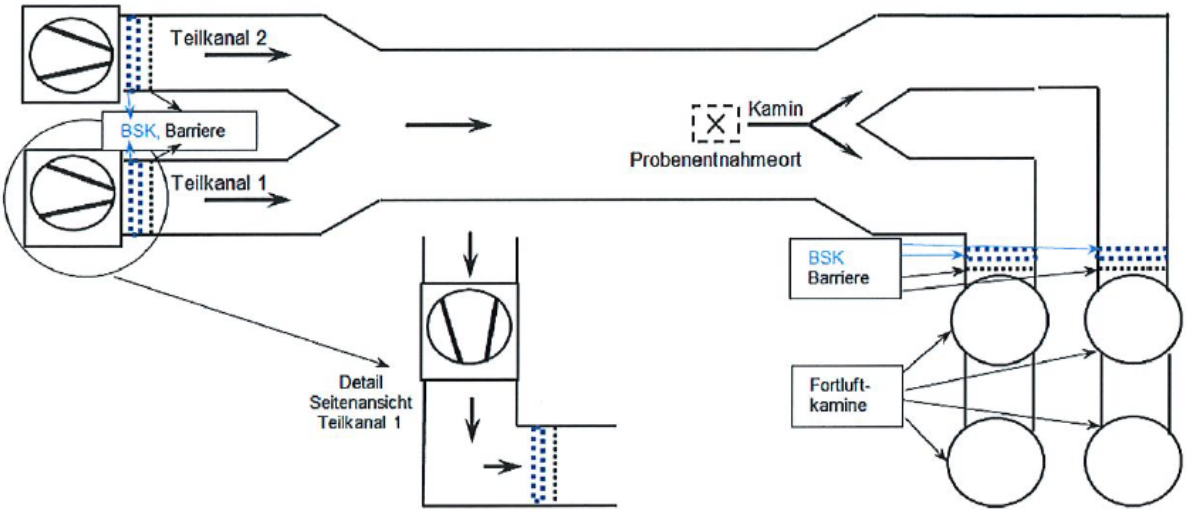


Abb. 5:Schematische Darstellung des Fortluftkanals Kamin des Endlagers Konrad [Quelle: BGE]

In der DIN ISO 2889 wird eine Probenahme Bereich von 5 bis 10 hydraulischen Durchmessern stromabwärts von einer Strömungsstörung und 3 oder mehr hydraulischen Durchmessern stromaufwärts von einer Strömungsstörung empfohlen. Dies läst sich in dem vorliegenden Kanal nicht realisieren. Ziel der Untersuchungen war es daher in einem ersten Schritt (Phase 1) die zu erwartenden Strömungseigenschaften am geplanten Probenentnahmeort zu analysieren. Für den Fall, dass die Homogenitätskriterien nicht hinreichend unterschritten werden, sollten in einem zweiten Schritt (Phase 2) Modifikationen am Kanal zur Verbesserung der Homogenität untersucht werden. Da der prinzipielle Kanalaufbau und Kanalverlauf bereits weitestgehend festgelegt sind, beschränken sich die Modifikation weitestgehend auf Einbauten im Kanal.

2. Methodik

Die Untersuchung der Strömungsverhältnisse bzw. der zu erwartenden Partikelverteilung erfolge zum großen Teil experimentell. Dafür wurde ein Modell des Fortluftkanals „Kamin“ inkl. aller relevanter Einbauten im Maßstab 1:5 errichtet. Der Modellkanal bildet den Bereich von den Fortlüftern bis zu der Kaminanlage nach. Mit Hilfe eines Dispergierers werden die Partikel über eine Ansaugleitung (DN500 Wickelfalzrohr) in die Versuchsanlage eingebracht. Die Ansaugleitung wird über ein T-Stück auf zwei Rohre (DN500 Wickelfalzrohr) aufgeteilt. Beide Rohre werden zu je einem Ventilator geführt (Saugseite) über welche der Volumenstrom durch die Versuchsanlage reguliert werden kann. Im Rahmen der bisherigen Versuche wurden die Ventilatoren immer gleich/parallel betrieben. Die beiden druckseitigen Anschlusskanäle an die Ventilatoren werden über ein Hosensegment auf einen gemeinsamen Kanal geführt (rechteckig, 880 mm x 440 mm). Der Teil der Versuchsstrecke, der dem geplanten Probenentnahmeort entspricht, ist durch Acrylglasscheiben optisch zugänglich. An den optisch zugänglichen Stellen findet eine 2-D PIV-Messung statt. Die Entsprechung des geplanten Probenentnahmeorts im Modell befindet sich bei z=3200 mm, d.h. 3200 mm hinter dem Hosensegment. Am Ende der Versuchsstrecke befindet sich ein zweites Hosenstück, welches den Hauptkanal wieder in zwei Teilkanäle (rechteckig, 440 mm x 440 mm) aufteilt. Diese Teilkanäle werden seitlich um 90° umgelenkt und münden nach je einem Barrieregitter und einer Brandschutzklappe (als Dummy ausgeführt) in je einen rechteckigen Verteiler. An diesen Verteilern befinden sich die Übergänge zu den vier Kaminen, welche durch DN400 Wickelfalzrohre (verkürzt) nachgebildet sind. Die Rohre münden in ein zweistufiges Filtermodul, welches eine Rückhaltung aller vorgesehenen Partikelgrößen gewährleistet. Zuletzt wird die Fortluft in Richtung Decke der Versuchshalle ausgeblasen. Der Modellkanal wurde im

Versuchsfeld des Instituts für Prozesstechnik, Prozessautomatisierung und Messtechnik der Hochschule Zittau/Görlitz aufgebaut und ist in Abb. 2 dargestellt.

Abb. 6: Modellkanal des Fortluftkanals "Kamin"

Zur Simulation verschiedener Betriebszustände und damit verbundener Volumenströme wurde die mittlere Strömungsgeschwindigkeit im Modellkanal zwischen 3,3 m/s bis 4,8 m/s variiert und Partikel unterschiedlicher Größe der Strömung zugegeben. Die sich ergebenden Reynoldszahlen lagen über 10^5 und somit immer deutlich im turbulenten Bereich. Die dimensionslose Kennzahl für das Partikelfolgeverhalten ist die Stokes Zahl St. Sie wurde als Kennzahl verwendet, um die Partikel aus dem Fortluftkanal Kamin auf den Modellkanal zu skalieren. Die Stokes Zahl für die Partikel wird anhand Gleichung 1 berechnet.

$$\mathrm{St} = \frac{{\mathrm{d_{ae}}}^2\,\overline{\mathrm{v}}}{18\,\eta_\mathrm{L}\,\mathrm{L_U}} \quad (1)$$

Darin entspricht η_L der dynamischen Viskosität der Luft[1] und L_U der Länge der Richtungsänderung der Strömung im Kanal, wobei für den Originalkanal diese mit 2,2 m angesetzt wurde. Die Umrechnung zwischen dem aerodynamischen Partikeldurchmesser (AED bzw. d_{ae}) und dem geometrischen Durchmesser der Partikel d_{geo} erfolgt mit Hilfe der Dichte des Partikels und der Dichte von Luft[2] vereinfacht entsprechend Gleichung 2.

$$d_{ae} = d_{geo}\sqrt{\rho_P/\rho_L} \quad (2)$$

Im Originalkanal werden Partikel mit einem AED von bis zu 60 µm erwartet. Ihre Partikeldichte $\rho_{P_{Original}}$ wird mit 2,0 g/cm³ angenommen. Die Partikel mit einem AED von 1, 5 und 20 µm sind von besonderem Interesse für den Betrieb des Fortluftkanal Kamin und wurden für die Experimente im Modellkanal skaliert. Unter den Randbedingungen, dass die Stokes Zahl und die

[1] η_L = 1,82*10^{-5} kg/m/s
[2] ρ_L= 1 g/cm³

Strömungsgeschwindigkeit identisch sind sowie der Skalierungsfaktor 1/5 beträgt, wird mit Hilfe der Gleichung 3 der ideale geometrische Durchmesser $d_{geo_{Modell}}$ für die Modellpartikel bestimmt.

$$d_{geo_{Modell}} = \frac{d_{ae_{Original}}}{\sqrt{\rho_{P_{Modell}}/\rho_L}} \sqrt{\frac{1}{5}} \quad (3)$$

Anhand der vorgestellten Formeln wurde eine Marktrecherche bzgl. kommerziell verfügbarer Partikel und deren Eignung durchgeführt. Im Ergebnis wurden die folgenden Partikel als Modellpartikel festgelegt (siehe Tab. 1).

Tab. 2:Partikelskalierung

$d_{ae_{Original}}$	$St_{original}$	**Material Modellpartikel**	$\rho_{P_{Modell}}$	$d_{geo_{Modell}}$ **ideal**	$d_{geo_{Modell}}$ **gewählt**	$d_{ae_{Modell}}$ **gewählt**
1 µm	0,0001	Aluminiumoxid	4 g/cm³	0,2 µm	0,2 µm	0,4 µm
5 µm	0,0025	Siliciumdioxid	2 g/cm³	1,6 µm	1,5 µm	2 µm
20 µm	0,0403	Borsilikatglas	1 g/cm³	8,5 µm	10 µm	10 µm

Die ermittelten Stokes Zahlen liegen bei allen Partikeln deutlich unter 1. Die Trägheitseffekte der Partikel sollten demnach so gering sein, so dass die Partikel der Luftströmung ideal folgen. Unterschiede in den Ergebnissen zwischen den verschiedenen Partikeln waren daher nicht zu erwarten. Außerdem kann davon ausgegangen werden, dass die Partikelgeschwindigkeit im Wesentlichen der Luftgeschwindigkeit entspricht.

Für die experimentelle Bestimmung der Strömungscharakteristik wurde hauptsächlich die nicht-invasive Methode Particle Imaging Velocimetry (PIV) verwendet. An den optisch zugänglichen Stellen des Kanals wird mit Hilfe eines Lasers ein Lichtschnitt erzeugt. Die Partikel reflektieren das Laserlicht zu allen Seiten. 90° versetzt zum Lichtschnitt des Lasers wird eine Hochgeschwindigkeitskamera positioniert. Die Kamera nimmt zwei Bilder in sehr kurzer Folge auf. Da nur die Partikel das Laserlicht reflektieren, erscheinen die Partikel auf den Bildern als helle Punkte. Im Rahmen der Bildauswertung können die Weg- bzw. Positionsänderungen der Punkte/Partikel bestimmt werden. Da der Zeitraum zwischen den beiden Aufnahmen bekannt ist, kann daraus die Geschwindigkeit der Partikel bestimmt werden. Durch eine Analyse der Verteilung der Punkte auf den Bildern kann direkt auf die Verteilung der Partikel rückgeschlossen werden.

Um Unsicherheiten bei der Übertragung von Ergebnissen im Modellkanal auf Ergebnisse im tatsächlichen Fortluftkanal Rechnung zu tragen, wird empfohlen die Homogenitätskriterien nach DIN ISO 2889 für den Modellkanal niedriger anzulegen. Angelehnt an die Empfehlungen von McFareland [2] ergeben sich für den Modellkanal folgende Kriterien für die Definition einer homogenen Strömung (Tab. 2):

Tab. 3: Homogenitätskriterien für den Fortluftkanal Kamin und den Modellkanal

Charakteristik	**Messgröße**	**Homogenitätskriterium**	
		Fortluftkanal Kamin	**Modellkanal**
Messung zur Feststellung, ob der Luftstrom im Kamin oder Kanal zyklonisch ist	durchschnittlicher resultierender Winkel zwischen Strömungsrichtung und Düsenachse	<20°	<10°
Geschwindigkeitsprofil der Luftströmung	Variationskoeffizient über den mittleren Bereich des Kamins, der mindestens 2/3 der Kaminquerschnittsfläche umfasst	<20 %	<10 %
Konzentrationsprofil von Aerosolpartikeln	Variationskoeffizient über den mittleren Bereich des Kamins, der mindestens 2/3 der Kaminquerschnittsfläche umfasst	<20 %	<10 %

Die weiteren Homogenitätskriterien nach DIN ISO 2889 konnten mit dem vorhandenen Versuchsaufbau nicht untersucht werden. Aufgrund der geringen Trägheit der Partikel und der geringen Stokes-Zahl deutlich kleiner 1, kann die Differenz zwischen der Partikel- und der Luftströmung als vernachlässigbar betrachtet werden. Im Rahmen der Versuchsauswertung wurde daher die Partikelgeschwindigkeit ebenso wie deren Orientierung als äquivalent zu der Luftgeschwindigkeit und der Orientierung der Strömungslinien angenommen.

3. Ergebnisse ohne Modifikation am Kanal (Phase 1)

In der Phase 1 wurde der Modellkanal entsprechend der aktuellen Ausführungsplanung des Fortluftkanals Kamin aufgebaut. Bei einer idealen turbulenten Strömung befindet sich das Maximum der Strömungsgeschwindigkeit in der Kanalmitte. Entsprechend der Haftbedingung ist die Strömungsgeschwindigkeit an der Kanalwand null. Die Analyse der Strömungsprofile im Modellkanal ergab eine deutliche Abweichung von dem Profil einer ausgebildeten turbulenten Strömung. Das Maximum der Strömungsgeschwindigkeit lag weder in horizontaler noch in vertikaler Richtung in der Kanalmitte. Hauptursache dafür ist die zu kurze Einlaufstrecke des Kanals. Diese reicht scheinbar nicht aus, um die Störung der Strömung durch die vorherige Kanalführung auszugleichen.

Vor dem Hosenstück (vor z=0 m) ist davon auszugehen, dass in den Teilkanälen je ein annähernd parabelförmiges Strömungsprofil vorliegt. Bei z=0 m werden die beiden Teilkanäle zusammengeführt, so dass die Strömungsgeschwindigkeit in der Mitte des Kanals annähernd 0 m/s beträgt. Die Lauflänge bis z=3,2 m ist offensichtlich nicht ausreichend, dass sich das Maximum der Strömungsgeschwindigkeit wieder in der Mitte des Kanals einstellen kann (siehe Abb. 3). Die verringerte Strömungsgeschwindigkeit in der Mitte der horizontalen Strömungsprofile wurde im Projekt als „Doppelhöckerprofil“ bezeichnet.

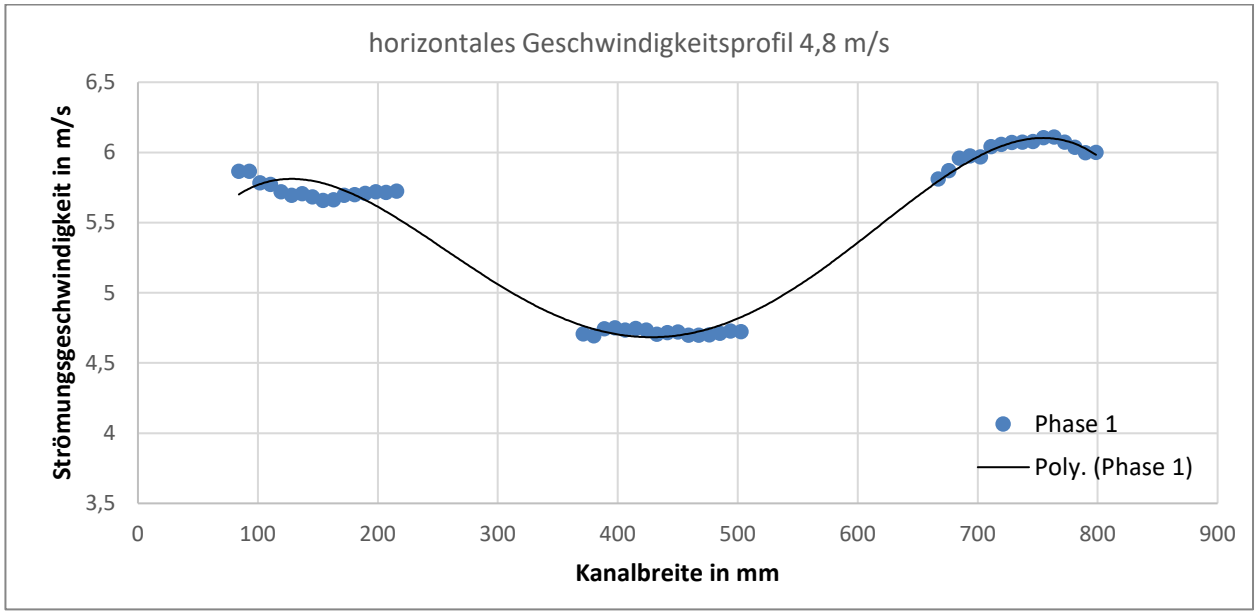


Abb. 7: horizontales Geschwindigkeitsprofil (untere und mittlere Kanalhöhe), Siliciumdioxidpartikel, 4,8 m/s, Phase 1

Darüber hinaus wurde im vertikalen Profil eine leichte Verschiebung des Maximums der Strömungsgeschwindigkeit in Richtung Kanalboden festgestellt. Im Ergebnis lag der Variationskoeffizient der Partikelgeschwindigkeit über den Strömungsquerschnitt bei durchschnittlich 12% und der der Variationskoeffizient der Partikelverteilung der Partikel mit einem AED von 2 µm bei durchschnittlich 16%. Das Homogenitätskriterium nach DIN ISO 2889 von jeweils 20% konnte somit in allen Versuchen eingehalten werden. Um den Unsicherheiten bei der Übertragung der Ergebnisse vom Modellkanal auf den Originalkanal Rechnung zu tragen, wird jedoch empfohlen, dass die Variationskoeffizienten im Modell mindestens 10% unterhalb der Homogenitätskriterien liegen sollten. Aus diesem Grund wurde die Strömung genauer analysiert und Optimierungen zur Vergleichmäßigung abgeleitet.

Die Inhomogenität in den Strömungsprofilen und die damit einhergehenden Variationskoeffizienten über 10 % sind hauptsächlich auf die kurze Einlaufstrecke vor der Probenahmestelle zurückzuführen. Durch den 90° Bogen vor Zusammenführung der Kanäle kommt es zu der Verschiebung im vertikalen Profil. Die Ausführung mit zwei Teilkanälen führt zu der „Delle“ in der Mitte des horizontalen Profils.

4. Ergebnisse mit Modifikation am Kanal (Phase 2)

Zusammen mit der BGE wurden, unter Einbeziehung einer Studie von McFareland [2], konstruktive Maßnahmen diskutiert, um die Homogenität zu verbessern. Um keine wesentlichen Änderungen am Fortluftkanal vornehmen zu müssen, wurde die äußere Kanalgeometrie bzw. die Isometrie nicht verändert. Stattdessen wurden unterschiedliche Einbauten ausgewählt und ihr Einfluss auf die Strömung mittels CFD-Analysen untersucht. In Abb. 4 ist das Geschwindigkeitsfeld an der geplanten Probenahmestelle ohne Einbauten dargestellt. Die Ergebnisse der CFD-Rechnung spiegeln dabei gut die experimentellen Ergebnisse aus Phase 1 wieder. Insbesondere die Absenkung der Strömungsgeschwindigkeit in der Kanalmitte, als auch die Verschiebung der Geschwindigkeitsmaxima Richtung Kanalboden sind gut erkennbar.

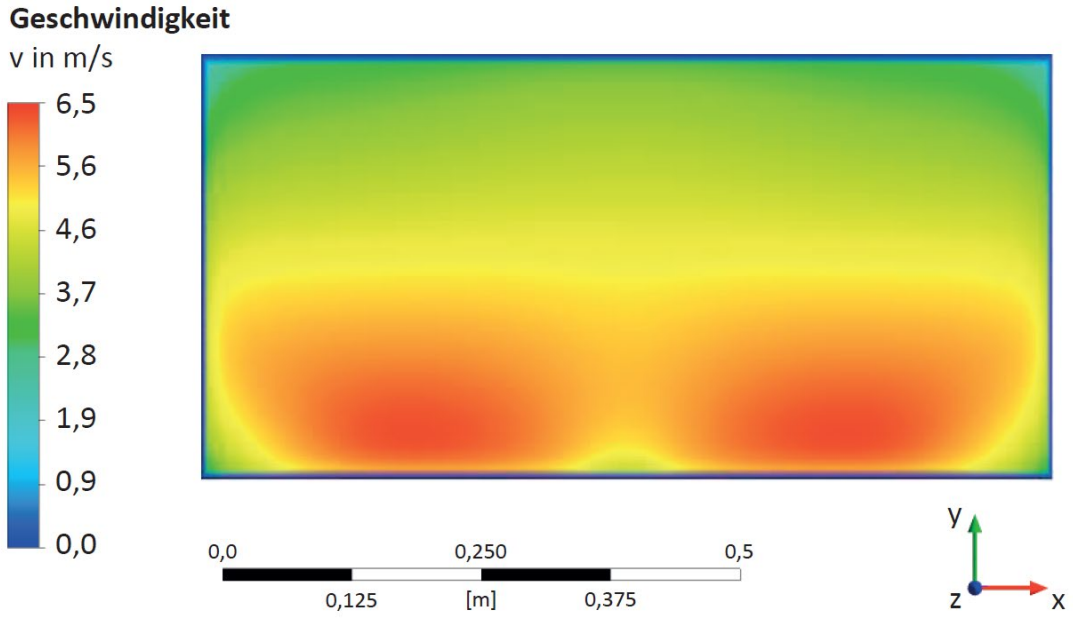


Abb. 8: 2-D Plot der Strömungsgeschwindigkeit am Probenentnahmeort (CFD-Simulation des Modellkanals ohne Einbauten)

Als vielversprechendste Variante für eine Homogenisierung der Strömung stellte sich im Rahmen der CFD-Analysen die Kombination aus Leitblechen im 90°-Bogen sowie Lochblechen im Hauptkanal heraus. Wie in der Abb. 5 zu erkennen ist, werden durch die Einbauten die Störungen egalisiert. Sowohl der „Doppelhöcker“ als auch eine Verschiebung des Strömungsgeschwindigkeitsmaximums in Richtung Kanalboden sind nicht mehr erkennbar. Innerhalb der inneren 2/3 Querschnittsfläche existieren nur noch geringe Unterschiede der Strömungsgeschwindigkeit, wodurch der erwartete Variationskoeffizient der Strömungsgeschwindigkeit gering ist.

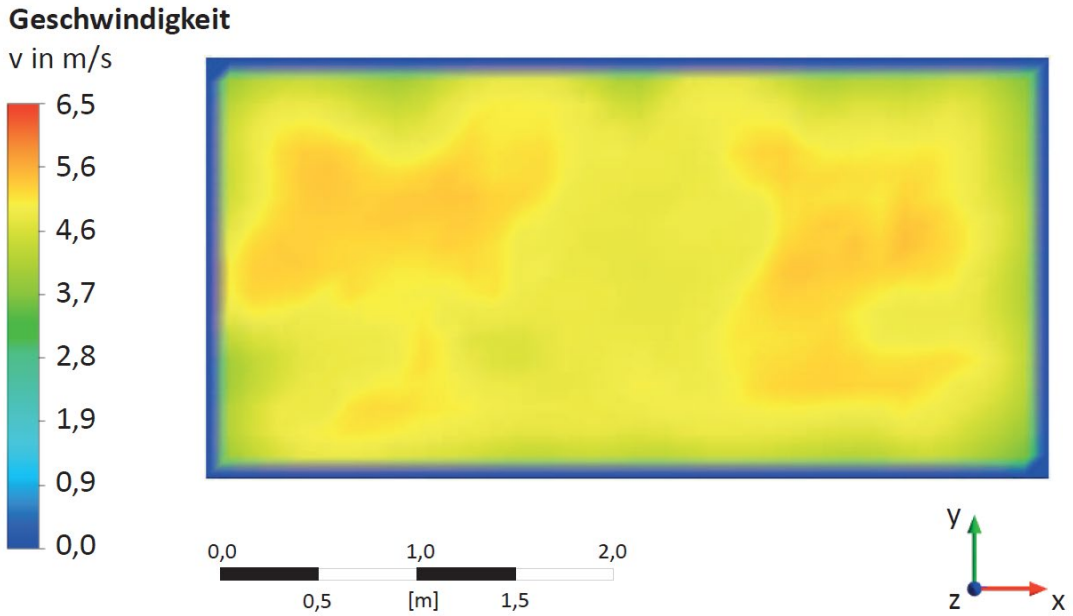


Abb. 9: 2-D Plot der Strömungsgeschwindigkeit am Probenentnahmeort (CFD-Simulation des Originalkanals mit Leitblechen und Lochblech)

Der Modellkanal wurde mit entsprechenden skalierten Einbauten umgerüstet und deren Einfluss experimentell untersucht. Da in Phase 1 kein wesentlicher Unterschied im Partikelfolgeverhalten der unterschiedlichen Partikel festgestellt werden konnte, wurde beschlossen die Versuche in Phase

2 nur noch mit den größten bzw. schwersten Partikeln durchzuführen. Es wurden daher nur Versuche mit Borsilikatpartikeln durchgeführt.

Durch die Kanaleinbauten konnte experimentell verifiziert werden, dass die Auffälligkeiten in den Strömungsprofilen deutlich reduziert worden sind. Insbesondere wurde kein „Doppelhöcker“ im horizontalen Strömungsprofil mehr festgestellt, auch wenn die Homogenität der Strömung nicht so hoch war, wie in der CFD-Simulation prognostiziert (siehe Abb. 6). Stattdessen ist die Geschwindigkeit wie bei einer ungestörten turbulenten Strömung in der horizontalen Mitte des Kanals am höchsten und fällt zu den Wänden hin ab. Durch die Einbauten konnte die Zunahme der Strömungsgeschwindigkeiten in Richtung Kanalboden verringert werden. In den äußeren Messpunkten ist diese kaum noch festzustellen Darüber hinaus ist das Geschwindigkeitsprofil zwischen „linker“ und „rechter“ Kanalseite trotz der Einbauten nicht vollständig symmetrisch. Ihr Einfluss auf den Variationskoeffizient der Strömungsgeschwindigkeit ist jedoch gering.

Durch die Homogenisierung des Strömungsprofils reduzierten sich die Variationskoeffizienten der Strömungsgeschwindigkeit in allen Betriebszuständen auf unter 10 %. Ebenso lagen die Variationskoeffizienten der Partikeldichte in allen Betriebszuständen unter 10 %. Die durchschnittliche Winkelabweichung war in allen Betriebszuständen ebenfalls kleiner als 10°. Somit konnte durch die Kanaleinbauten erreicht werden, dass alle untersuchten Homogenitätskriterien gemäß Tab. 2 hinreichend unterhalb des Homogenitätskriteriums nach DIN ISO 2889 lagen. Aufgrund der Unsicherheiten bei der Superpositionierung der Ergebnisse der Messungen der Partikeldichte kann davon ausgegangen werden, dass die tatsächliche Variation der Partikeldichte noch niedriger liegt.

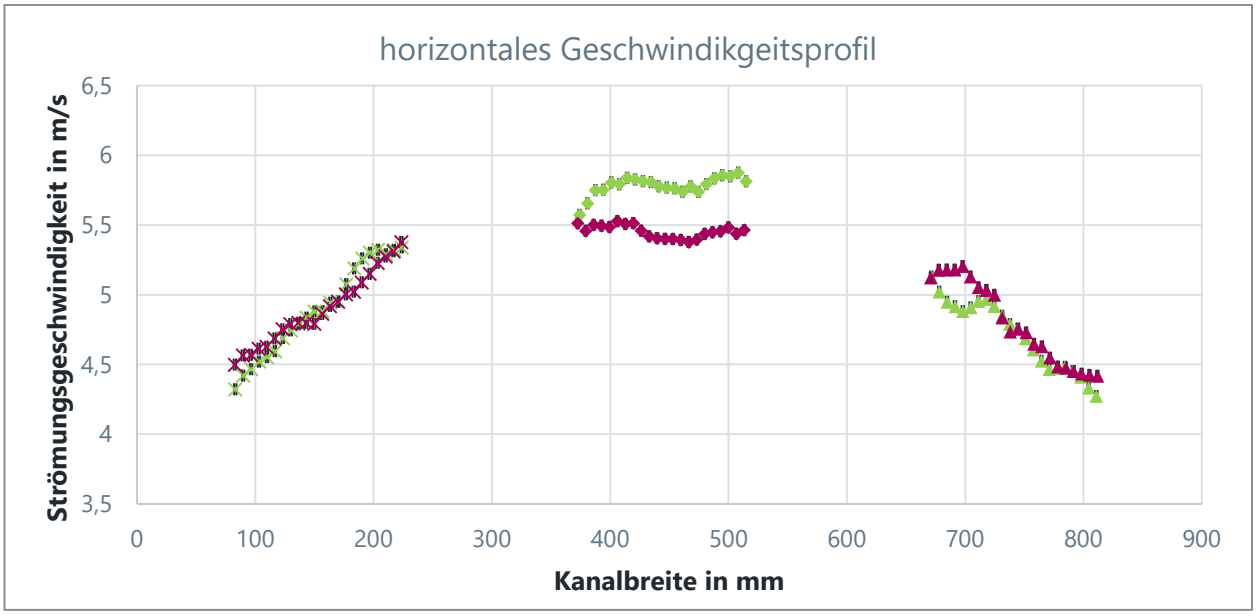


Abb. 10: horizontales Geschwindigkeitsprofil mit Einbauten bei 4,8 m/s inkl. der Messunsicherheit (grüne Messpunkte aus unterer Kanalhälfte; magenta Messpunkte aus oberer Kanalhälfte)

5. Zusammenfassung

Das Endlager Konrad wird für die Endlagerung von festen und verfestigten radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung errichtet. Für die Überwachung der Emission radioaktiver Aerosole und Gase mit der Fortluft des Fortluftkanals Kamin muss ein geeignetes Probenentnahmesystem vorgesehen werden. Dafür ist ein Homogenitätsnachweis der Strömung am Probenentnahmeort nach DIN ISO 2889 notwendig. Die zu erwartende Strömungscharakteristik am geplanten Probenentnahmeort wurde experimentell an einem im Maßstab 1:5 skalierten Modellkanal untersucht. Es wurden drei Betriebszustände mit einer mittleren Strömungsgeschwindigkeit von 3,1 m/s, 4,1 m/s und 4,8 m/s definiert. Im Fortluftkanal werden

Partikel mit einem AED von bis zu 60 µm erwartet. Für die Untersuchung am Modellkanal wurden Partikel mit einem AED von 1 µm, 5 µm und 20 µm ausgewählt und mit Hilfe der Stokes-Kennzahl auf Modellpartikel für den Modellkanal skaliert.

Die Experimente am Modellkanal in Phase 1 des Projektes zeigten, dass die Homogenitätskriterien in der aktuell geplanten Ausführung des Fortluftkanals nicht in allen Betriebszuständen hinreichend unterschritten werden. So lag insbesondere der Variationskoeffizient der Strömungsgeschwindigkeit über 10 % und somit über dem in Tab. 2 genannten Empfehlungen zur Einhaltung der Homogenitätskriterien gemäß DIN ISO 2889. Die Winkelabweichung und der Variationskoeffizient der Partikelverteilung lagen i.d.R. unterhalb von 10° bzw. 10 % und somit der in Tab. 2 genannten Empfehlungen zur Einhaltung der Homogenitätskriterien gemäß DIN ISO 2889. Zwischen den Ergebnissen mit unterschiedlichen Partikeln konnten keine wesentlichen Unterschiede festgestellt werden. Dies entspricht auch der theoretischen Betrachtung, nach der, aufgrund der geringen AED der Partikel, diese der Luftströmung unmittelbar folgen. Als konservative Wahl, wurden die nachfolgenden Versuche daher nur noch mit den Partikeln mit dem größten AED durchgeführt.
Um die Strömungsgeschwindigkeiten in der Probenentnahmeebene weiter zu homogenisieren wurden in der Phase 2 des Projektes die Auswirkungen verschiedener Einbauten auf die Homogenität mittels CFD-Methoden untersucht. Als vielversprechendste Variante für zusätzliche Kanaleinbauten zur Homogenisierung der Strömung stellte sich bei den CFD-Simulationen die Kombination von Umlenkblechen in den 90° Bögen vor der Probenentnahmeebene und einem Lochblech nach Zusammenführung der Teilkanäle heraus. Diese Einbauten wurden im Modellkanal umgesetzt.
Die Homogenität der Strömung konnte durch die Einbauten verbessert werden. So wurde die Absenkung der Strömungsgeschwindigkeit in der (horizontalen) Kanalmitte vollständig egalisiert. Die Verschiebung des Strömungsgeschwindigkeitsmaximums in Richtung Kanalboden konnte teilweise beseitigt werden. Durch die verbesserte Homogenisierung konnten die in Tab. 2 genannten Empfehlungen zur Einhaltung der Homogenitätskriterien gemäß DIN ISO unterschritten werden. Der Modellkanal und die eingesetzten Partikel wurden so skaliert, dass die strömungsmechanische Ähnlichkeit zum Originalkanal sichergestellt war. Somit ist die Einhaltung der Homogenitätskriterien für eine repräsentative Probenentnahme gemäß DIN ISO 2889 unter Verwendung entsprechender Einbauten auch im Originalkanal zu erwarten.

6. Literaturverzeichnis

[1] DIN ISO 2889: 2012-07, Probenentnahme von luftgetragenen radioaktiven Stoffen aus Kanälen und Kaminen kerntechnischer Art.

[2] McFareland, A. et al.: Suitability of air sampling locations downstream of bends and static mixing elements, 1999.

ÜBERPRÜFUNG DER SICHERHEITSTECHNISCHEN ANFORDERUNGEN FÜR DAS ENDLAGER KONRAD (ÜSIKO)

Matthias Stockmaier , André Hengesbach , Ben Samwer

Bundesgesellschaft für Endlagerung, Deutschland

Die Bundesgesellschaft für Endlagerung (BGE) ist für die Errichtung und den Betrieb des Endlagers Konrad für radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung zuständig. Die Schachtanlage Konrad wird gemäß dem Planfeststellungsbeschluss (PFB) des Landes Niedersachsen vom 22. Mai 2002 zum Endlager umgerüstet.

Als verantwortungsvoller Betreiber unternimmt die BGE vor der Inbetriebnahme eine Überprüfung der sicherheitstechnischen Anforderungen des Endlagers Konrad nach dem Stand von Wissenschaft und Technik (ÜsiKo). Die komplexe Aufgabe der ÜsiKo wird in 4 Phase durchgeführt. Die Phase 1 „Ermittlung des Überprüfungsbedarfes“ ist abgeschlossen. Derzeit wird die Phase 2 „Aktualisierung von Sicherheitsanalysen“ auf Basis der Ergebnisse der Phase 1 durchgeführt.

Die Aufgaben der Phase 1 wurden im Auftrag der BGE durch verschiedene Auftragnehmer durchgeführt. Die Auftragnehmer haben den Stand von Wissenschaft und Technik (W & T) des Jahres 2002 mit dem Stand von W & T des Jahres 2018 abgeglichen. Sie haben eine Reihe von Änderungen festgestellt, die teilweise auch als relevant für die Sicherheitsanalysen des Endlagers Konrad eingeschätzt werden. Deshalb plant die BGE nun auch eine Phase 2 der ÜsiKo. Es kann aber ebenso festgestellt werden, dass bei der weitaus überwiegenden Anzahl der untersuchten Fragestellungen keine Änderungen festgestellt wurden und damit auch kein Handlungsbedarf identifiziert wurde. Die Reviewer schreiben zusammenfassend: „Aus Phase 1 ergeben sich nach Einschätzung des Review-Teams keine Hinweise auf Aspekte, hinsichtlich derer die Bewertung der Sicherheit grundsätzlich in Frage zu stellen ist.“

Der Vortrag soll einen Überblick über die Vorgehensweise der ÜsiKo, die Ergebnisse der Phase 1 und das weitere Vorgehen in der Phase 2 geben.

HERAUSFORDERUNGEN BEI DER ENTSORGUNG VON HRQ-QUELLEN AM BEISPIEL EINER CS-137-BESTRAHLUNGSANLAGE

Almut Geisler , Alexander Wenk

Helmholtz Zentrum München, Deutschland

Gemäß § 5 AtEV gibt es eine Ablieferpflicht von radioaktiven Abfällen an eine Anlage des Bundes zur Sicherstellung oder Endlagerung. Die hohe Aktivität der Quellen der Gamma-Bestrahlungsanlage wurden als Grund benannt, dass eine Ablieferung an die Landessammelstelle nicht möglich ist. Aufgrund des Quellentyps blieb der Versuch der Weitergabe an Dritte zur Weiterverwendung oder Recycling wegen Unwirtschaftlichkeit erfolglos und eine Quellenrücknahme ist in Folge einer Veränderung des Geschäftsfeldes des Herstellers ausgeschlossen.

Somit muss das Helmholtz Zentrum München bis auf unbekannte Zeit zwei HRQ-Quellen mit Cäsiumchlorid unter Einhaltung der hohen Sicherheitsstandards inmitten eines Laborgebäudes verwahren.

Themenblock „Ausland“

ENTWICKLUNG EINER INFRASTRUKTUR FÜR RADIOAKTIVE ABFÄLLE IN GEORGIEN

C. Scior , Dirk Walbrodt

DMT GmbH & Co. KG, Deutschland

Zusammenfassung
Für den georgischen Betreiber der Lager für radioaktive Abfälle „Department for Radioactive Waste Management“ (DRWM) hat DMT eine Konzeptplanung für eine neue Abfallbehandlungsanlage und ein Zwischenlager für radioaktive Abfälle (Waste Processing and Storage Facility, WPSF) erstellt. Die Planung beinhaltet neben der technischen Ausgestaltung auch die Annahmebedingungen für die Behandlungsanlage und das Zwischenlager. Im Rahmen einer Sicherheitsanalyse (Safety Analysis) wurde gezeigt, dass der Betrieb der geplanten Anlage sicher durchgeführt werden kann.
Bei der Planung und Auslegung der WPSF war insbesondere zu berücksichtigen, dass trotz der insgesamt geringen Abfallmenge von weniger als 100 Mg eine große Vielfalt an unterschiedlichen radioaktiven Abfällen (z. B. radioaktive Quellen unterschiedlicher Aktivität, Kernbrennstoffe, kontaminierter Bodenaushub) zu behandeln war. Daher müssen trotz geringer Volumina verschiedene Konditionierungsverfahren zum Einsatz kommen, um endlagergerechte Abfallgebinde erzeugen zu können.

Summary
DMT has prepared a conceptual design for a new waste processing and storage facility (WPSF) for the Georgian Department for Radioactive Waste Management (DRWM). In addition to the technical design, the planning also includes the waste acceptance criteria for the treatment plant and the interim storage facility. Within the framework of a safety analysis, it was demonstrated that the operation of the planned facility can be carried out safely. In the planning and design of the WPSF, particular consideration had to be given to the fact that a large variety of different radioactive wastes (e.g. radioactive sources of different activity, nuclear fuels, contaminated excavated soil) had to be treated despite the overall low waste volume of less than 100 Mg. Therefore, despite the small volumes, various conditioning processes must be used to be able to produce waste packages suitable for final disposal.

Schlüsselwörter *Georgien, Abfallbehandlungsanlage, Zwischenlager*
Keywords *Georgia, waste processing facility, temporary storage*

1. Einleitung

Georgien ist ein Staat an der Schnittstelle zwischen Europa und Asien. Und auch wenn dieser relativ kleine Staat mit gerade einmal 3,7 Millionen Einwohnern nicht über nennenswerte Einrichtungen verfügt, in denen radioaktive Abfälle anfallen – abgesehen von wenigen medizinischen Einrichtungen und einem stillgelegten Forschungsreaktor – existiert radioaktiver Abfall. Dieser besteht aus nicht mehr genutzten radioaktiven Quellen (Disused Sealed Radioactive Sources, DSRS bzw. Spent High Activity Radioactive Sources, SHARS) als auch radioaktiven Abfällen aus der Forschung (z. B. kontaminierter Bodenaushub) und dem Rückbau des stillgelegten Forschungsreaktors. Bekannt wurde Georgien aber vor allem auch durch verschiedene Unfälle – auch mit Todesfolge – durch nicht gekennzeichnete radiologische Quellen aus ehemals militärischer Nutzung.

Herausfordernd ist weniger die Menge der radioaktiven Abfälle als vielmehr die Vielfalt der Abfälle, die behandelt und zwischen- bzw. endgelagert werden müssen. Diese Abfälle sind nur in Teilen dokumentiert und charakterisiert, da es sich in erster Linie um die Hinterlassenschaften aus

Zeiten der Sowjetunion handelt. Der Großteil der im Land angefallenen radioaktiven Abfälle konnte inzwischen gesammelt werden und wird derzeit – teilweise jedoch ohne Kennzeichnung oder gar fachgerechte Verpackung – notdürftig in einem Lager aufbewahrt. Dieses Lager entspricht nicht den aktuellen Anforderungen an den Stand der Technik. Weitere radioaktive Abfälle werden auch noch an anderen Standorten zwischengelagert.

Unter Berücksichtigung dieser Randbedingungen muss eine nachhaltige Infrastruktur für die Abfallentsorgung geschaffen werden, um das Spektrum der vorhandenen und in Zukunft anfallenden Abfallströme und Abfallkategorien abzudecken.

Die DMT GmbH & Co. KG wurde in Zusammenarbeit mit dem lokalen Partner ELAC aus Georgien von der schwedischen Strahlenschutzbehörde (SSM) beauftragt, eine Infrastruktur für die Behandlung und Entsorgung radioaktiver Abfälle in Georgien zu entwickeln. Die schwedische Behörde steuert den diesbezüglichen Einsatz zur Unterstützung Georgiens durch die EU. Auf Basis der bisher vorliegenden Daten über die radioaktiven Abfälle wurde ein nutzer- und funktionsgerechtes Konzept für eine Abfallverarbeitungs- und Zwischenlagerungseinrichtung die sog. „Waste Processing and Storage Facility“ (WPSF) entwickelt.

2. Ausgangslage

Die derzeit in Georgien vorhandenen radioaktiven Abfälle decken ein breites Spektrum ab, welches eine große Bandbreite an Konditionierungsverfahren erfordert. Neben nur gering kontaminierten Rohren aus dem Rückbau eines Forschungsreaktors, kontaminiertem Bodenaushub und tritiumhaltigen Wässern sind auch hochradioaktive Quellen (Sr-90, Cs-137) mit Aktivitäten von einigen 100 TBq zu berücksichtigen [1] [2]. Eine Zusammenstellung der radioaktiven Abfälle ist in Tabelle 1 dargestellt.

Die Endlagerung der radioaktiven Abfälle war nicht Bestandteil dieses Projektes, wurde jedoch in Bezug auf die Konditionierung der radioaktiven Abfälle bereits konzeptionell mitberücksichtigt.

Als Standort für die WPSF ist bereits ein Gelände einer bestehenden Abfallentsorgungsanlage vom Typ „Radon“, einem Lagerstandard der ehemaligen Sowjetunion, vorgesehen. Ein Satellitenbild der bestehenden Anlage, die sich in der Nähe des Ortes Saakadze befindet, ist in der Abbildung 1 gezeigt. Das Areal weist eine Ausdehnung von ca. 580 m in der Länge und zwischen 70 m und 100 m Breite auf.

Abbildung 17: Satellitenbild des Geländes der bestehenden Abfallentsorgungsanlage.

Tabelle 2: Abfallinventar der bestehenden radioaktiven Abfälle in Georgien

Abfallart	*Menge*	*Nuklide*	*Aktivität (Summe)*
SHARS „RTG“	*6*	*Sr-90*	*3,4E15 Bq*
SHARS „Kolos“	*5*	*Cs-137*	*1,6E15 Bq*
Neutronenquellen	*26*	*Am-241, Pu-239*	*2,9E13 Bq*
Andere Quellen (DSRS)			
	218	*Am-241*	*1,6E12 Bq*
	175	*C-14*	*3,7E10 Bq*
	354	*Co-60*	*2,5E14 Bq*
	457	*Cs-137*	*1,3E14 Bq*
	213	*H-3*	*3,7E11 Bq*
	158	*Kr-85*	*7,1E10 Bq*
	14	*Pu-238*	*5,3E10 Bq*
	451	*Pu-239*	*1,4E9 Bq*
	46.562	*Ra-226*	*5,1E12 Bq*
	318	*Sr-90*	*1,4E12 Bq*
	103	*Th-232*	*1,4E9 Bq*
	32	*U-235*	*3,0E8 Bq*
	124	*Sonstige*	*5,0E10 Bq*
Angereichertes Uran	*6,6 kg*	*U-235/U-238*	*n/a*
Abgereichertes Uran	*5.569 kg*	*U-238*	*n/a*
Plutoniumpellets	*16 g*	*Pu-239*	*3,4E15 Bq*
Berylliumziegel	*18 Stck*		*n/a*
Kontaminierte Wässer	*238 m³*	*H-3*	
Kontaminierter Bodenaushub	*34 Fässer*	*Cs-137*	
Kontaminierte Ölfilter	*n/a*	*Po-210*	
Ionentauscher	*6*	*n/a*	*n/a*
Kontaminierte Filter	*8*	*n/a*	*n/a*
Konditionierte Abfälle (zementiert)	*37 Fässer*	*Ra-226*	*ca. 2E10 Bq*
Kontaminierte Rohre	*1.637 m*	*Cs-137/Co-60*	*n/a*
Reaktor	*5.251 kg*	*Cs-137/Co-60*	
Pumpen	*6*	*Cs-137/Co-60*	
Ventile	*17*	*Cs-137/Co-60*	
Wärmetauscher	*2*	*Cs-137/Co-60*	*n/a*

Es war weiterhin zu berücksichtigen, dass die Endlagerung der konditionierten radioaktiven Abfälle auch an diesem Standort erfolgen kann.

Am Standort *Saakadze* besteht bereits jetzt die Möglichkeit, flüssige radioaktive Abfälle zu zementieren. Diese bestehende Anlage soll daher in die Neuplanung der WPSF integriert werden.

3. Planungen

3.1 Abfallströme

Die existierenden radioaktiven Abfälle konnten in 11 Kategorien unterteilt werden:

1. Umschlossene radioaktive Quellen
2. Gasförmige radioaktive Quellen
3. Feststoffe wie Filter oder brennbare radioaktive Abfälle
4. Bereits verfestigte (zementierte oder vergossene) radioaktive Abfälle

5. Metallische Bauteile wie Rohre
6. Flüssigkeiten
7. Feststoffe wie Strahlsände oder geschredderte Materialien
8. Bodenaushub
9. Verbrauchte, beladene Harze
10. Berylliumblöcke
11. Spaltbares Material

Auf Basis der detaillierten Angaben für jede Abfallkategorie wurden die jeweiligen Entsorgungspfade für die entstehenden Abfallprodukte festgelegt. Hierbei handelt es sich um die folgenden vier Entsorgungspfade:

- Einbringen in ein oberflächennahes Endlager
- Einbringen in ein Endlager in tiefen geologischen Schichten
- Freigabe
- Ableitung

Auf Basis der Entsorgungspfade für die 11 Abfallkategorien wurden die erforderlichen Abfallbehandlungsmethoden festgelegt und ein Abfallbehandlungsschema entwickelt.

3.2 Entwicklung der nutzerspezifischen Anforderungen

Die Abfallbehandlungsanlage muss die erforderlichen Anforderungen für einen sicheren Betrieb erfüllen. Gleiches gilt auch für das am selben Standort zu errichtende Zwischenlager. Daher wurden als Planungsgrundlage die nutzerspezifischen Anforderungen („User Requirement Specifications", URS) und die funktionsspezifischen Anforderungen ("Functional Requirement Specifications", FRS) ermittelt und festgelegt. Dabei beschreiben URS die Ziele, die unter Berücksichtigung des Standes der Technik und nach nationalen und internationalen Standards, z. B. nach dem IAEA „Nuclear Safety and Security Program", erreicht werden müssen. Die URS beschreiben, welche Ziele erreicht werden müssen. Es wird in den URS jedoch nicht festgelegt, wie diese Ziele erreicht werden sollen. Um die Ziele einer URS zu gewährleisten, werden daher verschiedene technische und regulatorische Anforderungen in Form von FRS definiert und festgelegt.

Die Definition und Festlegung der URS und FRS basiert auf internationalen Standards. Die IAEA beispielsweise hat zum Schutz der Bevölkerung und der Umwelt vor den schädlichen Auswirkungen ionisierender Strahlung eine Anzahl von Standards und Empfehlungen erstellt.

Neben den Dokumenten der IAEA wurden aber auch weitere Dokumente wie z.B. von der „Western European Nuclear Regulators´ Association (WENRA)" sowie das nationale georgische Regelwerk herangezogen.

3.3 Entwicklung einer Konzeptplanung für eine Abfallbehandlungsanlage mit Zwischenlager

Basierend auf den definierten URS und FRS, die die Grundlage für die Entwicklung der „Design Basis" bilden, wurden die Hauptmerkmale der WPSF entwickelt. Dies umfasst sowohl die technische als auch die sicherheitstechnische Auslegungsgrundlage.

Ausgehend von der Beschreibung der Ist-Situation (inkl. Infrastruktur, etc.) am bereits ausgewählten Standort für die WPSF werden die Grundelemente der Behandlungsanlage ermittelt und beschrieben. Die grundsätzliche Vorgehensweise für die Erarbeitung der Planungsgrundlage und die anschließende Auslegung der Anlage war dabei wie folgt:

- Schritt 1 - Erstellung von übergeordneten Konzepten wie Strahlenschutz, Anlagensicherheit, Safeguards etc. mit Formulierung von Vorgaben und Anforderungen für die Anlagenplanung (Safety Design Basis).

- Schritt 2 - Ermittlung, Identifizierung und Beschreibung der Prozessschritte, der Abfall-, Stoff- und Personalflüsse sowie der Schnittstellen mit Zuordnung der einzelnen Prozessschritte zu Funktionseinheiten (Prozessbeschreibung).
- Schritt 3 - Entwicklung der Anlagenmodule für die WPSF und des gesamten Anlagenlayouts mit Darstellung in Plänen (Technical Design Basis).

Auf Basis der bekannten Abfallströme wurde für die Konditionierung der radioaktiven Abfälle ein Abfallschema erstellt. Dieses bildete im Rahmen der Entwicklung eines Basisdesigns die Grundlage für ein Prozessablaufschema, in dem die möglichst effiziente Behandlung und Konditionierung der verschiedenen Abfallströme mittels der geplanten Technik beschrieben wird. Der so ermittelte Prozessablauf ist in der Abbildung 2 dargestellt.

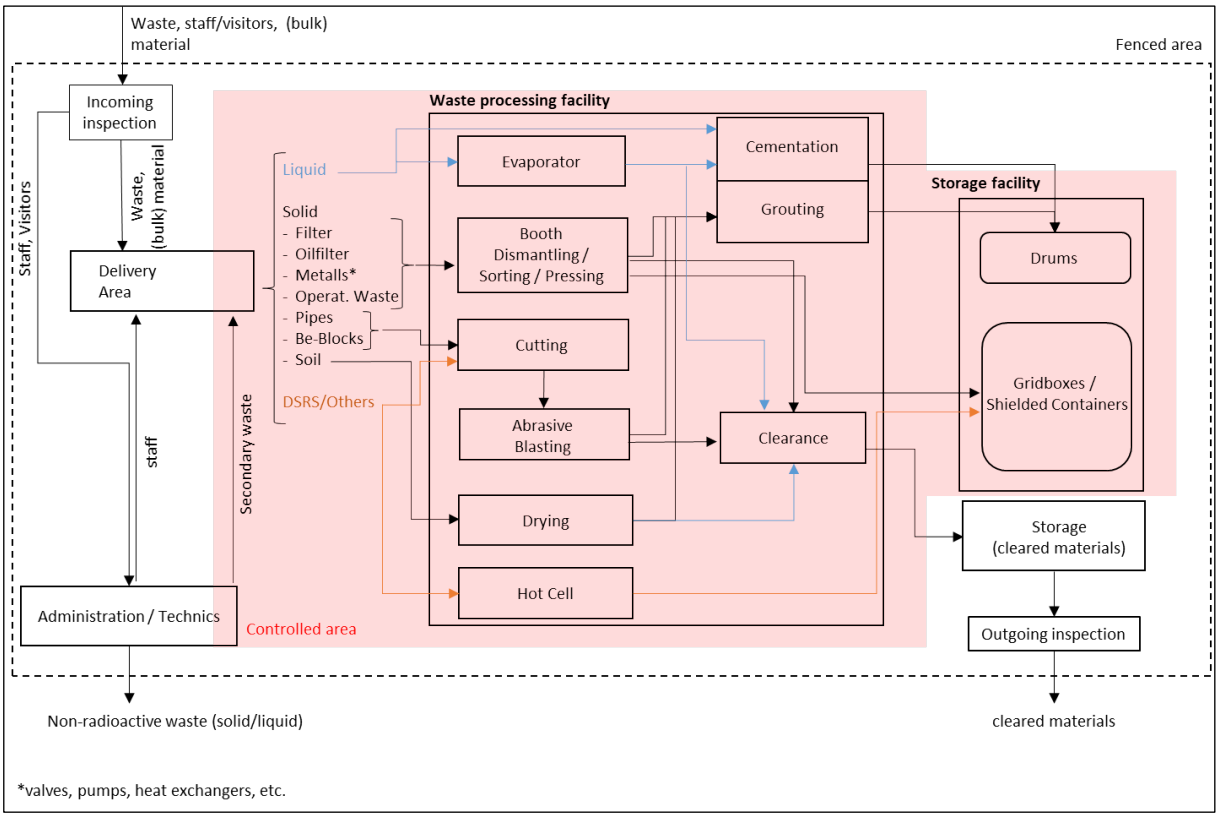


Abbildung 18: Geplanter Ablauf der Prozesse in der WPSF

In dem Ablaufschema wurden neben den vorgesehenen einzelnen Prozessschritten der Behandlung und Konditionierung der Hauptabfallströme „Flüssigkeiten“, „feste radioaktive Abfälle“ und „radioaktive Quellen“ auch bereits die notwendigen Raumbereiche „Eingangskontrolle/Abfallannahme“, „Verwaltung/Technik“, „Abfallbehandlungsanlage“, „Zwischenlager für radioaktive Abfälle“ und „Lager für freigegebene Abfälle/Freigabe“ aufgezeigt. Alle diese Einrichtungen sind innerhalb des umzäunten Betriebsgeländes auf dem bestehenden Standort *Saakadze* angeordnet.

Die notwendigen Konditionierungseinrichtungen wurden in diesem Projekt bereits weiter spezifiziert. Die Spezifikationen wurden anhand der bekannten Datenlage zu den zu behandelnden Abfällen und deren Mengen erarbeitet. Zusätzlich wurden die durch die Behandlung der radioaktiven Abfälle anfallenden Sekundärabfälle in der Kapazitätsbetrachtung der Abfallbehandlungsanlage und des Zwischenlagers berücksichtigt.

Aufgrund der geringen Gesamtmengen der einzelnen Abfallströme wurden bei der Auswahl geeigneter Konditionierungseinrichtungen auf dem Markt verfügbare Geräte bevorzugt betrachtet, da der Aufwand für eine individuelle Planung und Konfiguration als sehr zeit- und kostenaufwendig eingestuft werden muss.

In einem nächsten Schritt wurde auf Grundlage

- der Spezifikationen der Konditionierungseinrichtungen,
- der zu behandelnden Abfallmengen (inklusive Sekundärabfälle aus der Abfallbehandlung),
- des für die Tätigkeiten benötigten Personals,
- des erwarteten Volumens endlagerfähiger Abfallgebinde,
- der für den Betrieb der WPSF benötigten Hilfsanlagen und Infrastruktur und
- der auf Basis der Sicherheitsanforderungen notwendigen baulichen Strukturen

ein konzeptioneller Entwurf für die WPSF erstellt. Dieser beinhaltet eine Planung der Raumbereiche für die Behandlungseinrichtungen, des Zwischenlagers und der benötigten Infrastrukturräume für die Energie- und Medienversorgung, Abfallannahme und -abgabe und Personalräume.

Der Grundriss des Erdgeschosses der Anlage ist in der Abbildung 3 gezeigt. Im linken Bereich befinden sich die Büro- und Sozialräume sowie Umkleiden für das Personal. Der mittlere Bereich beinhaltet die einzelnen Räume für die Konditionierungseinrichtungen. Im rechten Bereich des Gebäudetraktes ist das Zwischenlager mit Kammern für die konditionierten, endlagerfähigen Abfallgebinde angeordnet.

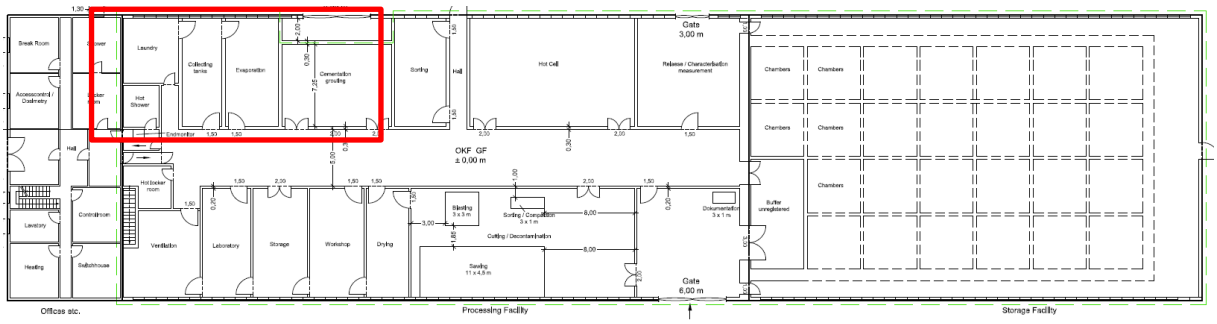


Abbildung 19: Grundriss der WPSF. Rot markiert ist der Bereich für Abwasser erzeugende Verfahren

Die Räume für die Konditionierungseinrichtungen sind so angeordnet, dass die Wege zwischen den einzelnen Anlagen optimiert sind. So steht bspw. der Verdampfer für Flüssigkeiten in unmittelbarer Nähe der Abwassertanks, in denen potenziell kontaminierte Prozesswässer aus Reinigungsvorgängen gesammelt werden (siehe Abbildung 4). Diese Abwässer werden im Verdampfer aufkonzentriert. Das Konzentrat kann bei entsprechender Eignung zementiert werden, während das Kondensat als Wasser für die Zementierung und Betonierung von anderen radioaktiven Abfällen dienen kann.

Auf Basis des Grundrisses wurde in einem nächsten Schritt die Planung für das Gebäude weiter fortgesetzt. So wurde die Gebäudehülle anhand der Sicherheitsanalysen spezifiziert und die Kammern für die Fässer wurden mit ihrer Sohle unterhalb der Geländeoberkante platziert, um die Gebäudehöhe zu reduzieren und die Abschirmung zu optimieren.

Die einzelnen Raumbereiche sind in dem Schnitt durch das visualisierte Gebäude in der Abbildung 5 zu erkennen. Im linken Gebäudeteil befinden sich die Büros und Umkleiden für das Personal. Der mittlere Gebäudeteil enthält die Behandlungsanlagen für die Konditionierung der Abfälle. Das Zwischenlager für die konditionierten Abfälle befindet sich im rechten Gebäudeteil. Nicht auf dieser Darstellung sichtbar ist die Fortluftanlage inklusive des Kamins, deren Hauptelemente auf dem Bürotrakt platziert sind.

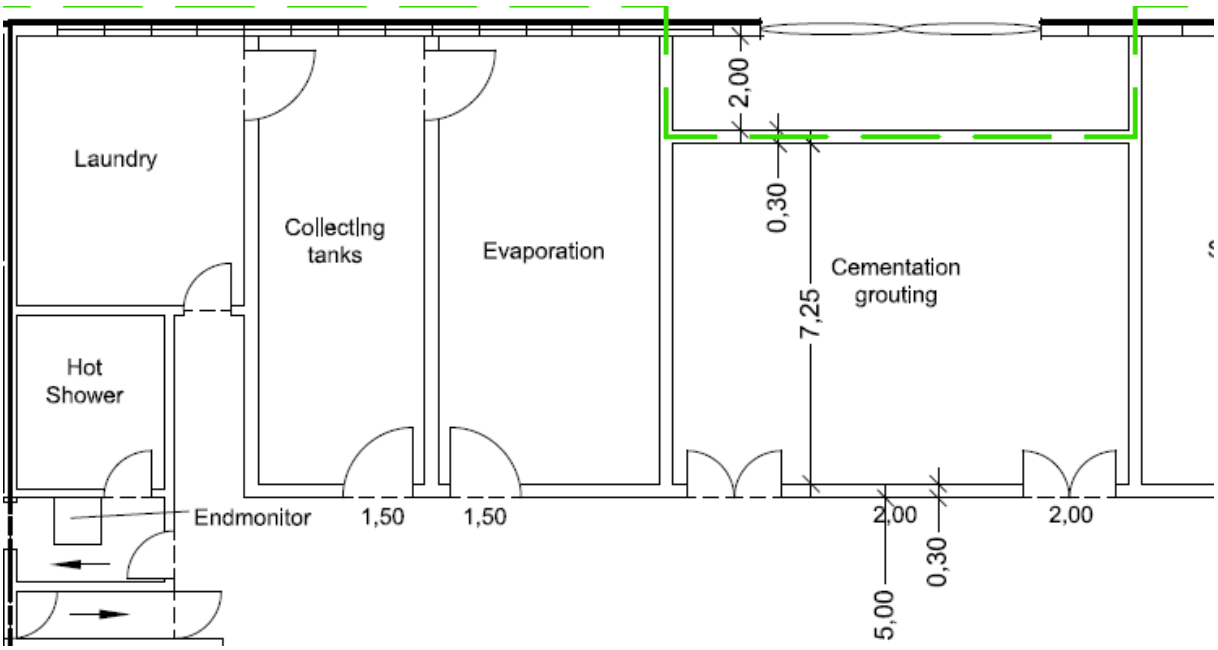


Abbildung 20: Ausschnitt aus dem Grundriss der WPSF. Abwasser erzeugende Verfahren sind in einem Raumbereich gebündelt untergebracht (roter Ausschnitt aus Abbildung 3)

Abbildung 21: Visualisiertes Design der WPSF, Schnitt durch die Längsachse

3.4 Durchführung einer Sicherheitsanalyse auf der Grundlage der Konzeptplanung

Für den Betrieb der WPSF wurde eine Sicherheitsanalyse durchgeführt. Aus dieser wurden verschiedene Anforderungen an die Auslegung und den Betrieb der Anlage abgeleitet, die wiederum in die Planungen zur technischen Auslegung eingeflossen sind.

Auf Basis der Anlagenauslegung wurde die Strahlenexposition für Personal und Bevölkerung ermittelt. Ziel der Sicherheitsanalyse ist es, gegenüber der Aufsichtsbehörde die Strahlensicherheitsaspekte der WPSF für Personal, Öffentlichkeit und Umwelt in Übereinstimmung mit den relevanten behördlichen Anforderungen nachzuweisen. Es konnte nachgewiesen werden, dass die radiologischen Auswirkungen der Anlage sowohl unter normalen Betriebsbedingungen als auch bei Auslegungsstörfällen deutlich unter den geltenden radiologischen Grenzwerten liegen.

3.5 Definition von Annahmebedingungen für die WPSF, die Konditionierung und das Zwischenlager

Für die zukünftige Behandlung und Zwischenlagerung der radioaktiven Abfälle mussten auf Basis aller vorhandenen Abfälle einerseits und unter Berücksichtigung der verwendeten Konditionierungsmethoden sowie der Auslegung des Zwischenlagers andererseits Annahmekriterien für die drei verschiedenen Stufen der Abfallentsorgung (Abfallannahme an der WPSF, die Konditionierungsmaßnahmen und die Zwischenlagerung) definiert werden.

Zur Optimierung der weiteren Prozessschritte bis zu einer Endlagerung der Abfälle sollten die Abfallgebinde, die für eine oberflächennahe Endlagerung geeignet sind, bereits in ihrer endgültigen Form der Zwischenlagerung zugeführt werden. Daher mussten auch Annahmebedingungen eines oberflächennahen Endlagers Berücksichtigung finden. Da für die Lagerung von radiologischen Abfällen in Georgien bisher keine Annahmebedingungen verfügbar sind, wurden für das Zwischenlager vorläufige Annahmebedingungen auf der Grundlage der Annahmebedingungen des Standorts Chalk River in Kanada abgeleitet [3]. Diese wurden ausgewählt, da sie die niedrigsten Grenzwerte in Bezug auf die zulässige Aktivitätskonzentration sowohl von α-Strahlung emittierenden Radionukliden als auch für β/γ-Strahlung emittierende Radionuklide aufweisen.

Für die Erarbeitung der Annahmebedingungen des oberflächennahen Endlagers wurden die Abfälle in drei Kategorien unterschieden:

1. Abfälle, die für eine zukünftige oberflächennahe Endlagerung geeignet sind,
2. Abfälle, die nicht für eine oberflächennahe Endlagerung geeignet sind und
3. Abfälle, die nicht eindeutig einer Form der Endlagerung zugeordnet werden können.

Diese vorläufigen Annahmebedingungen wurden auch verwendet, um Annahmebedingungen für die Abfallbehandlungsanlage sowie die einzelnen Konditionierungsmaßnahmen zu erstellen.

Für die folgenden Abfallkategorien wurden zudem spezifische Annahmekriterien entwickelt:

- Abfälle für die Zementierung (Flüssigkeiten)
- Abfälle zur Betonierung
- Abfälle zur Kompaktierung oder die bereits konditioniert sind

Die Festlegung von Annahmekriterien für die unterschiedlichen Konditionierungsmaßnahmen ist erforderlich, um einerseits die entstehenden Abfallprodukte endlagerfähig – gemäß den angenommenen Annahmebedingungen für das spätere Endlager – konditionieren zu können, andererseits aber auch, um die potenzielle Strahlenexposition des Personals hinreichend zu berücksichtigen und so weit wie möglich reduzieren zu können.

4. Zusammenfassung und Ausblick

Dem georgischen Betreiber der bestehenden Lager für radioaktive Abfälle „Department for Radioactive Waste Management' (DRWM) konnte durch die DMT in einem nur 6 Monate dauernden Projekt eine sehr umfassende Konzeptplanung für eine Abfallbehandlungsanlage und ein Zwischenlager für radioaktive Abfälle (Waste Processing and Storage Facility, WPSF) zur Verfügung gestellt werden. Diese Planung beinhaltet neben der technischen Ausgestaltung der WPSF auch die Annahmebedingungen für die Behandlungsanlage und das Zwischenlager. Im Rahmen der Sicherheitsanalyse wurde zudem nachgewiesen, dass der Betrieb der geplanten Ablage sicher durchgeführt werden kann. Die umfassende und kompetente Projektbearbeitung wurde sowohl durch die georgischen Betreiber, der georgischen Aufsichtsbehörde als auch das schwedische Projektmanagement sehr positiv bewertet.

In einem Folgeprojekt wird diese Planung der WPSF weiter vertieft und bis auf das Niveau einer Entwurfsplanung weitergeführt, so dass die Anlage in den kommenden Jahren genehmigt und letztlich auch gebaut werden kann. Mit einer sicheren Verwahrung der radiologischen Abfälle können die Risiken für die Bevölkerung und die Umwelt in Georgien erheblich reduziert werden.

5. Literaturverzeichnis

[1] The Third National Report, „Georgian National Report for the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management," October 2017.

[2] Environmental Law and Auditing Centre, „ssessment of Radwaste Origination Current and Future Flow and Disposal Capacity in Georgia," Tblisi, 2019.

[3] Canadian Nuclear Laboratories / Laboratoires Nucléaires Canadiens, „Near Surface Disposal Facility Waste Acceptance Criteria 232-508600-WAC-003, Revision 0," 2019.

Themenblock „Aus-und Weiterbildung“

WEITERBILDUNG AUF DEN GEBIETEN RADIOLOGISCHE CHARAKTERISIERUNG UND FREIGABE

PROFESSIONAL TRAINING IN THE FIELDS OF RADIOLOGICAL CHARACTERISATION AND CLEARANCE

Matthias Bothe [1], Jörg Feinhals [2], Erwin Neukäter [3]

[1]VKTA – Strahlenschutz, Analytik & Entsorgung Rossendorf e.V., [2]Fachverband für Strahlenschutz e.V., [3]Pro-Qual, Schweiz

Zusammenfassung
Für die radiologische Charakterisierung und Freigabe kerntechnischer Anlagen sind spezielle Kenntnisse und Fähigkeiten erforderlich. Eine Möglichkeit für den Erwerb ist die gezielte Weiterbildung des Personals. Dafür wurde ein modulares Konzept erarbeitet, das nach den Wünschen der jeweiligen Institution und entsprechend dem Wissens- und Erfahrungsstand der Teilnehmer angepasst werden kann. Das Modul 1 behandelt die Radiologische Charakterisierung und Freigabe. Die Wissensvermittlung erfolgt durch Vorträge der Lektoren und Teilnehmer. In etwa der Hälfte der Zeit wird die praktische Anwendung an Hand von konkreten Beispielen aus der Anlage oder simulierten Szenarien in Gruppen erarbeitet, im Plenum vorgestellt und diskutiert. Im Modul 2 zur Probenahme werden ausgehend von der Zielstellung der Probenahme die erforderlichen Randbedingungen erläutert und über einen Zeitraum von ca. zwei Wochen die Probenahmeverfahren und die Dokumentation eingeübt. Eine Erweiterung des Programms auf die Erstellung von Mess- und Probenahmepläne ist möglich. Dieses Konzept wurde für verschiedene Institution erfolgreich angewendet und ist für weitere geplant.

Summary
Radiological characterisation and clearance require specific knowledge and skills. Targeted professional training of the staff is one possibility to get this knowledge and skills. A modular concept was established, which allows adaption to specific requests of the institution and state of knowledge and skills of participants. Module 1 has focus on radiological characterisation and clearance and consist half-and-half of lectures and group works. In group works participants apply new knowledge to examples of the installation or simulated scenarios and afterwards they present and discuss the results. In module 2 about sampling the necessary boundary conditions of sampling are explained based on the goal of investigation. In the following two weeks the sampling procedures and documentation are trained. An extension of the programme to creation of measurement and sampling plans is possible. This concept was carried out for different institutions and is planned for some more.

Schlüsselwörter *Weiterbildung, radiologische Charakterisierung, Freigabe, Probenahme*
Keywords *professional training, radiological characterisation, clearance, sampling*

1. Veranlassung

In den nächsten Jahren muss in Deutschland und der Schweiz eine zunehmende Zahl von Kernkraftwerken, sonstigen kerntechnischen Anlagen, Beschleunigern und Einrichtungen, in denen mit radioaktiven Stoffen umgegangen wurde, zurückgebaut werden. Ein großer Teil des dabei anfallenden Materials kann freigegeben werden, da es keine bzw. nur eine geringfügige Aktivität aufweist. In der Schweiz wird an Stelle des Begriffs „Freigabe“ der Begriff „Befreiung“ verwendet. Für die radiologische Charakterisierung und die Freigabe von Anlagenteilen, Gebäudestrukturen, Bodenflächen und Abfällen werden Kenntnisse und Fähigkeiten benötigt, die beim Betrieb der Anlagen in dieser Form noch nicht erforderlich waren. Um diese Kenntnisse und Fähigkeiten zu erlangen, gibt es verschiedene Möglichkeiten:

- Die Leistungen können von Fremdfirmen mit einschlägigen Erfahrungen als Gesamtpaket eingekauft werden.
  Dadurch können die gewünschten Arbeiten rasch von kompetentem Personal erledigt werden. Allerdings verursacht das gegebenenfalls höhere Kosten, man ist von der Fremdfirma abhängig und kann deren Arbeit nur bedingt nachvollziehen und beurteilen. Es bildet sich nur eingeschränkt eigene Kompetenz.

- Die Erfahrungen können selbst gesammelt werden.
  Die Beschäftigung des eigenen Personals ist zum Erhalt der Stammbelegschaft und der Anlagenkenntnis vorteilhaft, weist aber in der Anfangszeit nur ein geringes Tempo und höhere Fehleranfälligkeit auf, da viele Tätigkeiten neu sind. Die erworbenen Kenntnisse können im Anschluss unternehmensintern und gegebenenfalls auch auf dem Markt angeboten werden.

- Das eigene Personal kann durch Erfahrungsträger anderer Institutionen weitergebildet werden.
  Das eigene Personal bekommt rasch, ziel- und praxisorientiert die Grundlagen für die künftigen Tätigkeiten auf der Basis von Erfahrungen vergangener Projekte vermittelt und kann diese auch unter Anleitung einüben. Auf Fehlermöglichkeiten und Verbesserungspotential wird durch die Trainer hingewiesen. Durch spätere Wiederholungs- und Aufbauschulungen lassen sich die Kenntnisse und Fähigkeiten weiter verbessern und Optimierungspotentiale nutzen.

Diese Möglichkeiten werden in der Praxis sinnvollerweise kombiniert. Nach Schulung des eigenen Personals können z.B. die Tätigkeiten von Fremdfirmen besser vorbereitet und koordiniert und die Ergebnisse einfacher beurteilt werden.

Die Autoren wurden von verschiedenen Institutionen mit der Bitte um Schulungen auf den Gebieten radiologische Charakterisierung und Freigabe angesprochen und haben daraufhin gemeinsam ein individuell anpassbares Programm erstellt, das die spezifischen Wünsche der jeweiligen Institution und den Wissens- und Erfahrungsstand der Teilnehmer berücksichtigt. Die Möglichkeiten reichen da von Grundlagenvermittlung über Auffrischungskurse bis zu Fachdiskussionen spezieller Fragen mit bereits erfahrenem Personal. Der unterschiedliche Erfahrungshintergrund der Dozenten als Betreiber, Dienstleister bzw. Gutachter ermöglicht dabei verschiedene Blickwinkel auf die Problematik.

2. Weiterbildungskonzept

2.1 Allgemeines

Im Laufe der durchgeführten Veranstaltungen ist ein modulares Konzept entstanden, dass es ermöglicht, flexibel auf die Bedürfnisse der jeweiligen Einrichtung einzugehen. Ausgehend von den rechtlichen und wissenschaftlich-technischen Grundlagen werden praktische Handlungsanleitungen für die einzelnen Phasen der radiologischen Charakterisierung und Freigabe abgeleitet und in Gruppenarbeiten geübt. Die Mitarbeiter der Einrichtung werden auch bei der Kenntnisvermittlung aktiv einbezogen, indem sie z. B. den Aufbau der Anlage und Möglichkeiten der Aktivierung und der Kontamination von Anlagenteilen und Materialien darstellen oder über den Stand der historischen Erkundung und selbst entwickelte Tools berichten.

Für den Schulungserfolg ist die Anpassung des Programms an die jeweilige Anlage, die anstehenden Aufgaben sowie an Qualifikation und Erfahrungshintergrund des Personals von großer Bedeutung.

Module des beschriebenen Weiterbildungskonzepts wurden bereits bei internationalen Workshops der IAEA in Bangkok und Hanoi, in Workshops im CERN (Genf, CH), dem Paul Scherrer Institut und in der Schule für Strahlenschutz am Paul Scherrer Institut (beide Villigen, CH) und in den Kernkraftwerken Brunsbüttel, Grafenrheinfeld und Krümmel durchgeführt. Workshops für weitere Einrichtungen sind geplant.

Neben der praktischen Bedeutung für die jeweilige Institution sind solche Schulungen auch zur Erweiterung des Kreises kompetenter Fachleute für die anstehenden umfangreichen Aufgaben im nationalen Rahmen und allgemein zum Kompetenzerhalt auf den Gebieten radiologische Charakterisierung und Freigabe erforderlich.

2.2 Modul 1: Radiologische Charakterisierung und Freigabe

Das erste Modul richtet sich insbesondere an wissenschaftlich-technisches Personal, das die radiologische Charakterisierung und die Freigabe einschließlich Freimessung planen, koordinieren und durchführen soll. In diesem Modul werden folgende Themen behandelt:

- rechtliche Grundlagen und Genehmigungsverfahren
- historische Erkundung
- Herkunft der Aktivität (Aktivierung, Kontamination)
- Ablauf der radiologischen Charakterisierung
- Probenahme und Probenaufbereitung
- Analytik
- Hochrechnungsfaktoren und Nuklidvektoren
- Messverfahren
    - Dosisleistungsmessung
    - Oberflächenkontaminationsmessung
    - In-situ-Gammaspektrometrie
    - Gesamt-Gamma-Messung (Freimessanlage)
- Messunsicherheit und charakteristische Grenzen nach DIN ISO-Reihe 11929
- Freigabe- und Freimessstrategien
- konventionelle Schadstoffe
- Organisation
- Lagerung und Entsorgung
- Erstellung von Mess- und Probenahmeplänen für die Freigabe

- Dokumentation
- Qualitätsmanagement

Zur Vermittlung des Wissens dienen neben Vorträge der Lektoren auch Vorträge der Teilnehmer sowie Besichtigungen und Vorführungen der vorhandenen Messtechnik. Zusammenfassungen zu einzelnen Themen z. B. zu Vor- und Nachteilen der Messverfahren werden im Plenum gemeinsam erarbeitet. Im Plenum können auch strategische Planungen zur Vorgehensweise bei aktuellen Problemstellungen diskutiert werden. In diesem Modul geht es aber auch um die praktische Anwendung des vermittelten Stoffes. Dabei soll das kreative Herangehen bei der Erarbeitung einer Freigabestrategie und der daraus abzuleitenden Schritte der radiologischen Charakterisierung und Freimessung geübt werden.

Abbildung 22: Gruppenarbeit und Ergebnisdiskussion

An Hand von konkreten Beispielen aus der Anlage oder simulierten Szenarien werden einzelne Phasen der radiologischen Charakterisierung und Freigabe in Gruppen erarbeitet, die Lösungen im Plenum vorgestellt und diskutiert (siehe Abbildung 1). Zur Veranschaulichung des Problems wird zuvor die Situation von einem Teilnehmer oder Lektor vorgestellt und soweit möglich vor Ort besichtigt. Die Gruppenarbeiten beanspruchen dabei ca. 50 % des Zeitbudgets und haben nach Meinung der Teilnehmer bei den bisher durchgeführten Schulungen wesentlich zum Erfolg beigetragen. Ein Beispiel für die Gliederung des Kurses ist in Abbildung 2 dargestellt.

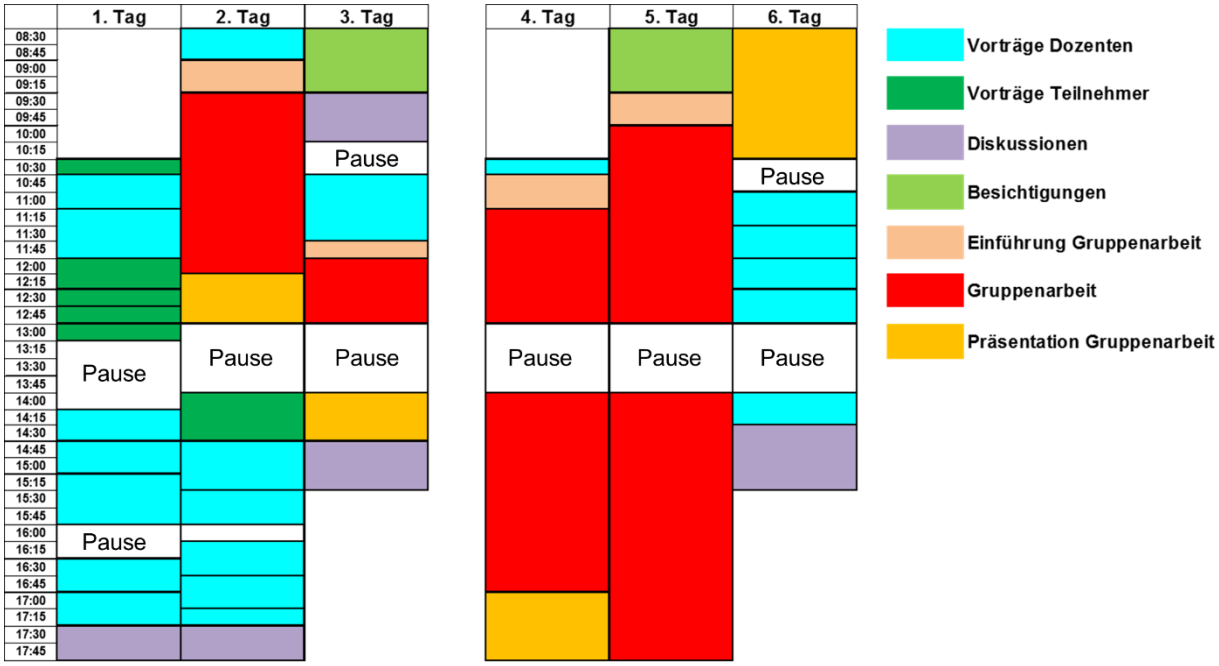


Abbildung 23: Beispiel für den Stundenplan des Moduls 1

Am Ende jedes Kurstages ist Zeit für ergänzende Fragen und das feed-back der Teilnehmer vorgesehen. Bei der Planung des Kurses und nach der Hälfte des Kurses wurden die Wünsche der Institution und der Teilnehmer erfragt, um so gut wie möglich auf die Bedürfnisse eingehen zu können. Anpassungen des Kursprogrammes sind dabei auch kurzfristig möglich.

2.3 Modul 2: Probenahme

Ein zweites Modul dient dem Erlernen und Üben von Probenahmeverfahren durch das technische Personal. Das kann aber auch für Mitarbeiter von Interesse sein, die später die Probenahme planen und koordinieren sollen. In diesem Modul wird die herausragende Bedeutung der Probenahme und ihrer Dokumentation für den Gesamtprozess vermittelt und auf die Besonderheiten in den einzelnen Phasen der radiologischen Charakterisierung eingegangen. Der generelle Ablauf einer Probenahme von der Planung über Vorbereitung, Durchführung, Verpackung, Dokumentation bis zur Lagerung und Transport ins Labor wird Schritt für Schritt erläutert. Die Auswahl der Probenahmeverfahren und Randbedingungen in Abhängigkeit von der Zielstellung der Untersuchung wird erläutert. Für die Probenahmeverfahren werden die Vor- und Nachteile und typische Fehlermöglichkeiten und Möglichkeiten ihrer Vermeidung dargestellt. Die einzelnen Probenahmeverfahren werden vorgestellt, demonstriert und praktisch eingeübt.

An die theoretische Vermittlung schließt sich eine Phase von ein bis zwei Woche an, in der die Teilnehmer in der Anlage die Probenahme unter Aufsicht der Trainer durchführen, so dass Fehler und Lücken des Wissens und Könnens zeitig korrigiert werden können. Dies lässt sich bei späteren Konsultationen zur Klärung offener Fragen und zur Überprüfung der Probenahmetätigkeit und der Dokumentation noch weiter verbessern. Analog kann das Modul auch für Messverfahren durchgeführt werden.

2.4 Modul 3: Mess- und Probenahmepläne

In einem dritten Modul soll die Erstellung von Mess- und Probenahmeplänen bei verschiedenen Szenarien und Aufgabenstellungen erläutert und an Beispielen geübt werden. Dabei können folgende Randbedingungen berücksichtigt werden:

- Aktivierung
- Kontamination durch Flüssigkeiten oder auf dem Luftpfad
- verschiedene Untersuchungsphasen (Vorerkundung, radiologische Charakterisierung, Kontrolle Dekontaminationserfolg, Entscheidungsmessungen)
- verschiedene Komponenten (z. B. Anlagenteile, Gebäudestrukturen, Bodenflächen)
- verschiedene Materialien (z. B. Metalle, Baumaterial, Boden)
- verschiedene Radionuklide

Dieses Modul richtet sich insbesondere an wissenschaftlich-technisches Personal, das die radiologische Charakterisierung und die Freigabe planen und koordinieren soll.

PRAKTISCHER STRAHLENSCHUTZ IM VIRTUELLEN RAUM

Jan-Willem Vahlbruch[1], Patrick Saalfeld [2], Sebastian Wagner [2], Bernhard Preim[2], Vivien Pottgießer[1], Clemens Walther [1]

[1]Leibniz Universität Hannover; [2]Otto-von-Guericke-Universität Magdeburg

Im Rahmen des MEET-CINCH-Projekts wurde ein virtuelles Radionuklidlabor zur Aus- und Weiterbildung von Behördenvertreter*innen entwickelt, da ihr praktisches Wissen eine wichtige Voraussetzung für die Gewährleistung des Strahlenschutzes ist. Dieses virtuelle Labor stellt einen zeitgemäßen Schritt zur Verbesserung der Zugänglichkeit von spezialisierter Laborinfrastruktur dar, da es von Behördenvertreter*innen jeder Zeit besichtigt werden kann und sie sich mit der Laborumgebung vertraut machen können. Aufgrund der durchweg positiven Rückmeldungen zum virtuellen Labor, wird dieses im Folgeprojekt Augmented-CINCH räumlich ausgebaut und um verschiedene Funktionen und Interaktionsmöglichkeiten erweitert. Zum einen soll den komplexen Anforderungen an Radionuklidlabore durch weitere Räume wie einem Schleusenbereich mit Hand-Fuß-Monitor Rechnung getragen werden und Behördenvertreter*innen sollen in der virtuellen Umgebung durch die Visualisierung von eigentlich Unsichtbarem ein besseres Verständnis für radiochemische Prozesse bekommen. Zum anderen wird die Zielgruppe im neuen Projekt erweitert. So sind für Studierende im neuen Labor virtuelle Experimente geplant. Diese sollen das breite Spektrum der möglichen Anwendungsgebiete von Radiochemie abbilden, indem neben dem Hauptlabor ein Raum für radiopharmazeutische Anwendungen und einer für Neutronenaktivierungsanalysen implementiert wird. Die Steuerung einiger Experimente wird mittels VR-Headset und Controllern möglich sein, um die Nutzer*innen tiefer in die virtuelle Umgebung eintauchen zu lassen. Außerdem erweitert diese Technik die möglichen Lernziele für ein virtuelles Experiment. Während bei einer Steuerung per Maus und Tastatur vor allem die richtige Abfolge der Arbeitsschritte im Vordergrund steht, können mit den Controllern handwerkliche Fähigkeiten wie beispielsweise die Benutzung eines Kontaminationsmonitors geübt werden. Darüber hinaus wird für Schüler*innen eine App für Smartphones programmiert, die mittels Augmented Reality Strahlung sichtbar macht.

FORTSCHRITTE BEIM DIGITALEN LERNEN IN DER KTE – EIN PRAXISBERICHT

ADVANCE IN DIGITAL LEARNING AT KTE – A FIELD REPORT

Lars Hegenbart

Kerntechnische Entsorgung Karlsruhe GmbH, Deutschland

Zusammenfassung
Die Mitarbeiter der KTE müssen regelmäßig Schulungen in den Bereichen Strahlenschutz, Arbeitssicherheit, Brandschutz und Betriebskunde absolvieren. Bereits seit 2017 werden jährliche Schulungen in der Grundstufe mit interaktiven E-Learning-Modulen durchgeführt, die durch ein Learning Management System (LMS) verwaltet werden. Schulungen auf mittlerer und hoher Stufe werden seit dem Beginn der Corona-Pandemie online durchgeführt. Schulungen, die Standortbegehungen enthalten, wurden ebenfalls virtuell durchgeführt. Erfolgskontrollen und Unterschriftleistungen können online erfolgen. Die Aufsichtsbehörde bestätigte der KTE, dass die neuen von der KTE angewandten digitalen Methoden zielführend sind.

Summary
Employees of KTE need to pass regular trainings in the areas of radiation protection, occupational safety, fire protection, and general plant safety. Since 2017 already, has annual training on a basic level been performed using interactive e-learning modules integrated in a Learning Management System (LMS). Intermediate- and high-level trainings have been performed online since the start of the Corona pandemic. High-level trainings including site inspections were also performed virtually. Control of success and the attachment of signatures can take place online. The supervisory authority confirmed the efficiency of all these new methods applied by KTE.

Schlüsselwörter *E-Learning, Live-Online-Training, virtuelle Begehungen, Zwei-Faktor-Authentifizierung, Genehmigungsbescheid*
Keywords *E-Learning, live-online-training, virtual site inspection, two-factor authentication, decision*

1. Einleitung

1.1 Ausgangslage

Die Kerntechnische Entsorgung Karlsruhe GmbH (kurz: KTE) ist zuständig für alle Rückbauaktivitäten an stillgelegten kerntechnischen Versuchs- und Prototypanlagen am Standort Karlsruhe KIT Campus Nord sowie für die notwendigen Entsorgungstätigkeiten der nuklearen Abfälle. Alleinige Gesellschafterin der KTE ist die bundeseigene EWN Entsorgungswerk für Nuklearanlagen GmbH. Jede Anlage und Einrichtung der KTE hat ihre eigene atomrechtliche Genehmigung und ihr eigenes atomrechtliches Regelwerk.

Alle Mitarbeiter der KTE müssen jährlich eine Unterweisung in der Grundstufe (Stufe 1) in den Bereichen, Strahlenschutz, Arbeitssicherheit, Brandschutz und Betriebskunde absolvieren, die sich an der Richtlinie über die Gewährleistung der notwendigen Kenntnisse der beim Betrieb von Kernkraftwerken sonst tätiger Personen (GMBl 2001, Nr. 8 S. 153) orientiert. Die Unterweisung der Stufe 1 im Bereich Strahlenschutz gilt auch als Unterweisung nach § 63 StrlSchV.

Mitarbeiter, die im Arbeitserlaubnisverfahren eine höherer Verantwortung übernehmen (Arbeitsverantwortliche, federführende technische Klärer, Aufsichtführender vor Ort (AvO)), müssen alle drei Jahre eine Unterweisung auf mittlerem (Stufe 2) und hohem Niveau (Stufe 3) in den oben genannten Bereichen absolvieren. Im Bereich Strahlenschutz müssen die Einsatzlenker die Stufe 3 absolvieren. Darüber hinaus ist insbesondere für Strahlenschutzbeauftragte der KTE die Aktualisierung der Fachkunde nach StrlSchV § 48 alle fünf Jahre durch die Teilnahme an einem anerkanntem Kurs nachzuweisen (Abb. 1).

Abb. 1: Strahlenschutzschulungen in der KTE (Wiederholungsintervall, Niveau der Unterweisung nach Richtlinie bzw. StrlSchV, Anzahl des betroffenen Personals)

1.2 Rechtlicher Rahmen

Die Unterweisungen werden durchgeführt, um den betrieblichen Regelungen der KTE zu entsprechen. Die atomrechtlichen Regelungen bezüglich der Aus- und Weiterbildung wurden für alle Anlagen und Einrichtungen der KTE harmonisiert in einem sogenannten Rahmen-Aus- und Weiterbildungsprogramm (RAuWP) der KTE. Das bedeutet, dass Mitarbeiter aller Anlagen und Einrichtungen sowie die Mitarbeiter der übergreifend tätigen Organisationseinheiten, wie z.B. Strahlenschützer oder Instandhalter die gleichen Schulungsstandards haben.

Die Schulungsinhalte sind abgeleitet aus den Anforderungen aus der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV § 63*) und der Richtlinie über die Gewährleistung der notwendigen Kenntnisse der beim Betrieb von Kernkraftwerken sonst tätigen Personen (vom 30. November 2000, Gemeinsames Ministerialblatt 2001, Nr. 8, S. 153). Darüber hinaus werden auch Inhalte geschult, die nicht in der Richtlinie enthalten sind, so z.B. das Thema der radiologischen Freigabe, die beim Rückbau von kerntechnischen Anlagen für den Strahlenschutz eine zentrale Rolle spielt. Durch die

Unterweisungen werden auch einige Unterweisungspflichten nach Arbeitsschutzgesetz (ArbSchG § 12) erfüllt.

---

* Hinweis: Die Strahlenschutzverordnung legt fest, dass Personen, die im Rahmen einer genehmigungsbedürftigen Tätigkeit tätig werden und/oder den Zutritt zu einem Kontrollbereichs erhalten sollen, vor Aufnahme der Tätigkeit und danach mindestens einmal jährlich unterwiesen werden müssen.

2. Digitale Fortschritte

2.1 E-Learning-Module

Bereits seit 2017 wird die jährliche Unterweisung auf Grundniveau (Stufe 1) mit interaktiven E-Learning-Modulen durchgeführt (Abb. 2). Etwa 2000 Teilnehmer absolvieren jedes Jahr diese Unterweisung in der KTE.

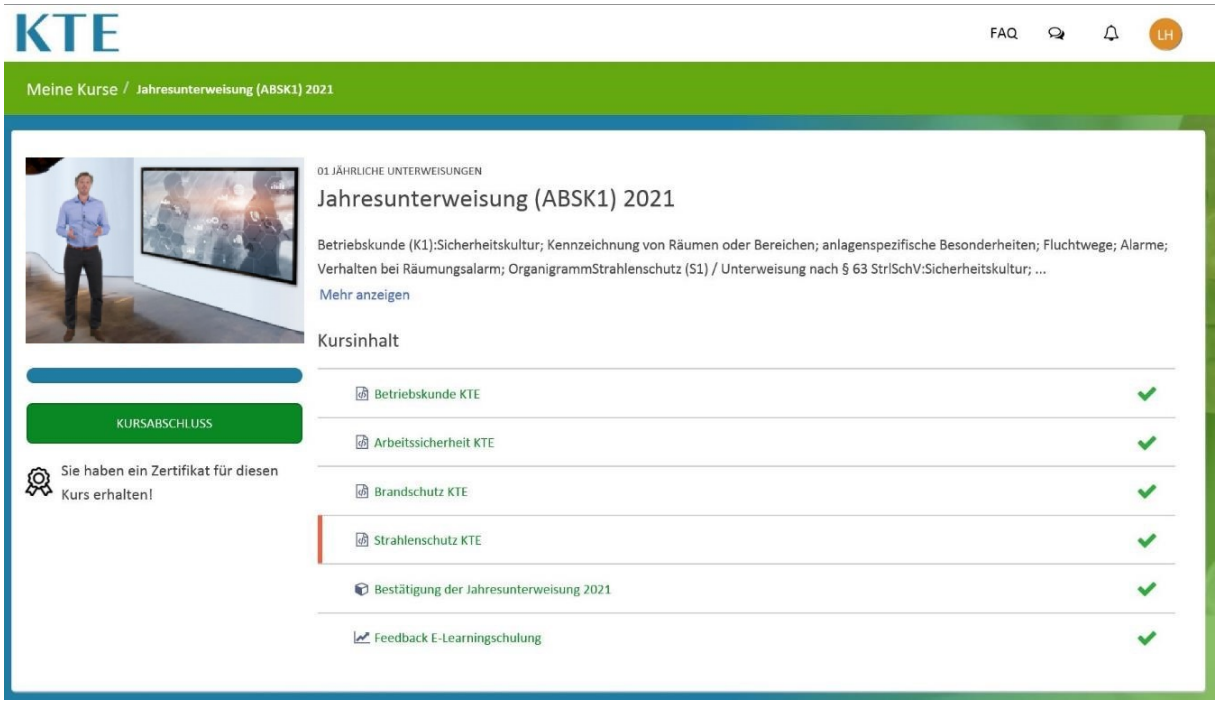


Abb. 2: Ansicht im Learning Management System (LMS) der KTE auf die jährliche Unterweisung

Nach der Strahlenschutzverordnung hat die Strahlenschutzunterweisung mündlich in verständlicher Form zu erfolgen. Die Behörde kann aber zulassen, dass die Unterweisung durch E-Learning oder durch audiovisuelle Medien durchgeführt wird. In diesem Fall muss sichergestellt sein, dass eine Erfolgskontrolle stattfindet und die zu Unterweisenden die Möglichkeit haben, Nachfragen zu stellen (StrlSchV § 63 (3)). Die KTE hat für die E-Learning-Unterweisung einen entsprechenden Bescheid von der zuständigen Behörde erhalten. Der Bescheid wurde auf fünf Jahre befristet und muss für eine darüber hinaus gehende Gültigkeit überprüft werden.

Die Anforderungen aus der Strahlenschutzverordnung werden wie folgt umgesetzt. Zu Beginn der Strahlenschutzunterweisung wird ein fachkundiger Ansprechpartner mit seinen Kontaktdaten (Telefonnummer und E-Mailadresse) für Nachfragen genannt, der zu normalen Arbeitszeiten erreichbar ist. Am Ende der Unterweisung findet eine Erfolgskontrolle statt. Fünf Fragen aus einem Pool von 20 Fragen werden per Zufallsgenerator ausgewählt. Mindestens vier Fragen müssen richtig beantwortet werden, um die Erfolgskontrolle zu bestehen. Auch die Dauer der Unterweisung ist vorgegeben. Die Richtlinie für Personal in Kernkraftwerken schreibt vor, dass eine Schulung in der Grundstufe mindestens eine halbe Stunde dauern muss. Das E-Learning wurde entsprechend gestaltet. Natürlich kann es auch länger dauern, je nach individuellem Tempo des Schulungsteilnehmers.

Die E-Learning-Module werden in einem sogenannten Learning Management System (LMS) verwaltet. Je nach Funktion werden den Mitarbeitern Schulungen zugewiesen. Die Mitarbeiter können sich einloggen und ihren Schulungsstatus überprüfen, sich für Schulungen anmelden, E-Learning-Module starten und am Ende Zertifikate über bestandene Schulungen herunterladen. Vorgesetzte können den Schulungsstatus ihrer Mitarbeiter im LMS verfolgen.

2.2 Live-Online-Training bei Stufen 2 und 3

Unterweisungen in den Stufen 2 und 3 in allen vier Bereichen, einschließlich Strahlenschutz, sind für Mitarbeiter, die im Arbeitserlaubnisverfahren eine höhere Verantwortung tragen, obligatorisch. Bislang wurden diese Schulungen in Form von Präsenzvorträgen durchgeführt und alle drei Jahre wiederholt. Während der ersten Welle der Corona-Pandemie in 2020 musste die KTE die Präsenzveranstaltungen einstellen. Live-Online-Trainings, also das Abhalten der Unterweisung über eine audiovisuelle Verbindung am PC-Arbeitsplatz, wurden kurzerhand in der KTE eingeführt. Die Referenten der KTE mussten innerhalb kurzer Zeit mit entsprechender Soft- und Hardware ausgerüstet werden und sich mit der neuen Technik vertraut machen (Abb. 3).
Erste Testunterweisungen fanden mit einer kleinen Anzahl von Schulungsteilnehmern statt. Zeitgleich wurde der Kontakt mit der zuständigen Behörde gesucht. So wurden Behördenvertreter zu den Life-Online-Trainings eingeladen und die Einladungen wurden angenommen. Die Behördenvertreter stimmten im Anschluss ihrer Teilnahme der neuen alternativen Unterweisungsform grundsätzlich zu. Es wurden aber auch einige Vorgaben aufgestellt, die das Teilnehmerfeedback betreffen.

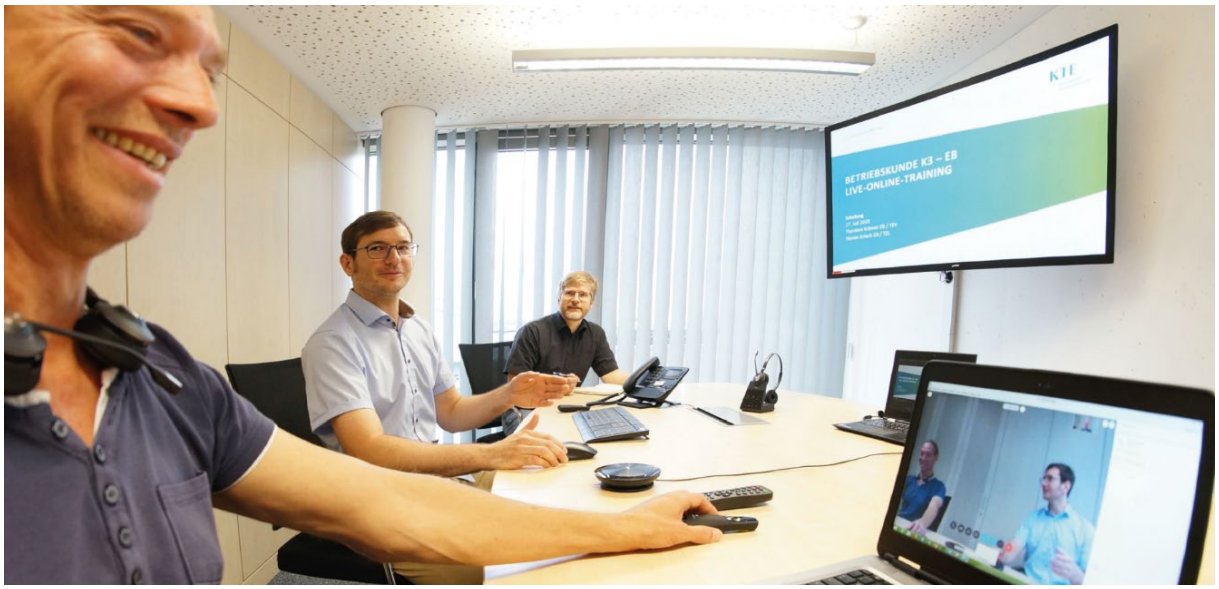


Abb. 3: Referenten in ihrem „Studio“ bei der Durchführung eines Live-Online-Trainings

Die Behördenvertreter forderten den Einsatz von Webcams zur Verbesserung der visuellen Kommunikation in beide Richtungen, vom Teilnehmer zum Referent und vom Referent zum Teilnehmer.

Zur visuellen Kommunikation gehören z. B. auch das Winken oder Gesichtsausdrücke, die dem Referenten eine Rückmeldung geben, ob es Unklarheiten gibt. Außerdem kann der Schulungsteilnehmer identifiziert und seine Anwesenheit damit überprüft und dokumentiert werden. Um eine gute Audioverbindung zu gewährleisten, werden Headsets empfohlen.

Die Behördenvertreter forderten auch eine Erfolgskontrolle, um die Wirksamkeit des Live-Online-Trainings festzuhalten. Zu diesem Zweck wurden zunächst Papierfragebögen eingesetzt und an die

Schulungsteilnehmer verteilt. Die Referenten werteten die Antworten in den Fragebögen manuell aus und entschieden, ob sie mit dem Schulungsteilnehmer Rücksprache halten müssen, um Missverständnisse zu klären. Mindestens vier von fünf Antworten mussten richtig sein, um ohne weitere Rücksprache die Erfolgskontrolle zu bestehen.

Inzwischen sind die Papierfragebögen durch elektronische Fragebögen ersetzt worden, die mit Articulate 360 erstellt wurden (Abb. 4). Diese Software wird auch zur Erstellung von E-Learning-Modulen verwendet. Der Referent muss nun nur noch die Teilnahme des Schulungsteilnehmers bestätigen. Das LMS prüft dann automatisch, ob der Fragebogen korrekt ausgefüllt wurde und kennzeichnet die Unterweisung erst dann als abgeschlossen.

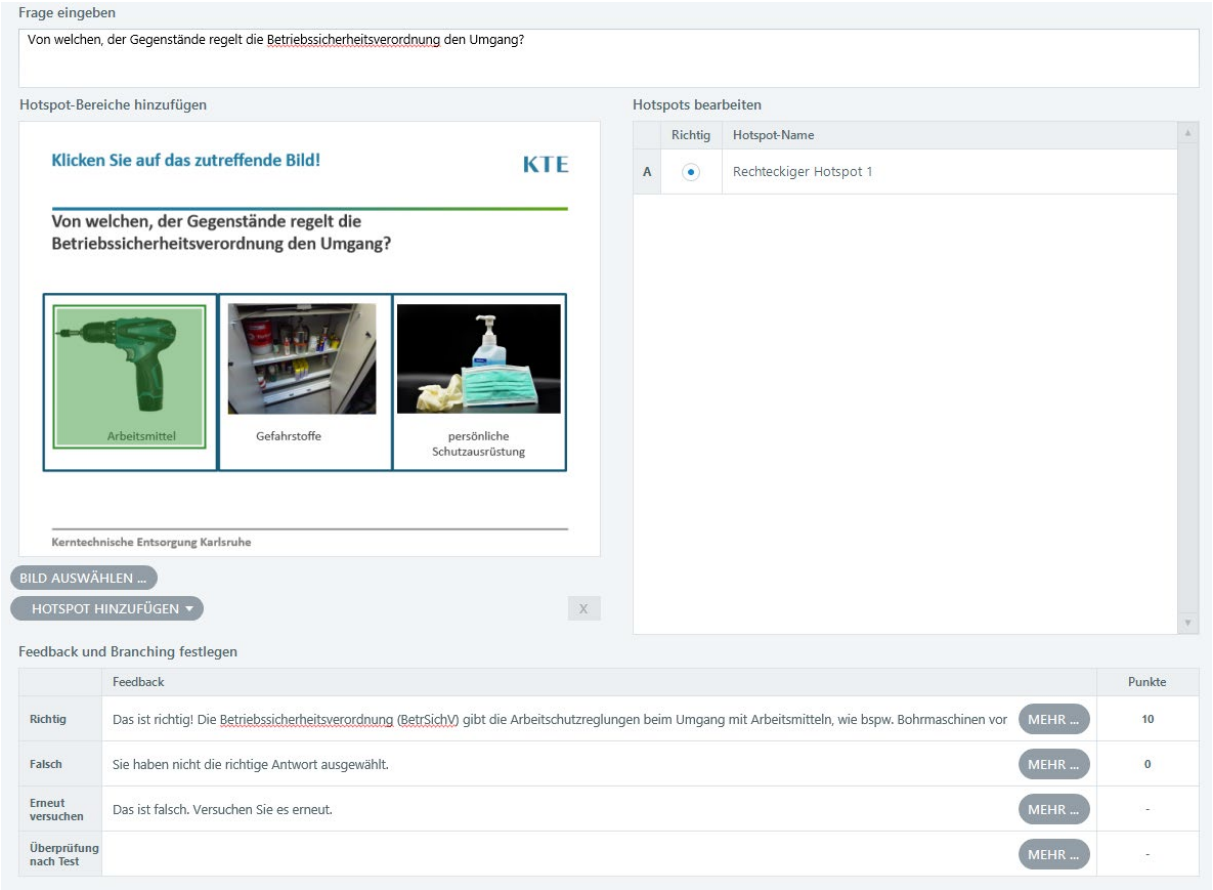


Abb. 4: Erstellen von elektronischen Fragebögen mit Articulate 360.

2.3 Virtuelle Begehungen

Die Betriebskundeunterweisungen der Stufe 3 beinhalten auch Betriebsbegehungen. Aufgrund der Corona-Pandemie ist es schwierig, eine Gruppe von Personen durch die Anlage zu führen. Bei mündlichen Erläuterungen des Referenten ist es gerade in Bereichen mit erhöhtem Lärmpegel schwierig, die gebotene Distanz einzuhalten.

Aus diesem Grund haben die Referenten eine Art Diashow erstellt, die im Rahmen eines Live-Online-Trainings als Ersatz für eine Begehung vor Ort präsentiert werden kann. Es wurden Diashows entwickelt, die den Schulungsteilnehmer in die Anlage hineinführen. Der Zugang wird schrittweise mit Bildern dargestellt. Startpunkt ist ein Luftbild der Anlage (Abb. 5), in das dann schrittweise hineinzoomt wird zum tatsächlichen Eingang der Anlage. Sicherlich kann man hier statt Standbildern auch Videoaufnahmen verwenden. Das bedeutet natürlich einen Mehraufwand, der während des ersten Lock-Downs mit verfügbaren Mitteln nicht geleistet werden konnte. Die Vorteile der virtuellen Anlagenbegehung sind die folgenden: Es können Bilder gezeigt werden, die vor Ort nicht zu sehen sind, wie z. B. Prozessablaufpläne, einen Blick in einen Sperrbereich oder in

den Ofen einer Verbrennungsanlage. Detailbilder können im Live-Online-Training gezeigt werden und sind für alle Schulungsteilnehmer gut sichtbar und zwar ohne Gedränge an Schaubildern oder Sichtfenstern vor Ort. Die akustische Verständigung ist besser ohne laute Geräusche von Maschinen oder Lüftungsanlagen. Außerdem spart eine virtuelle Begehung viel Zeit, die normalerweise beim Betreten von Kontrollbereichen mit allen Strahlenschutzmaßnahmen aufgewendet werden muss. Weiterhin entfällt eine mögliche Strahlenexposition. Nachteile, insbesondere für neue Mitarbeiter, sind ein schlechteres Orientierungsgefühl im Gebäude und die fehlende Erfahrung der Durchführung des Zugangsverfahrens sowie der Strahlenschutzmaßnahmen in der jeweiligen Anlage. Ebenso können das vor Ort tätige Personal und die Ansprechpartner vor Ort virtuell nicht angetroffen werden für ein gemeinsames Kennenlernen.

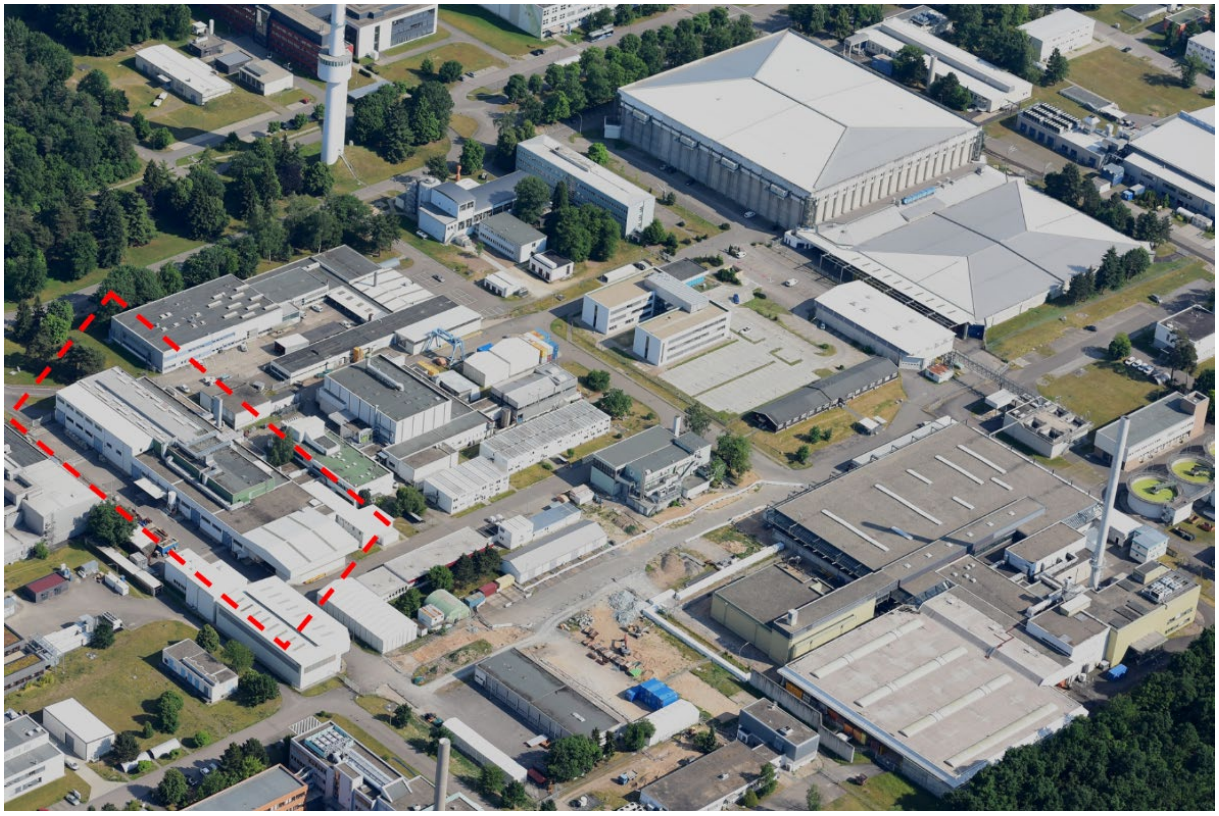


Abb. 5: Luftbild der Anlage als Startpunkt für eine virtuelle Begehung

Aber auch hier wurde von der zuständigen Behörde bestätigt, dass diese neue Methode der virtuellen Anlagenbegehung geeignet ist, um sich zumindest einen Überblick über die Anlage und deren Sicherheitseinrichtungen zu verschaffen. Die genannten Nachteile können durch die obligatorische Einweisung durch den Vorgesetzten vor Ort kompensiert werden. Die Einweisung findet meist bilateral vor dem Beginn der selbständigen, eigenverantwortlichen Arbeitsaufnahme des Schulungsteilnehmers statt und umfasst neben Sicherheitshinweisen auch die technischen und organisatorischen Details der durchzuführenden Arbeiten.

2.4 Zwei-Faktor-Authentifizierung

Die handschriftliche Unterschrift ist traditionell die sicherste Bestätigung eines Teilnehmers für eine korrekt durchgeführte Schulung. In Zeiten von Online-Banking verliert die handschriftliche Unterschrift jedoch an Bedeutung. Bis zum Jahr 2020 mussten E-Learning-Zertifikate ausgedruckt und, vom Schulungsteilnehmer handschriftlich unterschrieben, an die Ausbildungsabteilung geschickt werden. Dort wurden sie eingescannt und in einer Schulungsnachweisdatenbank abgelegt.

Die KTE hat dieses Thema mit der zuständigen Behörde besprochen, um diesen Prozess für alle Beteiligten zu erleichtern. Der Zugang zum LMS erfolgt über ein Login und ist damit bereits mit

einem Passwort geschützt. Der Funktionsumfang des LMS wurde dennoch um ein Zwei-Faktor-Authentifizierungsverfahren erweitert. Dieses Verfahren wird am Ende der Unterweisung eingesetzt und ermöglicht es dem Schulungsteilnehmer, seine Teilnahme ohne handschriftliche Unterschrift zu bestätigen. Als zweiter Faktor wird ein Code an die im LMS registrierte E-Mail-Adresse oder an eine registrierte Mobilfunknummer gesendet. Der Schulungsteilnehmer wird aufgefordert, den Code einzugeben, um zu bestätigen, dass er die Unterweisung verstanden hat und die Unterweisung selbstständig abgeschlossen hat. Die zuständige Behörde hat der Verwendung dieser neuen Methode der Authentifizierung in der KTE zugestimmt. Es wurde beantragt, diese Zustimmung auch in den behördlichen Bescheid (nach StrlSchV § 63 (3), siehe 2.1) entsprechend aufzunehmen.

2.5 Fazit

Die Corona-Pandemie förderte das digitale Lernen in der KTE. E-Learning und Live-Online-Trainings halfen der KTE, ihre Ausbildungsanforderungen im Jahr 2020 zu erfüllen. Neue Techniken für das digitale Lernen wurden von der Behörde genehmigt.

2.6 Zukunftsaussichten

Für die Stufe-2-Wiederholungsunterweisungen sollen E-Learning-Module entwickelt werden, so auch für den Bereich Strahlenschutz. Die Behörde soll über den aktuellen Stand der Entwicklung des Moduls auf dem Laufenden gehalten werden. Die KTE erwartet die Rückmeldung der Behördenvertreter und hofft schließlich auf die behördlich bestätigte Freigabe zum Einsatz von E-Learning-Modulen auch in Stufe-2-Unterweisungen.

Nach dem Ende der Corona-Pandemie ist außerdem geplant, verstärkt auf das sogenannte Blended Learning zu setzen. Das bedeutet, dass grundlegende Informationen, die sich über eine längere Zeit nicht wesentlich ändern, in E-Learning-Modulen vermittelt werden. Aktuelle Informationen werden hingegen in einem zusätzlichen Präsenzvortrag präsentiert. Denkbar ist auch die Kombination von Ortsbegehungen mit Life-Online-Trainings. Auf diese Weise können die Vorteile beider Methoden genutzt werden.

3. Danksagung

Der Autor möchte sich bei allen Kollegen bedanken, die zum Erreichen des in dieser Arbeit erwähnten Fortschritts beigetragen haben, insbesondere beim Team von TST und allen beteiligten Referenten der KTE, die diesen Fortschritt ermöglicht haben.

CORONA-PANDEMIE UND ONLINE-KURSE – LESSONS LEARNT

PRACTICAL RADIATION PROTECTION IN VIRTUALITY

Jan-Willem Vahlbruch[1], P. Saalfeld [2], S. Wegner[2], B. Preim[2], V. Pottgiesser[1], C. Walther[1]

[1]Institut für Radioökologie und Strahlenschutz, Leibniz Universität Hannover, Deutschland
[2]Institut für Simulation und Graphik, Otto-von-Guericke Universität Magdeburg, Deutschland

Zusammenfassung
*Zur aktiven Nachwuchsförderung und Modernisierung der Lehre im Bereich Radiochemie und Strahlenschutz werden zwei innovative digitale Anwendungen vorgestellt. Ein virtuelles Labor, in dem die Anwender*innen radiochemische Experimente durchführen und Radioaktivität und Strahlenschutz auf vielen verschiedenen Ebene vermittelt bekommen und eine AR-App, die einen Schulversuch ersetzten kann, wenn die nötigen Ressourcen an der Schule nicht vorhanden sind. Beide Anwendungen gehen auf die individuellen Bedürfnisse von Lernenden ein und greifen moderne Medien als Lernwerkzeug auf.*

Summary
Two innovative digital applications are presented to actively promote young scientists and modernize teaching in the field of radiochemistry and radiation protection. A virtual lab where users can perform radiochemistry experiments and learn about radioactivity and radiation protection on many different dimensions, and an AR app that can replace a school experiment if the necessary resources are not available at the school. Both applications address the individual needs of learners and use modern media as a learning tool.

Schlüsselwörter *Virtuelles Labor, AR-App, Ausbildung, Visualisierung*
Keywords *Virtual laboratory, AR-App, education, visualisation*

1. Einleitung

Die Digitalisierung nimmt in allen Lebensbereichen zu und digitale Medien haben schon lange Einzug in Klassenräume und Kursstätten gehalten. Durch die Verfügbarkeit von immer mehr Rechenleistung auf kommerziellen PCs und Smartphones eröffnen sich durch 3D-Anwendungen neue Möglichkeiten der Visualisierung und Interaktion in der virtuellen Welt. Die Ausbildung im Strahlenschutz sowie der gesamte Themenbereich Radioaktivität ist für den Einsatz von virtuellen Anwendungen prädestiniert, denn zum einen kann das eigentlich Unsichtbare, nämlich ionisierende Strahlung, sichtbar gemacht werden und zum anderen ist der virtuelle Raum frei von Zugangsbeschränkungen und kann jederzeit betreten werden.
Unabhängig von Zielgruppe und Thema lässt sich eine gesteigerte Motivation der Lernenden feststellen, wenn sie sich im virtuellen Raum bewegen, da das Lernen dadurch einen spielerischen Charakter bekommt. Studien zeigen, dass didaktisch durchdachte 3D-Anwendungen klassische Lehrmethoden sinnvoll ergänzen und den Lernerfolg steigern können.[1]
Die Serie von CINCH Projekten (www.cinch-project.eu) widmet sich der Entwicklung von modernen und innovativen Lehrkonzepten im Bereich Radiochemie und Strahlenschutz und kann durch die mittlerweile über 10-jährgie Zusammenarbeit des internationalen Konsortiums auf ein großes Repertoire von digitalen Experimenten, online Vorlesungen und weiteren Anwendungen

zurückgreifen. Bereits im Jahr 2019 wurde im Rahmen von MEET-CINCH[1] der Prototyp (s. Abb. 2) eines virtuellen Radionuklidlabors zur Schulung von Behörden-vertreter*innen vorgestellt, welches großen Anklang fand. Dieses virtuelle Labor wird im Folgeprojekt A-CINCH[2] sowohl räumlich als auch in Bezug auf mögliche Interaktionen erweitert, so dass es auf vielseitige Weise in Lehre und Ausbildung eingesetzt werden kann. Ein weiteres Projekt innerhalb von A-CINCH ist eine Augmented Reality (AR) App für Smartphones, die Strahlung sichtbar werden lässt und einen früher gängigen Schulversuch digitalisiert, indem sie auf dem Bildschirm des Smartphones eine erweiterte Realität über das Kamerabild legt. Beide Anwendungen stehen nach der Fertigstellung zum kostenfreien Nutzung zu Verfügung.

Abb. 11: Prototyp des virtuellen Radionuklidlabors, das hinsichtlich seiner Genehmigungs-fähigkeit gemäß DIN 25425 geprüft werden kann.

2. VR-Labor

Der Prototyp des virtuellen Radionuklidlabors, der nur aus einem Raum besteht, ist vor allem für die Aus- und Weiterbildung von Behördenvertreter*innen ausgelegt und die verschiedenen Versionen des Labors können auf ihre Genehmigungsfähigkeit gemäß der in der DIN 25425 definierten Anforderungen bei einem virtuellen Rundgang geprüft werden. Die Zielgruppe des erweiterten Labors ist größer gefasst und die Anwender*innen können im Labor arbeiten, statt es nur zu besichtigen. Virtuelle Experimente mit unterschiedlichem Anforderungsniveau sollen sowohl bei Schülerinnen und Schülern das Interesse an einer naturwissenschaftlichen bzw. radiochemischen Ausbildung oder Studium wecken als auch Studierende auf Praktika im realen Labor vorbereiten oder als Ergänzung zu Vorlesungsinhalten dienen. Bei der baulichen Erweiterung wird auch den besonderen Anforderungen an ein Radionuklidlabor Rechnung getragen, was das Labor wieder besonders für Behördenvertreter*innen interessant macht, die am Anfang ihrer Karriere stehen und beispielsweise mit dem Ein- und Ausschleusen aus einem Kontrollbereich noch nicht vertraut sind. Abb. 2 zeigt den Grundriss des erweiterten Labors.

[1]A aus dem Euratom-Forschungs- und Ausbildungsprogramm 2014-2018 unter der Finanzhilfevereinbarung Nr. 754972 gefördert.

[1]A Modular European Education and Training Concept In Nuclear and RadioCHemistry dieses Projekt wurde mit Mitteln aus dem Euratom-Forschungs- und Ausbildungsprogramm 2014-2018 unter der Finanzhilfevereinbarung Nr. 754972 gefördert.

[2] Augmented Cooperation in Education and Training in Nuclear and Radiochemistry dieses Projekt wurde mit Mitteln aus dem Euratom-Forschungs- und Ausbildungsprogramm 2019-2020 unter der Finanzhilfevereinbarung Nr. 945301 gefördert

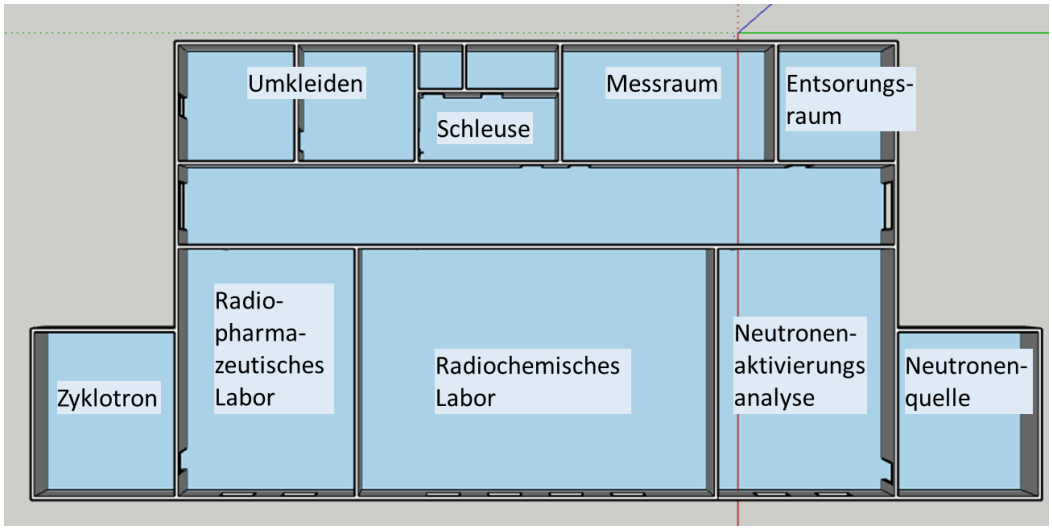


*Abb. 12: Grundriss des erweiterten virtuellen Labors. Jeder Raum wird entsprechend seiner Nutzung eingerichtet und die Anwender*innen haben einen hohen Freiheitsgrad zur Interaktion mit dem Interieur.*

Die Nutzer*innen betreten das Labor links oben über ein mehrstufiges Umkleiden- und Schleusensystem und können sich dabei in einer kurzen Übung mit der persönlichen Schutzausausrüstung, wie Überschuhen und Dosimetern, und der Kontaminationsmessung beim Betreten und Verlasen eines Kontrollbereichs vertraut machen. Von der Schleuse gelangen sie in den Flur, der horizontal die übrigen Räume des Labortraktes miteinander verbindet. Oberhalb des Flures befindet sich mittig ein Messraum, in dem verschiedene Analysegeräte platziert werden. Um die gesamte Breite der Radioanalytik darzustellen, kommen nicht nur Detektoren zur Quantifizierung der verschiedenen Radionuklide zum Einsatz, sondern auch Instrumente zur Elementar- und Spurenanalyse wie ein Massen-spektrometer. Rechts neben dem Messraum liegt der Raum zur Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen. Die Nutzer*innen bekommen so einen Einblick in die fachgerechte Entsorgung solcher Abfälle. Hier bietet sich die Möglichkeit einen Sperrbereich einzurichten und die besonderen Anforderungen an Bereiche mit erhöhter Ortsdosisleistung zu beleuchten. Unterhalb des Flures befinden sich die radiochemischen Labore. Im größten Labor in der Mitte können virtuelle Experimente durchgeführt werden, die z.T. eine nass-chemische Aufarbeitung der Proben beinhalten. Die beiden Labore rechts und links sind für spezialisierte Anwendungen im Bereich Radiopharmazie und Neutronenaktivierungsanalyse ausgestattet. Dafür schließt sich an beide Räume jeweils ein zusätzlicher Raum an, in dem ein Zyklotron zur Herstellung von Radionukliden wie Fluor-18 bzw. eine Neutronenquelle zur Aktivierung von Proben untergebracht ist.
Insgesamt sind fünf virtuelle Experimente in den Laboren geplant, die zum Teil auch über ein VR-Headset und Controller gesteuert werden können. Ein virtueller Assistent wird die Anwender*innen bei Problemen unterstützen und ihre gesamte Versuchsdurchführung wird bewertet. Aus didaktischer Sicht ist es sinnvoll, dass wie nach einem realen Experiment im Anschluss ein Versuchsprotokoll mit Auswertung angefertigt wird. Diese Arbeit wird durch ein digitales Laborbuch erleichtert.
Die Anwender*innen können sich darüber hinaus frei in den Räumen bewegen und Verlinkungen zu weiterführender Literatur oder anderen CINCH Angeboten wie dem MOOC oder den RoboLabs entdecken. Damit bringt das virtuelle Labor die Errungenschaften des CINCH Konsortiums in digitaler Lehre auf einer Plattform zusammen, die über die gängigen Internetbrowser ohne Anmeldung und Installation eines Programms erreichbar sein wird.

3. AR-APP

Auf Grund des zunehmenden administrativen Aufwandes für die Durchführung von Experimenten mit radioaktiven Stoffen, nimmt die Anzahl der Schulen, die Versuche mit radioaktiven Präparaten

durchführen, tendenziell eher ab. Dennoch stehen Grundlagen zum radioaktiven Zerfall in den meisten Curricula der Sekundarstufe I und Experimente tragen dazu bei, Inhalte und Kompetenzen[2] zu vermitteln und motivieren die Schüler*innen in besonderen Weise.[3] Eine AR-App, die die radioaktive Quelle simuliert, ermöglichst es, die Experimente trotzdem durchzuführen und bietet gleichzeitig die Chance, Radioaktivität für Schüler*innen greifbarer zu machen, indem sie visualisiert wird. Über die Kamera des Smartphones erkennt die App Bildmarker und kann diese als Strahlungsquelle, Abschirmmaterial oder Detektor über das Kamerabild legen. Abb. 3 zeigt links das Bild der Kamera und rechts die erweiterte Realität, wie sie mit der App auf dem Smartphone zu sehen ist.

Abb. 13: Links Bildmarker, die von der App erkannt werden. Rechts Screenshot der App wie der Versuchsaufbau mit erweiterter Realität aussieht.

Über das weiße Dropdown-Menü der einzelnen Objekte können diese angepasst werden. Es stehen vier verschiedene Strahler (Am-241, Ra-226, Sr-90 und Co-60) und fünf Abschirmmaterialen (Eisen, Blei, Beton Polyethylen und Aluminium) zur Auswahl. Bei letzterem kann zusätzlich die Dicke des Materials variierte werden. Am Detektor kann ausgewählt werden, ob er Imp/s, Imp oder Sv/h anzeigt. Über die drei Punkte in der linken oberen Ecke des Bildschirms kann außerdem die Visualisierungsarten der Strahlung ein- und ausgeschaltet werden. Darüber hinaus gibt der Detektor das typisch knackende Geräusch eines Zählrohrs aus.
Bei der Visualisierung der Strahlung wurde darauf geachtet die Unterschiede der Zerfallsarten zu verdeutlichen, wozu zum einen die emittierten Teilchen bzw. Wellen dargestellt werden. Zum anderen zeigt ein farbiger Hintergrund die Intensität der Strahlung in Abhängigkeit vom Abstand zur Quelle an. Wie in Abb. 4 zu sehen ist, wurden für die α- und β-Präparate eine gerichtete Ausbreitung gewählt, da es sich bei den im realen Experiment verwendeten Strahlern ebenfalls um Punktquellen handelt. Die Ummantelung von γ-Präparaten, die in Schulen verwendet werden, ist in der Regel nicht ausreichend dick, um einen gerichteten Strahl zu erzeugen, so dass auch im virtuellen Experiment eine isotrope Ausbreitung gewählt wurde.

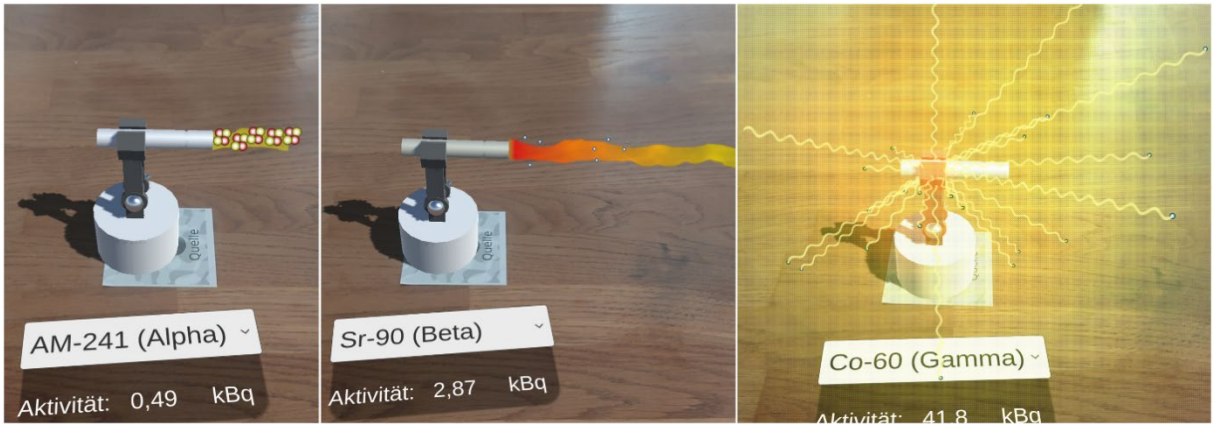


Abb. 14: Visualisierung der verschiedenen Strahlungsarten in der AR-App. Die beiden Visualisierungen können auch unabhängig voneinander angezeigt werden.

Für den Einsatz der App im Physikunterricht wurde bereits ein Konzept entsprechend dem niedersächsischem Curriculum für eine Unterrichtseinheit (2x45 min) in der Sekundarstufe I entwickelt und getestet.[4]
Momentan steht die App nur in deutscher Sprache zur Verfügung, aber eine englischsprachige Version ist ebenfalls geplant. Die App steht nicht in einem App Store zur Verfügung, sondern kann hier heruntergeladen werden. Voraussetzung ist ein Android Betriebssystem ab Version 7. Die nötigen Bildmarker können ebenfalls über den Link heruntergeladen werden.

Abb. 15: Scannen Sie diesen QR-Code und Sie werden zum Download der AR-App weitergeleitet. Alternativ geben Sie diese Adresse in Ihren Browser ein: https://seafile.projekt.uni-hannover.de/d/dd033aaaf5df4ec18362/

4. Danksagung

Die Projekte MEET-CINICH und A-CINCH wurden mit Mitteln aus dem Euratom-Forschungs- und Ausbildungsprogramm 2014-2018 unter der Finanzhilfevereinbarung Nr. 754972, bzw aus dem Euratom-Forschungs- und Ausbildungsprogramm 2019-2020 unter der Finanzhilfevereinbarung Nr. 945301 gefördert.

5. Literaturverzeichnis

[1] J. Trindade, C. Fiolhais, L. Almeida, British Journal of Educational Technology, 33, p. 471-488, 2002.

[2] R. Berger, R. Girwidz, P. Heering, D. Höttecke, M. Hopf, J. Leisen, H. Schecker, H. Wiesner, Physkdidaktik kompakt, Seelze, Aulis Verlag, 2011.

[3] P. D. H. F. Mikelskis, V. Berger, P. S. Mikelskis-Seifert, P. R. Müller, P. D. H. Niedderer, P. D. P. Reinhold, P. D. C. von Rhöneck, Fachdidaktik: Physik-Didaktik: Praxishandbuch für die Sekundarstufe I und II, Berlin, Cornelsen Scriptor, 2006.

[4] C. Schütte, Bachelorarbeit, Entwicklung eines Unterrichtskonzepts für Schulversuche zur Radioaktivität unter Verwendung von Augmented Reality Methoden, 2021.

Posterbeiträge

METROLOGISCHE GRUNDAUSBILDUNG IM RAHMEN PHYSIKALISCHER PRAKTIKA AN DER TU DARMSTADT

Jonny Birkhan, Thomas Blochowicz , Thorsten Kröll , Thomas Walther

Technische Universität Darmstadt, Deutschland

Mit der Reakkreditierung des physikalischen Grundpraktikums der TU Darmstadt wurde eine Blockveranstaltung zur Einführung in die Konzepte und Methoden der Metrologie ins Leben gerufen, die seither alle Studentinnen und Studenten des physikalischen Grundpraktikums absolvieren. Ziel ist es nicht nur, dass weitestgehend etablierte Konzept der Messunsicherheiten einzuführen, sondern auch mit dem klassischen Fehlerkonzept zu vergleichen und dadurch ein tiefergehendes Verständnis für die Konzepte der Messdatenanalyse zu vermitteln. Dieses Verständnis stärkt die Studierenden nicht nur bei ihren Datenauswertungen, sondern auch für wissenschaftliche Diskussionen. Auf diese Initiative aufbauend wurde damit begonnen, die Versuche des Grund- aber auch Fortgeschrittenenpraktikums zu überarbeiten, um sie konform zum Konzept der Messunsicherheiten auszulegen. Dabei wurde ebenfalls darauf geachtet, insbesondere kernphysikalische Versuche im Hinblick auf den Kompetenzerhalt im Strahlenschutz zu gestalten. Die Aktivitäten im Rahmen dieser Initiative und erste Erfahrungen sollen im Vortrag dargestellt werden.

UNTERSUCHUNG DER EINFLÜSSE AUF DIE UNTERGRUNDSTRAHLUNG BEI EINEM FREIMESSSCHRANK AM PSI

Marco Müller , Sophie Harzmann , Lisa Pedrazzi , Sabine Mayer

Paul Scherrer Institut, Schweiz

Das Paul Scherrer Institut (PSI) betreibt unterschiedliche Beschleunigeranlagen. Für die Freimessungen und die Charakterisierung der potentiell aktivierten Materialien wird ein Freimessschrank der Firma Rados eingesetzt. Dieser befindet sich in der Nähe der Experimentierareale des Protonenbeschleunigers HIPA (High Intensity Proton Accelerator).

Beim Betrieb des Protonenbeschleunigers sowie der Lüftungsanlagen wurden Untergrundschwankungen im Freimessschrank beobachtet. In diesem Beitrag werden die untersuchten Einflüsse sowie die getroffenen Massnahmen zur Reduktion der Schwankungen vorgestellt.

DIE SAMMELSTELLE DES BUNDES UND DIE JÄHRLICHE SAMMELAKTION

Lisa Pedrazzi , Leandro Rohner , André Marti , Sabine Mayer

Paul Scherrer Institut, Schweiz

Die Sammelstelle des Bundes ist für die Entgegennahme der radioaktiven Abfälle aus Medizin, Industrie und Forschung (MIF) verantwortlich und wird vom Paul Scherrer Institut (PSI) betrieben.

Jährlich führt das PSI im Auftrag des Bundesamts für Gesundheit (BAG) eine Sammelaktion durch, bei welcher Personen der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit des PSI zu den Abfalllieferanten vor Ort gehen, um die vorliegenden radioaktiven Abfälle mit den Deklarationen zu überprüfen und somit die Korrektheit der Angaben für den späteren Transport und für die Behandlung sicherzustellen.

Jährlich liefern bei der Sammelaktion ca. 25 unterschiedliche Lieferanten aus der Schweiz radioaktive Abfälle ans PSI.

In diesem Beitrag wird ein Überblick über die Tätigkeiten der Sammelstelle des Bundes vorgestellt.

HERAUSFORDERUNGEN BEI DER ENTSORGUNG VON AB- UND FORTLUFTFILTERN

Lisa Pedrazzi , Sophie Harzmann , Marcel Arnold , Sabine Mayer

Paul Scherrer Institut, Schweiz

Am Paul Scherrer Institut (PSI) werden unterschiedliche Beschleunigeranlagen und Laboratorien betrieben. Die Ab- und Fortluft dieser Gebäude muss über Filteranlagen an die Umwelt abgegeben werden. Neben der potentiell aktivierten bzw. kontaminierten Luft bleiben an den Filtern natürlich vorkommende Radionuklide (insbesondere Radonfolgeprodukte) haften, welche einerseits eine Dosisleistung grösser als 0,1 µSv/h aufweisen und andererseits eine Aktivitätskonzentration über den Befreiungsgrenzen für NORM (LLN) verursachen.

Gemäss der neuen Strahlenschutzverordnung können diese Filter mit Zustimmung des Bundesamts für Gesundheit (BAG) an die Umwelt abgegeben werden, wenn eine Entsorgung über die üblichen Entsorgungskanäle nicht oder nur mit einem unverhältnismässigen Aufwand möglich wäre und durch geeignete Massnahmen die durch die Abgabe bewirkte effektive Dosis für Personen aus der Bevölkerung unter 0,3 mSv pro Kalenderjahr bleibt.

Die Probleme und möglichen Lösungen für die Entsorgung dieser Filter werden in diesem Beitrag vorgestellt.

RAPHOSAFE – RECYCLING VON PHOSPHATGIPS TROTZ RA-226

Julia Stümpel , Jörg Feinhals

DMT GmbH & Co. KG, Deutschland

Zusammenfassung

Bei der Düngemittelherstellung wird natürlich vorkommendes Phosphatgestein mit Hilfe von Schwefelsäure zu Phosphatsäure extrahiert. In dem Verfahren, welches seit vielen Jahrzehnten weltweit zum Einsatz kommt, fallen enorme Mengen des Abfallproduktes Phosphatgips an. Phosphatgips (PG) wird meist unbehandelt durch die Deponierung auf große Lagerhalden entsorgt, die sich in der Regel in Küstengebieten in der Nähe der Produktionsstätten befinden. PG besteht hauptsächlich aus Gips, enthält aber auch einen Anteil an Verunreinigungen wie natürlich vorkommende Radionuklide (hauptsächlich Radium-226, Ra-226). Dies führt zu negativen Umweltauswirkungen und vielen Einschränkungen bei PG-Anwendungen. Obwohl die spezifische Aktivität von Ra-226 haltigen Phosphatgips in Europa kaum über den gesetzlichen radiologischen Grenzwerten liegt, wird Phosphatgips als TENORM (Technologically Enhanced Naturally Occurring Radioactive Material) eingestuft. Eine Sortierung und Trennung des unbelasteten Materials vom radionuklidführenden Phosphatgips würde es ermöglichen, dass für die Sanierung vorgesehene Volumen zu reduzieren und ein Recycling zum Beispiel für die Bauindustrie zu ermöglichen.

DMT führte eine Vorstudie zur Zusammenstellung der wichtigsten technischen Randbedingungen für den Ersatz einer Förderbandfreimessanlage zur automatischen Klassifizierung und Trennung von schwach kontaminiertem (Ra-226) Material durch. Das Phosphatgips soll recycelt und als gipsbasiertes Baumaterial wiederverwendet werden. Das von der EU (EIT Raw Materials) geförderte Projekt „raPHOSafe“ zeigte, dass das Klassifizierungs- und Trennsystem die Abscheidung von PG-Material mit einer im konkreten Fall zu definierenden spezifischn Aktivität im Bereich von 1 Bq/g ermöglicht. Darüber hinaus zeigten die Ergebnisse, dass das Recycling und die Wiederverwendung von PG die radiologische Belastung der Arbeiter und der Bevölkerung reduziert. Zuletzt wurden Erkenntnisse über die mineralogischen und geochemischen Eigenschaften von Phosphatgips generiert.

Abbildung 24: Phosphatgipshalden in Europa (links Elixir Prahovo (Serbien), rechts Agropolychim (Bulgarien)

1. Einleitung

In dem „Nassverfahren“ der Düngemittelherstellung wird natürlich vorkommendes Phosphatgestein mit Hilfe von Schwefelsäure zu Phosphatsäure extrahiert. In dem Verfahren, welches seit vielen Jahrzehnten weltweit zum Einsatz kommt, fallen enorme Mengen des Abfallproduktes Phosphatgips

an. Für die Produktion von einer Tonne Phosphorsäure werden rund 4 bis 5 Tonnen Phosphatgips erzeugt. Weltweit werden so jährlich schätzungsweise 100 bis 280 Mill. t PG produziert. Phosphatgips wird meist unbehandelt durch die Deponierung in großen Lagerhalden entsorgt, die sich in der Regel in Küstengebieten in der Nähe der Produktionsanlagen für Phosphatdünger befinden. (Tayibi, Choura, López, Alguacil, & López-Delgado, 2009)
Ost- und Südosteuropäische Staaten wie Griechenland, Bulgarien, Serbien und Kosovo, aber auch andere europäische Länder wie Spanien, Niederlande, Belgien, Deutschland, Portugal und Finnland haben in der Vergangenheit PG-Material (oft mit Ursprung in Nordafrika) verarbeitet und zu enormen Mengen an PG-Rückstandsmaterial beigetragen. Aufgrund des zu erwartenden Wachstums der Weltbevölkerung und der damit verbundenen zunehmenden Nachfrage nach Nahrungsmitteln wird eine steigende Nachfrage nach (phosphatbasierten) Düngemitteln und damit ein sukzessives Wachstum des PG-Rückstandsvolumens erwartet (Layr & Hartlieb, 2019).
PG besteht hauptsächlich aus Gips, enthält aber auch einen hohen Anteil an Verunreinigungen wie Phosphate, Fluoride und Sulfate, natürlich vorkommende Radionuklide, Schwermetalle und andere Spurenelemente. All dies führt zu negativen Umweltauswirkungen und vielen Einschränkungen bei PG-Anwendungen. Besondere Beachtung findet dabei der Radionuklidgehalt (fast ausschließlich Radium-226) der PG-Halden. Obwohl die radiologische Aktivität von ^{226}Ra-haltigen europäischen Phosphatgipshalden kaum über den gesetzlichen radiologischen Grenzwerten liegt, wird Phosphatgips im Allgemeinen als TENORM (Technologically Enhanced Naturally Occurring Radioactive Material) eingestuft. (Tayibi, Choura, López, Alguacil, & López-Delgado, 2009) Der NORM-Gehalt von PG ergibt sich aus dem natürlichen Gehalt an Uran und Thorium im Phosphatgestein. Aufgrund des Radionuklidgehaltes erfahren lediglich 15 % des globalen Phosphatgips weitere Nutzung. Als gängige Anwendungsgebiete wären exemplarisch die Verwendung als Bodenstabilisator, Dünger in der Landwirtschaft oder der Gebrauch in der Zementindustrie zu listen. (Layr & Hartlieb, 2019)
Eine Sortierung und Trennung des radionuklidführenden Phosphatgips vom unbelasteten Material würde es ermöglichen, das für die Sanierung vorgesehene PG-Volumen zu reduzieren und ein Recycling des unbelasteten PG-Anteils für die Bauindustrie zu ermöglichen. Unter dem Dach des European Institute of Innovation & Technology (EIT) führte die DMT GmbH & Co KG und ihre internationalen Partner eine 1-jährige strategische Risikostudie zur Entwicklung einer radiologischen Förderbandfreimesseinrichtung zur automatisierten Klassifizierung und Sortierung von NORM-haltigem Phosphatgips mit einer praxisnahen und robusten Ingenieurstechnik durch. Definiertes Ziel des Projektes *raPHOSafe* war die Klassifizierung und Sortierung von NORM-haltigem Haldenmaterial, sodass eine Trennung von radiologisch belastetem PG und NORM-freien PG-Material realisiert werden konnte. Hierdurch sollte eine ausreichende Qualität des PG für den weiteren industriellen Einsatz gewährleistet werden.

2. Projektziele

- **Mineralogische Untersuchung ausgewählter PG-Halden europäischer Industriepartner**

Einer der Kernbestandteile des *raPHOSafe* Projektes war die Durchführung einer Machbarkeitsstudie zur Bestimmung der mineralogischen Eigenschaften von Phosphatgips-Haldenmaterial verschiedener Hersteller. Die mineralogische Untersuchung ausgewählter Proben von den Industriepartnern Agropolychim in Bulgarien und Elixir Prahovo in Serbien sollte unter anderem der Identifizierung von Trägermaterialien des Radionuklids ^{226}Ra dienen. Weiterhin sollte geprüft werden, ob chemische Substitutionsreaktionen der Vorbehandlung des Materials dienen und somit zu dem Ziel einer höheren Abscheiderate von ^{226}Ra führen. Des Weiteren wurde auch die Potenzialität eines physikalischen Trennverfahrens evaluiert.

- **Radiologische Bewertung**

Im Arbeitspaket zur radiologischen Bewertung sollte die potenzielle Strahlenexposition unbeteiligter Dritte sowie der Arbeiter bestimmt werden, die sich aus dem Recycling und der Wiederverwendung des Phosphatgips aus den europäischen Halden ergeben kann. Mit Hilfe

allgemeiner Szenarien unter Berücksichtigung aller relevanten Expositionen durch externe Strahlung, Inhalation und Ingestion sind die Strahlendosen für Arbeitnehmer und für Dritte berechnet worden.

- **Entwicklung und Optimierung einer automatischen Förderbandfreimessanlage**

Eines der wesentlichen Ziele des *raPHOSafe* Projektes war es, die bereits von der Nukem Technologies und der DMT patentierte Förderbandfreimessanlage für die erfolgreiche Klassifizierung und Trennung von ^{226}Ra-belastetem PG-Material anzupassen und weiter zu entwickeln. Unter Erfüllung der Anforderungen einer akzeptierten Fehlerwahrscheinlichkeit, sollte !?die gammaspektrometrische Messung, unter anderem für einen hohen Massendurchsatz, bei einer gleichzeitig möglichst geringen Nachweisgrenze optimiert werden.

- **Umwelt- und Sozialverträglichkeitsprüfung**

Neben der radiologischen Risikobewertung wurde in dem Projekt *raPHOSafe* weiterhin das Ziel verfolgt, die Umwelt- und Sozialverträglichkeit der Klassifizierung und Sortierung radionuklidtragender Phosphatgipshalden zu prüfen sowie die potenziellen Auswirkungen der Standortsanierung zu betrachten.

3. Projektergebnisse

3.1 Mineralogische und geochemische Untersuchung ausgewählter PG-Halden europäischer Industriepartner

Zu Beginn des Projektes wurden verschiedene Phosphatgipsproben von den Projektpartnern Elixir Prahovo und Agropolychim bereitgestellt und mittels Gammaspektrometrie gemessen, um die Nuklidzusammensetzung des Materials und die Variabilität der Aktivität innerhalb der Halden zu prüfen. Abbildung 2 zeigt einen Teil der Messergebnisse der spezifischen Aktivität des Nuklids ^{226}Ra in Oberflächenproben aus den Halden I und II in Elixir Prahovo und Agropolychim.

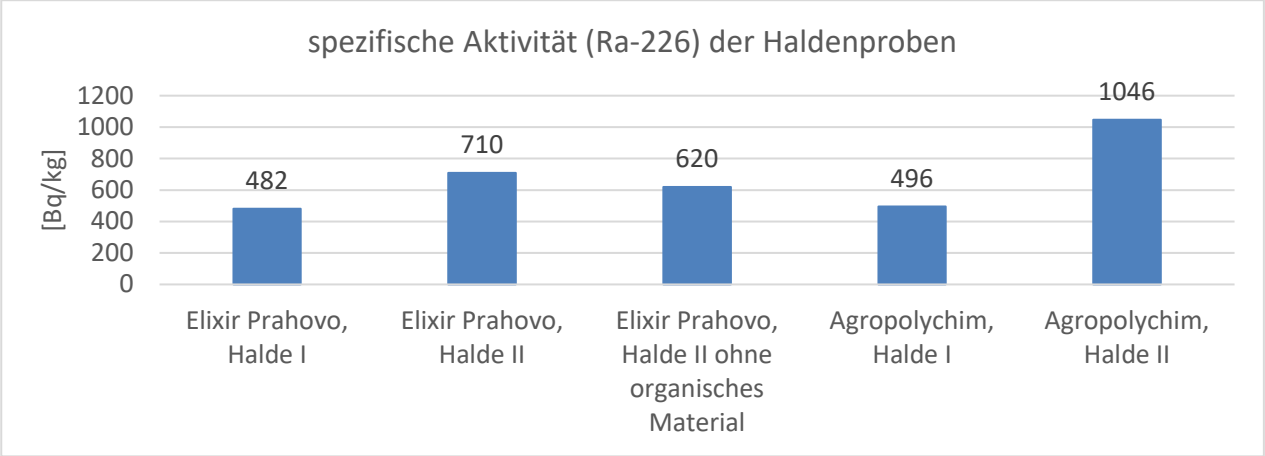


Abbildung 25: Spezifische Aktivität des Radionuklids ^{226}Ra der Oberflächenproben in Elixir Prahovo und Agropolychim (Durchschnittswerte)

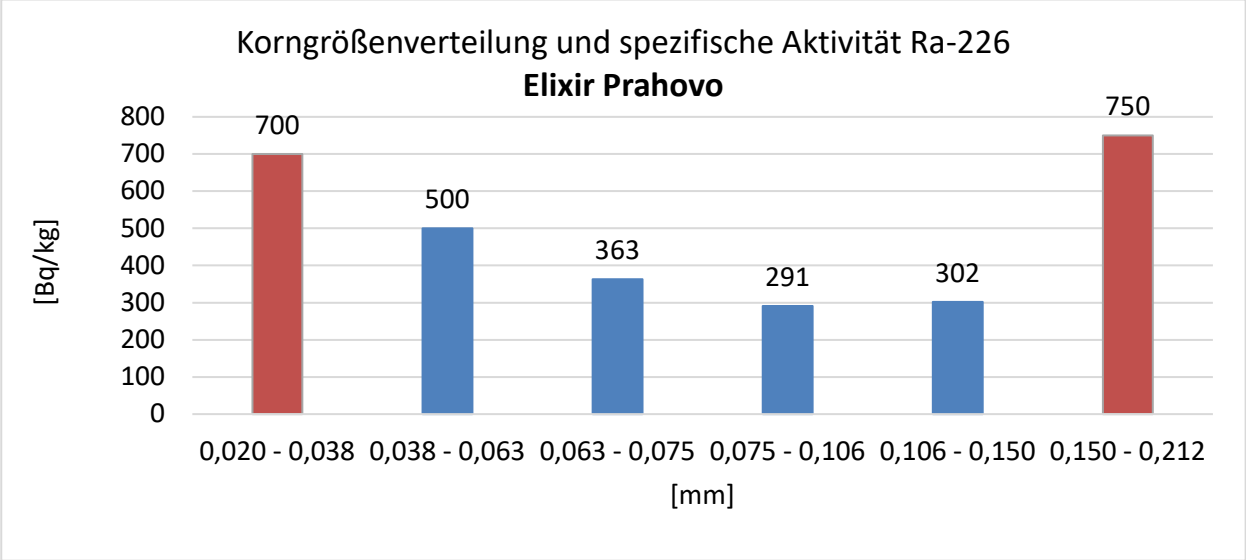
Die Darstellung zeigt, dass die spezifische Aktivität innerhalb der Standorte in den verschiedenen Halden variieren. Darüber hinaus weisen die Proben aus der Halde II in Elixir Prahovo ohne organisches Material niedrigere spezifische Aktivitäten auf als Oberflächenproben, die an Stellen gesammelt wurden, an denen sich organisches Material aufgrund seiner geringeren Dichte ansammelte. Weiterhin wurde in den Proben abhängig von der entnommenen Tiefe unterschiedliche Aktivitätskonzentrationen gemessen (Ergebnisse nicht dargestellt). In den Proben aus den Tiefenprofilen 0,5 - 6,5 m der Halde I in Elixir Prahovo konnten spezifische Aktivitäten zwischen 472 und 810 Bq/kg (Halde II, 0,5 - 5,5 m, 670 - 870 Bq/kg) festgestellt werden. In Agropolychim (Halde II) beliefen sich die gemessenen ^{226}Ra-Konzentrationen in dem Tiefenprofil von 1 bis 7,8 m

auf 447 bis 770 Bq/kg (Halde II, 1 - 7,8 m, 111 bis 1141 Bq/kg). Aus den ermittelten Daten der spezifischen Aktivitäten in Abhängigkeit der Probentiefe können keine eindeutigen Ergebnisse formuliert werden.

Neben der Radioaktivität ist die Kenntnis der mineralogischen PG-Eigenschaften für den Klassifizierungs- und Trennprozess unerlässlich, da die Verarbeitungsbedingungen und die Gesamtleistung der Technologie stark von diesen abhängen. Die Ergebnisse der mineralogischen Zusammensetzung zeigten, dass die PG-Proben beider Hersteller (Agropolychim und Elixir Prahovo) hauptsächlich auf phosphorhaltigem Gips ($CaSO_4 \cdot 2H_2O$) mit Spuren von Quarz (SiO_2), Baryt ($BaSO_4$), Calcit ($CaCO_3$) und weiteren Mineralen mit Ca, F und O basierten. Die Mikroanalysen von Gips aus vier Proben deuteten auf eine recht einheitliche chemische Zusammensetzung hin. Dabei lag der ermittelte Phosphorgehalt zwischen 0,1 und 1,7 Gew.-% und bei einem Durchschnittsgehalt von 0,5 Gew.-%.

Die Ergebnisse der Korngrößenverteilung zeigten, dass das PG-Material von Elixir Prahovo hauptsächlich aus Grobschluff (> 50 %), bis zu 30 % aus Mittelschluff und bis zu 20 % aus Feinsand besteht. Der Anteil an Grobschluff in Agropolychim beträgt ebenfalls über 50 % sowie der Anteil an Mittelschluff bis zu 30 %. Der Anteil an Feinschluff und Feinsand betrug in den Proben aus Agropolychim bis zu 15 % beziehungsweise bis zu 12 %. Die Oberflächenproben aus Elixir Prahovo weisen in der Regel mehr Grobschluff- (0,02 - 0,063 mm) und Feinsandfraktionen (0,063 - 0,2 mm) auf, während die Proben aus Agropolychim mehr Grob- und Mittelschluff zeigten. Die Bohrproben beider Hersteller beinhalteten einen höheren Anteil an Mittel- und Feinschluff (0,0063 - 0,02 mm bzw. 0,002 - 0,0063 mm). Allgemein enthielten die Bohrproben in Elixir Prahovo in den meisten Fällen viele Fraktionen, während die oberflächennahen Proben nur wenige Partikelgrößen aufzeigten (mit Ausnahme der Proben mit organischem Material). Die Korngrößenverteilung in Agropolychim ist dagegen weniger abhängig von der Probentiefe, da ein Großteil der Proben eine geringere Vielzahl an Korngrößenfraktionen zeigte.

Weiterhin wurde im Projekt die Identifizierung von Trägermineralien und deren Eigenschaften für die Erforschung der Rückgewinnung von Phosphatgips als Rohstoff für Baumaterialien angestrebt. Exemplarisch wurden hierzu zwei Proben der Standorte Agropolychim und Elixir Prahovo in sechs verschiedene Korngrößen klassifiziert und gammaspektrometrisch untersucht. Abbildung 3 und 4 zeigen die Ergebnisse der Gammaspektrometrie. Es zeigt sich, dass die spezifische Aktivität mit abnehmender Korngröße ansteigt. Dementsprechend wurde in der Probe aus Agropolychim die höchste spezifische Aktivität in der kleinsten Fraktion (0,020 - 0,038 mm) ermittelt. In der Probe aus Elixir Prahovo aber auch in der Probe aus Agropolychim konnten zudem eine hohe ^{226}Ra Konzentration in der gröberen Korngrößenfraktion 0,150 – 0,212 mm nachgewiesen werden. Die Ergebnisse korrelieren mit Ergebnissen aus der Literatur (El-Didamony, Ali, Awwad, Fawzy, & Fawzy, 2012) (El Afifi, Attallah, Hilal, & El-Reefy, 2010). Eine Erklärung für die Anreicherung des Aktivitätsniveaus von ^{226}Ra in den Feinpartikelgrößen sowie im Grobkornfraktion ist das Mineral Baryt, in welches insbesondere Radium konzentriert ist. Baryt ist überwiegend in der feinsten Kornfraktion zu finden, aber auch in Agglomeraten im Grobkornbereich. Da auch die organischen Bestandteile der Proben grobkörniger sind, wird zudem angenommen, dass diese stärker radiumhaltig sind. Gestützt wird diese These durch Messungen der Proben aus der Halde II in Elixir Prahovo (Abbildung 2). So weist die Probe ohne organisches Material (620 Bq/kg) eine deutlich geringere Radiumkonzentration als die Probe mit organischen Material (710 Bq/kg) auf.



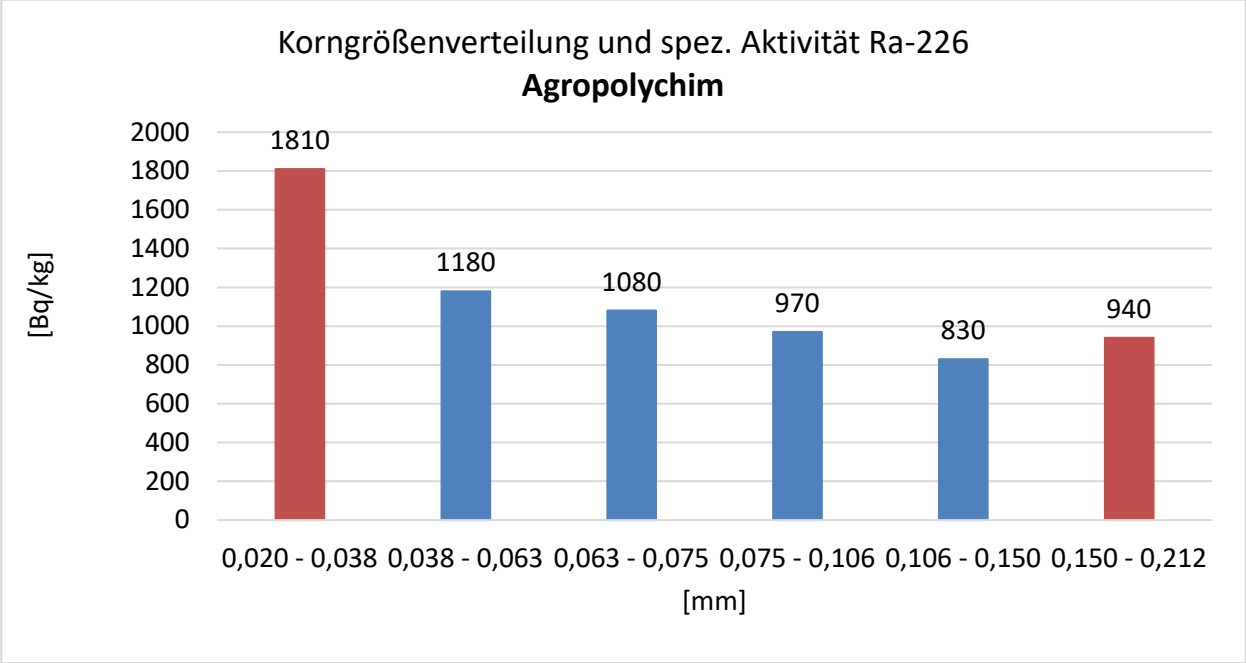


Abbildung 26 und 27: Korngrößenverteilung und spezifische Aktivität des Radionuklid ^{226}Ra in den Phosphatgipsproben der Halden Elixir Prahovo und Agropolychim

In einem weiteren Vorhaben wurden die Möglichkeiten zur Abtrennung von Ra aus den Phosphatgipsabfallen untersucht. Um mögliche chemische Wege zur Trennung von ^{226}Ra zu bewerten, wurde in der Modellierungssoftware ORCHESTRA ein thermodynamisches Gleichgewichtsmodell erstellt. Mit diesem Modell wurde die Stabilität und Löslichkeit verschiedener chemischer Formen von Ra, Ca und PO_4 unter chemischen Bedingungen berechnet, wie sie im Abfallprodukt nach der Verarbeitung des Ausgangsmaterials erwartet werden. Die thermodynamischen Gleichgewichtsberechnungen zeigten, dass obwohl die Chemie der Elemente Ra und Ca im Allgemeinen sehr ähnlich ist, die Löslichkeit von Ra in einem Sulfat dominierten System viel geringer ist als die von Ca. Ra ist folglich in der Gipsmatrix extrem unlöslich und kann - ohne die gegebene Gipsmatrix zu zerstören - nur sehr schwierig extrahiert werden. Eine vielversprechendere Methode zur Reduzierung des Radionuklidgehaltes in den Phosphatgips-materialien zeigt sich in der physikalischen Behandlung der Haldenmaterialien. Wie die Ergebnisse der Klassifizierung darstellten, konnte ein Großteil der Aktivität in der Fraktion 0,020 - 0,038 und 0,150 - 0,212 mm nachgewiesen werden. Durch physikalische Trennverfahren (z.B. durch Flotation und Hydrozyklonierung des feinkörnigen Barytanteils) kann der Radionuklidgehalt des PG stark reduziert werden. Weiterführende Untersuchungen zu physikalischen Trennverfahren wären in einem Folgeprojekt zu untersuchen.

3.2 Radiologische Bewertung

Die radiologische Bewertung erfolgte auf Basis der Vorschriften der EU und der IAEA hinsichtlich der Anforderungen an die Verwendung und Handhabung von Phosphatgips. Neben den Grenzwerten und den zugrundeliegenden Methoden wurden verschiedene Expositionspfade für die Arbeitnehmer und der Öffentlichkeit hinzugezogen. Die folgenden Darstellungen zeigen die Gesamtdosis der Arbeitnehmer und der Öffentlichkeit für die Wiederverwendung des Phosphatgips in Baumaterialien und der Entsorgung in Deponien.

3.2.1 Dosisberechnung für die Exposition von Arbeitnehmern

Zur Beurteilung der Strahlenexposition für Arbeitnehmer wurden Szenarien erstellt, die aus den allgemeinen Modellen des europäischen Leitfadens RP 122 Teil II (European Comission, 2002) abgeleitet sind. Um Dosisschätzungen zu erhalten, wurden weiterhin die gemessenen Konzentrationen für ^{226}Ra, ^{232}Th und ^{40}K der Gipsproben aus Elixir Prahovo und Agropolychim hinzugezogen. Für die Verwendung des PG-Materials in Baustoffen sind nach internationalen und nationalen Vorschriften lediglich diese drei Nuklide zu berücksichtigen.
Die relevanten Expositionsszenarien für die Arbeitnehmer beziehen sich zum einen auf die Arbeit mit der direkten Entsorgung von Phosphatgips auf einer Deponie (siehe Abbildung 5) und zum anderen auf den alternativen Ansatz, bei dem Phosphatgips als Baumaterial wiederverwendet wird (siehe Abbildung 6). Den zwei Szenarien wurden mehrere Expositionssituationen untergeordnet, in denen der Arbeitnehmer einer Exposition ausgesetzt ist. Für die direkte Entsorgung wurden drei Expositionssituationen definiert, in denen angenommen wird, dass der Arbeiter eine radiologische Exposition während der Lagerung, dem Transport inkl. dem Be- und Entladen sowie während der Entsorgung und dem Betrieb auf einer Deponie erhalten kann. Für die Wiederverwendung des PG-Materials wurden die Expositionssituationen des Transportes und der Lagerung um zwei weitere Situationen erweitert. Zum einen wurde die Exposition berücksichtigt, den der Arbeiternehmer durch Arbeiten mit Materialien mit verdünnten Phosphatgips ausgesetzt ist (Verwendung von PG als Zusatzstoff bzw. Additiv z. B. als Retarder) oder durch die Arbeiten mit unverdünnten NORM-haltigen Baustoffen als Oberflächenabdeckung (z.B. als Platten oder Putz).
Die Ergebnisse zeigen, dass die Dosis für alle beteiligten Arbeitnehmer deutlich unter der für den Arbeitnehmer definierten Dosisgrenze von 1 mSv pro Jahr liegt. Weiterhin zeigen die Schätzungen, dass sich die Höchstwerte für Deponiearbeiter auf etwa 0.3 mSv pro Jahr belaufen. Bei der Entscheidung für eine Wiederverwendung von Phosphatgips als Baumaterial wäre hinsichtlich der betroffenen Arbeitnehmer eine Strahlenexposition von ca. 0,1 mSv pro Jahr zu erwarten. Folglich erhalten die involvierten Arbeiter in dem Expositionsszenario eines Recyclings der Phosphatgipshalden eine geringere Strahlendosis, als die Arbeiter in dem Szenario einer Ablagerung auf Halden.

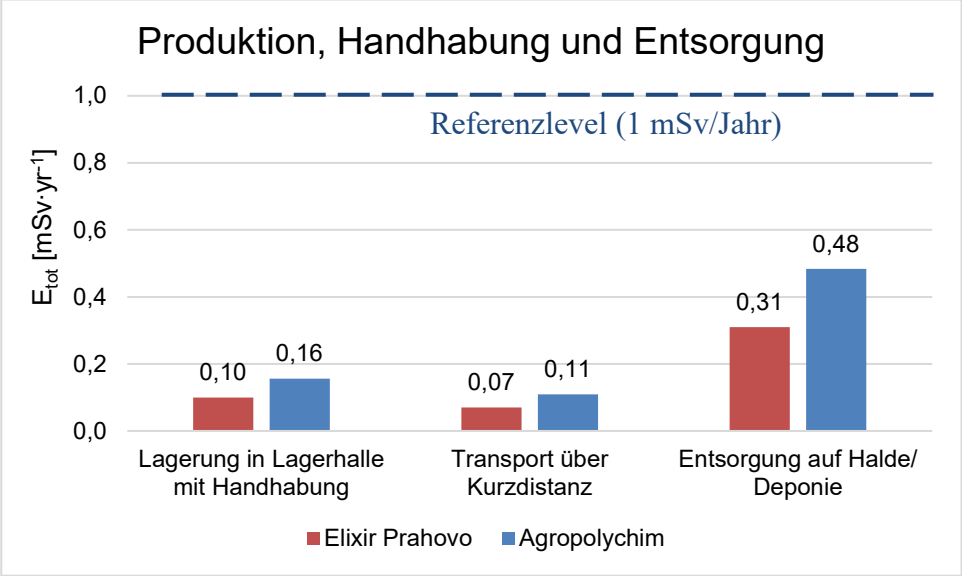


Abbildung 28: Geschätzte Strahlendosis der Arbeiter für verschiedene Expositionssituationen des Expositionsszenarios Produktion, Handhabung und Entsorgung (C_{Ra-226} = 670 Bq/kg, C_{Th-232} =3 Bq/kg, C_{K-40} =13 Bq/kg (Elixir Prahovo) und C_{Ra-226} = 1046 Bq/kg, C_{Th-232} =2 Bq/kg, C_{K-40} =8 Bq/kg (Agropolychim II))

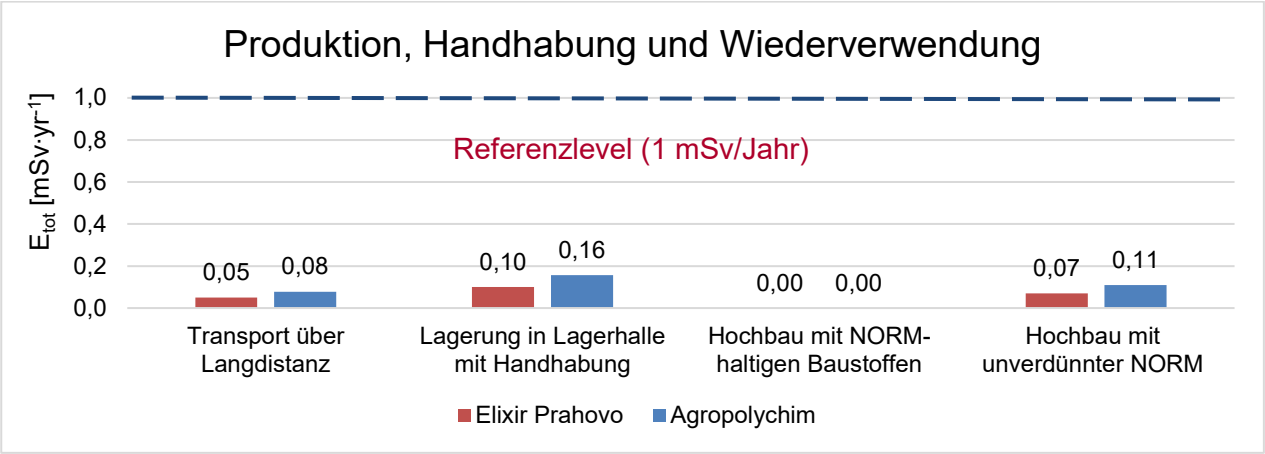


Abbildung 29: Geschätzte Strahlendosis der Arbeiter für verschiedene Expositionssituationen des Expositionsszenarios Produktion, Handhabung und Wiederverwendung (C_{Ra-226} = 670 Bq/kg, C_{Th-232} =3 Bq/kg, C_{K-40} =13 Bq/kg (Elixir Prahovo) und C_{Ra-226} = 1046 Bq/kg, C_{Th-232} =2 Bq/kg, C_{K-40} =8 Bq/kg (Agropolychim II))

3.2.2 Berechnung der potenziellen Strahlenexposition für Dritte

Die Methodik zur Beurteilung der Strahlenexposition von Dritten ist identisch mit der, die für die Arbeitnehmer galt. Die Modelle, die für die Berechnung der Dosis hinzugezogen wurden, sind somit ebenfalls in Übereinstimmung mit dem europäischen Leitfaden RP 122 Teil II. Des Weiteren wurden die gleichen Konzentrationen für ^{226}Ra, ^{232}Th und ^{40}K angenommen. Im Gegensatz zu den Expositionsszenarien für die Arbeitnehmer, basieren die Expositionsszenarien für unbeteiligte Dritte eher auf indirekte Strahlung und schließen die Exposition durch Einleitungen in die Atmosphäre bzw. in das Grundwasser ein.
Allgemein wurden dem Szenario der direkten Entsorgung („Produktion, Handhabung und Entsorgung“) die Expositionssituation unterstellt in der die vor Ort lebende Bevölkerung in einem Wohnhaus in unmittelbarer Nähe zur Deponie bzw. Halde lebt. Das Szenario der Wiederverwendung des Phosphatgips („Produktion, Handhabung und Wiederverwendung“) beinhaltet die Situation, in der die Exposition der Bewohner eines Hauses berücksichtigt wurde, das

aus Baumaterialien mit Phosphatgips-Additiven gebaut wurde. Alternativ wurde ebenfalls die Wiederverwendung des Phosphatgips als dünne abdeckende Schicht z.B. als Gipsplatten oder Putz in einem Wohnhaus der Bevölkerung betrachtet.

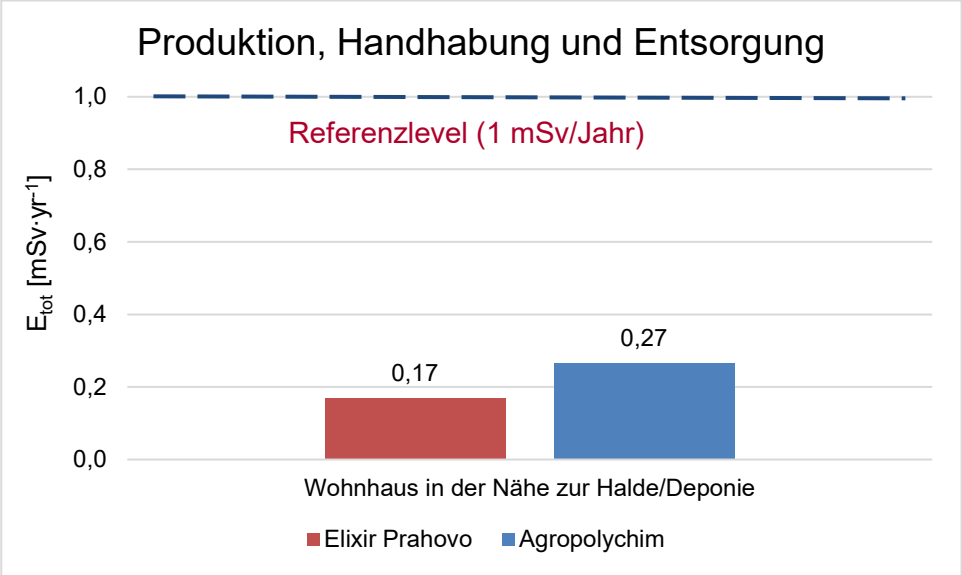


Abbildung 30: Geschätzte Strahlendosis der Öffentlichkeit des Expositionsszenarios Produktion, Handhabung und Entsorgung (C_{Ra-226} = 670 Bq/kg, C_{Th-232} =3 Bq/kg, C_{K-40} =13 Bq/kg (Elixir Prahovo) und C_{Ra-226} = 1046 Bq/kg, C_{Th-232} =2 Bq/kg, C_{K-40} =8 Bq/kg (Agropolychim II))

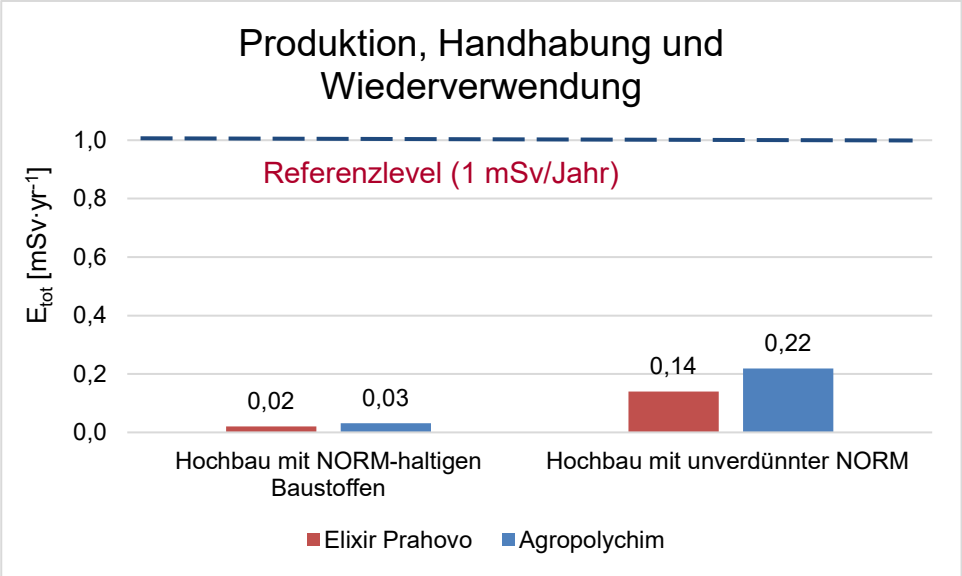


Abbildung 31: Geschätzte Strahlendosis der Öffentlichkeit für verschiedene Expositionssituationen des Expositionsszenarios Produktion, Handhabung und Wiederverwendung (C_{Ra-226} = 670 Bq/kg, C_{Th-232} =3 Bq/kg, C_{K-40} =13 Bq/kg (Elixir Prahovo) und C_{Ra-226} = 1046 Bq/kg, C_{Th-232} =2 Bq/kg, C_{K-40} =8 Bq/kg (Agropolychim II))

Ein Vergleich der Abbildungen Abbildung 7 und Abbildung 8 zeigt, dass die Personengruppe, die in unmittelbarer Nähe zur Deponie beheimatet ist, ebenso mit der maximalen potenziellen Strahlenexposition rechnen muss. Die potenzielle Strahlenexposition ausgehend vom Phosphatgips, der als Zusatzstoff im Beton eingesetzt wird („Hochbau mit NORM-haltigen Baustoffen"), stellt die geringere Strahlenexposition dar. Die Verwendung von unverdünntem Phosphatgips in Gipskartonplatten führt zu einer höheren Dosis von rund 0,22 mSv pro Jahr, unterschreitet aber weiterhin die potenzielle Strahlenexposition der in der Nähe zur Deponie lebenden Einwohnern. Der Erkenntnis folgend darf gefolgert werden, dass ein Recycling des Phosphatgipses sich sowohl

positiv auf die Arbeitnehmer, als auch auf unbeteiligte Dritte auswirkt. Für beide Gruppen erfolgt durch das Recycling eine Reduktion der Strahlenexposition.

4. Entwicklung und Optimierung der automatischen Förderbandfreimessanlage

Abbildung 32: Förderbandfreimessanlage zur Klassifiziern und Sortierung von ^{226}Ra-reichem Phosphatgips aus nicht-radioaktiven Haldenmaterial

Als wesentliches Ziel des *raPHOSafe* Projektes galt die Optimierung der In-situ-Gammaspektrometrie der Förderbandfreimessanlage. Die gammaspektrometrische Messung mit Germanium Detektoren (HPGe) sollte hinsichtlich geometrischer Bedingungen (z.B. Form und Dicke des Materials am Band, Anzahl der Detektoren, Abstand des Detektors, Form des Kollimators), relevanter Gamma-Energien und Messzeit optimiert werden. Optimierungskriterium war ein hoher Massendurchsatz bei einer möglichst geringen Nachweisgrenze. Der Fokus lag dabei auf die Optimierung der Messung des Radionuklids ^{226}Ra, da die zwei weiteren gesetzlich relevanten Nuklide ^{232}Th und ^{40}K nur in vereinzelten Proben oberhalb der Nachweisgrenzen lagen.

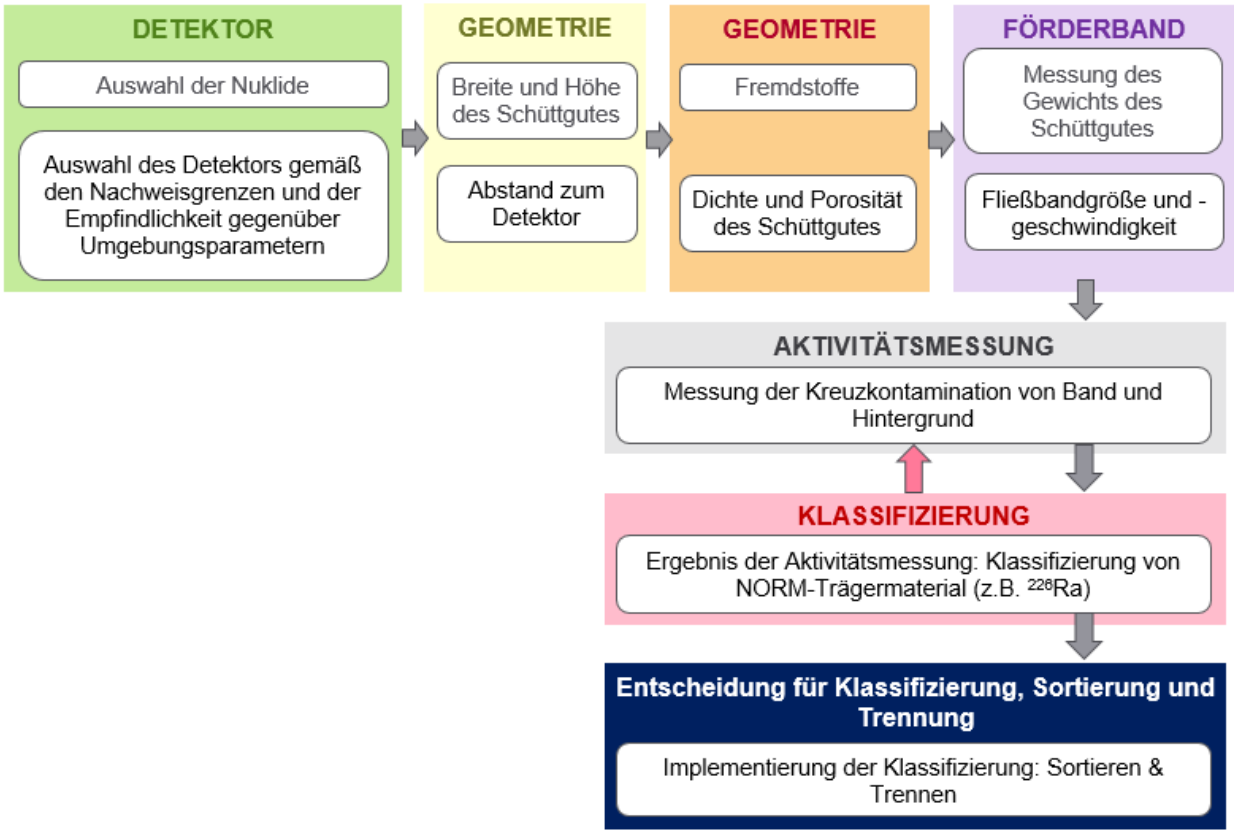


Abbildung 33: Flussdiagramm für die Klassifizierung und Sortierung von Phosphatgips

Als feste und vorgegebene Parameter für die Berechnungen der Nachweisgrenzen und der Detektoreffizienzen zur Optimierung des Messsystems wurde unter anderem die Dicke des PG-Materials auf dem Förderband, die Materialdichte und der quadratische Messbereich definiert. Die relevanten Parameter, die durch Variation eine Modifikation und Optimierung des Messsystems ermöglichen sollten, waren die Messzeit, die potentielle Messung der Tochternuklide, die zur Bestimmung des eigentlichen Nuklids dienen können, die Seitenlänge des quadratischen Messbereiches und der Abstand des Detektors zur Oberfläche des Materials. Die Ergebnisse der Untersuchungen zeigten, dass bei der Messung des Tochternuklid ^{214}Bi in den meisten Fällen niedrigere Nachweisgrenzen vorliegen als beim Tochternuklid ^{214}Pb. Insgesamt zeigte sich, dass die Nachweisgrenzen weniger mit der Dimension der Seitenlänge des Messbereichs verbessert werden konnten, sondern vielmehr mit den verlängerten Messzeiten sanken. Bis zu einer Messzeit von ca. 180 s konnten die Nachweisgrenzen stark reduziert werden. Darüber hinaus konnten diese noch weiter reduziert werden, allerdings wirkte sich eine Verlängerung der Messzeit ab dieser Dauer weniger stark auf das Ergebnis aus.
Insgesamt konnten durch die Konfigurationen an dem Messsystem der Förderbandfreimessanlage gezeigt werden, dass bei einer Förderbandbreite von 140 cm und einer Messzeit von 60 s ein Durchsatz von 12 t/h pro Detektor erzielt werden kann. Der Durchsatz eines Detektors kann entsprechend der Anzahl der in Reihe geschalteten Detektoren nochmals gesteigert werden. Sollte bei Verlangen die Nachweisgrenzen soweit reduziert werden, sodass eine Messzeit von 180 s in Anspruch genommen werden muss, so kann bei gleicher Förderbandbreite von 140 cm ein Durchsatz von 4 t/h erzielt werden.

5. Umwelt- und Sozialverträglichkeitsprüfung

Die Umwelt- und Sozialverträglichkeitsprüfung ergab, dass ein Großteil der negativen Auswirkung, die die Implementierung der Klassifizierung und Sortierung von mit ^{226}Ra belastetem Phosphatgips aus Haldenmaterial mit sich zieht, vorübergehende Auswirkungen von geringer Bedeutung und Tragweite haben. Das von der Implementierung betroffene Gebiet ist klein und seine reversiblen Umweltauswirkungen könnten durch entsprechende Maßnahmen kontrolliert und gemindert werden. So kann zum Beispiel die potenzielle Zerstörung von Pflanzen und Bäumen mit Wiederbegrünungsarbeiten in der Phase nach der Sanierung behoben werden. Das Szenario einer Nichtimplementierung hätte für die Regionen eine weit negativere Zukunftsperspektive, da die Wahrscheinlichkeit hoch ist, dass vorherrschende, alte Phosphatgipshalden ohne weitere Kontrollmaßnahmen in dem Gebiet verbleiben. In diesem Fall kann eine kontinuierliche Verschlechterung des Gebiets hinsichtlich bestimmter Schlüsselaspekte nicht verhindert werden. Des Weiteren zeigten die Untersuchungen, dass die positiven Auswirkungen einer Projektdurchführung bei weitem die negativen Aspekte überwiegen und darüber hinaus eine hohe Bedeutung und Größenordnung für die Bevölkerung und die Umwelt haben. Durch die Beseitigung und Verarbeitung von Phosphatgipshalden könnten neue Landflächen für die Industrie, Landwirtschaft, Freizeit oder anderen Dienstleistungen geschaffen werden und somit einen ökologischen Mehrwert erzielen. Darüber hinaus würden sich durch die Verarbeitung der Phosphatgipshalden neue Geschäftsbereiche und Beschäftigungsmöglichkeiten ergeben, die ebenfalls einen positiven Einfluss auf die lokale und regionale Wirtschaft haben.

6. Konsortium

In dem Projekt *raPHOSafe* wurde die Expertise von acht Partnern aus verschiedenen Sektoren (Industrie, Universitäten, Forschungseinrichtungen usw.) aus ganz Europa zusammengeführt, um ein breites Spektrum von Interessengruppen abzudecken.

Die *DMT* stellte das technische Know-how sowie das Patent (gemeinsam mit NUKEM) für die automatisierte Förderbandfreimessanlage zur Klassifizierung und Sortierung der Phosphatgipshalden zur Verfügung. DMT war weiterhin als Projektleiter für die Koordinierung und Führung des Projektes verantwortlich.

Die *Montanuniversität Leoben* führte eine ESEE-Marktanalyse für den Abbau von Phosphatgips durch Die Arbeit schaffte ein Überblick über geeignete NORM-getragene Rückstandsflächen in der ESEE-Region, geochemische Rückstandszusammensetzungen und NORM-Aktivitäten sowie die beteiligten Interessengruppen (Layr & Hartlieb, 2019).

Das *Mining and Metallurgy Institute* (MMI Bor) stellte PG-Probenmaterial vom Phospathersteller Elixir Prahovo in Serbien zur Verfügung. Weiterhin wirkte MMI Bor zusammen mit GeoZS und der Universität Liège an der mineralogischen Untersuchung des Haldenmaterials mit.

Der *Geological Survey of Slovenia* (GeoZS) führte wie MMI Bor mineralogische Analysen an dem zur Verfügung gestellten PG-Probenmaterial durch, um die mineralogischen und geochemischen Affinitäten von Radionukliden mit anderen Mineralien und geochemischen Elementen zu identifizieren.

Die *Nuclear Research Group* (NRG) erarbeitete eine Übersicht zur Gesetzeslage der Verwendung von NORM. Weiterhin entwickelte NRG ein Expositionsmodell zur radiologischen Bewertung der Handhabung und Wiederverwendung von Phosphatgips.

Die *University of Liège* in Belgien bot Expertise über die Eigenschaften von PG-Materialien und PG-Probenmaterial von dem Phosphatverarbeitungsunternehmen Agropolychim in Bulgarien.

Die *FCT Nova (Universidade Nova de Lisboa)* in Portugal erarbeitete unter anderem die Umwelt- und Sozialverträglichkeitsprüfung.

Die *National Technical University of Athens* stellte Phosphorgipsproben des Phosphatverarbeitungsbetrieb PFIC Limited in Griechenland zur Verfügung.

7. Danksagung

Das Projekt *raPHOSafe* wurde unterstützt und finanziert durch das *European Institute of Innovation & Technology* EIT RawMaterials.

8. Literatur

[1] H. Tayibi, M. Choura, F. A. López, F. J. Alguacil und A. López-Delgado, „Environmental impact and management of phosphogypsum," *Journal of Environmental Management,* Bd. 90, Nr. 8, pp. 2377-2386, 2009.

[2] K. Layr und P. Hartlieb, „Market Analysis for Urban Mining of Phosphogypsum," 2019.

[3] H. El-Didamony, M. M. Ali, N. S. Awwad, M. M. Fawzy und M. F. Fawzy, „Treatment of phosphogypsum waste using suitable organic extractants," *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry,* Bd. 291, pp. 907-914, 2012.

[4] E. El Afifi, M. Attallah, M. Hilal und S. El-Reefy, „Treatment of TENORM waste: Phosphogypsum produced in fertilizer industry," *Radiochemistry,* Bd. 52, pp. 441-445, 2010.

[5] European Comission, Radiation protection 122 part II. Application of the concepts of exemption and clearance to natural radiation sources, Luxembourg: European Communities, 2002.

ENTWICKLUNG UND ANWENDUNG EINER HOCHDIMENSIONALEN METHODE ZUR AKTIVITÄTSANALYSE UND DOSISLEISTUNGSBERECHNUNG

Markus Nolden , Rahim Nabbi , Agnes Scaramus , Frank Charlier

Lehrstuhl für Endlagersicherheit, RWTH Aachen University, Deutschland

Aufgrund der Novellierung des Atomgesetzes von 2011 wurde die Beendigung der Nutzung der Kernenergie zur Stromproduktion in Deutschland bis 2022 beschlossen. Nach dem Atomgesetz sind die Betreiber der Kernkraftwerke für die Stilllegung und den Rückbau der Anlage verantwortlich. Zentraler Aspekt beim Rückbau ist die Frage der Aktivierung der Bauteile und der Strukturen der gesamten Anlage, von welcher der Umfang des radioaktiven Abfalls, der Dosisleistungsverteilung und schließlich die radiologische Wirkung der Rückbaumaßnahme bestimmt wird. Dementsprechend ist das Hauptziel des laufenden Projekts die Entwicklung einer innovativen und effizienten Methode zur Quantifizierung und Minimierung des radioaktiven Abfalls, Optimierung des Strahlenschutzes und damit auch die Vereinfachung der aufwendigen Rückbaubaumaßnahmen bei Leistungsreaktoren. Im Rahmen des laufenden Verbundprojekts „Entwicklung einer Methode zur Pre-Aktivitätsanalyse – und Dosisleistungsabschätzung“, gefördert durch das Bundesministerium für Bildung und Forschung, wird eine standardisierte Methode entwickelt, die auf Basis der Betriebshistorie eines DWRs und der Neutronenflussverteilung die Aktivierung und deren zeitliche Veränderung für Reaktorkomponenten und Konstruktionselemente anlagenspezifisch mit hohem Detaillierungsgrad berechnet. Dazu wird zunächst ein detailliertes Anlagenmodell für Monte-Carlo Simulationen entwickelt, welches die Grundlage für die Berechnung der Verteilung des Neutronenflusses und -spektrums sowie der Dosisleistung bildet. Für die Berechnung der 3D Verteilung der nuklidspezifischen Aktivität wurde eine anlagenspezifische Aktivierungsquerschnittsdatenbank auf Basis der internationalen Grunddatenbanken generiert. Die genaue Berechnung der Aktivitätsverteilung im gesamten Modell der Anlage und damit in den einzelnen Komponenten wurde in hoher geometrischer Auflösung mit Hilfe eines eigens entwickelten Programmpakets und des Aktivierungscodes-ORIGEN2.2-realisiert. Die Ergebnisse der Berechnungen bilden die Basis für die Generierung der ortsabhängigen Strahlenquellterme und die Simulation der 3D-Dosisleistungsverteilung anhand Monte-Carlo-basierter Strahlentransport-berechnungen.

AKTIVIERUNGSMESSUNGEN IM SWISSFEL

Albert Karcher , Eike Hohmann , Lisa Pedrazzi , Nick Walter , Sabine Mayer

Paul Scherrer Institut, Schweiz;

SwissFEL ist eine neue Grossforschungsanlage am Paul Scherrer Institut (PSI), welche gepulstes Röntgenlicht in Laserqualität erzeugt. Es ist vorgesehen Elektronen bis zu einer Energie von 7 GeV mit einer gepulsten Struktur zu beschleunigen. Der Beschleuniger kann mit einer maximalen Ladung von 800 pC pro Puls und eine maximale Wiederholungsrate von 100 Hz betrieben werden. Mit einer Länge von insgesamt 740 m besteht der Beschleuniger aus einem Injektor (Gun und Booster), drei Linearbeschleunigern, zwei parallelen Undulatoren, sowie diversen Experimentierarealen.

Insbesondere durch die erzeugte Neutronenstrahlung können im Bereich des Beschleunigers Materialien aktiviert werden. Um eine spätere Freimessung bzw. Entsorgung zu vereinfachen, wurden bereits jetzt Messprogramme durch die Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit erarbeitet. Einen kurzen Überblick über den SwissFEL und die Messprogramme für eine spätere Befreiung bzw. Entsorgung der Materialien werden vorgestellt.

EINRICHTUNG UND WISSENSCHAFTLICHE BEGLEITUNG EINER BÜRGERBETRIEBENEN UMWELTMESSSTELLE AM STANDORT REMLINGEN

Wolfgang Schulz , Cord Drögemüller , R. Seidl , Clemens Walther

Institut für Radioökologie und Strahlenschutz, Leibniz Universität Hannover

Im Rahmen des vom BMWi und der Volkswagenstiftung geförderten Projektes *Transdisziplinäre Forschung zur Entsorgung hochradioaktiver Abfälle in Deutschland* (TRANSENS), arbeiten wir im direkten Austausch mit der Bevölkerung zum Thema Vertrauen im Kontext von Technik, Unsicherheiten und Komplexität bei der Endlagerung radioaktiver Stoffe. Ein grundsätzliches Maß an Vertrauen insbesondere der lokalen Bevölkerung in die Sicherheit eines möglicherweise in Ihrer Nähe zu errichtenden Endlagers stellt die Grundlage für die Akzeptanz des Standortauswahlprozesses dar. Dieses Vertrauen müssen Anwohner klassischerweise den mit der Entscheidungsfindung betrauten Politikern und den Sie beratenden Wissenschaftler entgegenbringen. Die Vergangenheit der deutschen Endlager-Politik hat jedoch gezeigt, dass dieses Vertrauensverhältnis – auch in „die Wissenschaft“ – im Themenfeld radioaktiver Endlagerung schnell und nachhaltig zerstört werden kann. Wie aber kann ein solches Szenario des Vertrauensverlustes in die Wissenschaft vermieden und möglicherweise sogar entschärft werden? Ein möglicher Ansatz ist die Involvierung der lokalen Bevölkerung in die Umweltüberwachung. In einem Modellversuch planen wir hierfür die Einrichtung und Begleitung einer bürgerbetriebenen Radioaktivitäts-Messstelle am Standort Remlingen. Diese steht der interessierten Öffentlichkeit für eigene Messfragen zur Verfügung und wird während der Projektlaufzeit wissenschaftlich und unabhängig begleitet. Hierbei liegt unser Forschungsschwerpunkt auf der Frage, ob und wie ein solches bürgerbetriebenes Messlabor von Bevölkerung und Stakeholder*innen angenommen wird und welchen Einfluss dieses auf den öffentlichen Diskurs nimmt.

FREIGABE VON RADIOAKTIVEN RESTSTOFFEN AUS NUKLEARMEDIZINISCHEN EINRICHTUNGEN – EINFLUSS DER NEUEN FREIGABEWERTE

CLEARANCE OF WASTE FROM NUCLEAR MEDICINE – INFLUENCE OF NEW CLEARANCE VALUES

Carsten Wanke , Bastian Szermerski , Lilli Geworski

Medizinische Hochschule Hannover, Stabsstelle Sicherheit und Physik – Abteilung Strahlenschutz und Medizinische Physik, Hannover, Deutschland

Zusammenfassung
Für die Entsorgung von potentiell radioaktiv kontaminierten Reststoffen aus nuklearmedizinischen Einrichtungen ist in der Regel die uneingeschränkte Freigabe nach § 35 StrlSchV die favorisierte Möglichkeit einer Freigabe. Hierfür sind nach Auslaufen der Übergangsvor-schriften des § 187 StrlSchV seit 01.01.2021 die Werte der Anlage 4 Tabelle 1 StrlSchV zu verwenden.
Werte für die uneingeschränkte Freigabe, die nun den Freigrenzen für die spezifische Aktivität entsprechen, liegen jetzt für alle relevanten Nuklide vor – auch für solche, die als herstellungsbedingte Verunreinigungen auftreten. Für letztere bestanden in der bis 31.12.2020 zu verwendenden Anlage 3 Tabelle 1 der StrlSchV in der bis zum 30.12.2018 gültigen Fassung Lücken. Freigaben waren daher bisher zum Teil nur durch Nachweis der Einhaltung des 10-µSv-Kriteriums oder durch Nutzung der Regelung in Anlage IV Teil A Nr. 1 g) der StrlSchV in der bis zum 30.12.2018 gültigen Fassung möglich.
Für einige Radionuklide, die medizinisch genutzt werden oder als Verunreinigungen in Radiopharmaka oder deren Ausgangsstoffen vorkommen, sind nun niedrigere oder höhere Freigabewerte vorgeschrieben, was Auswirkungen auf die Entsorgung hat. So ergeben sich zum Teil veränderte Zeiträume für die Abklinglagerung oder veränderte Anteile der Reststoffe, die nicht einer uneingeschränkten Freigabe unterzogen werden können. Dieser Beitrag zeigt Auswirkungen der geänderten Freigabewerte auf die Entsorgung von Reststoffen aus nuklearmedizinischen Einrichtungen.

Summary
The unrestricted clearance of waste from nuclear medicine institutions potentially contaminated with radioactivity acc. to § 35 of the German Radiation Protection Ordinance (Strahlenschutzverordnung – StrlSchV) is the favorite means of clearance. After expiry of the transitional provisions of § 187 StrlSchV, now the values of Appendix 4 Table 1 have to be applied. The Values for unrestricted clearance correspond to the exemption levels now and are provided for all relevant radionuclides – including those present as impurities in radio-pharmaceuticals. For the latter, gaps existed in Appendix III Table 1 of the Radiation Protection Ordinance in the version effective until 30.12.2018, the values of which had to be applied until 31.12.2020. Before that date, clearance of waste contaminated with such nuclides was only possible by demonstrating that the 10-µSv-criterion is met or by applying the regulations of Appendix IV Part A No. 1 g) StrlSchV in the version effective until 30.12.2018. For some radionuclides used in nuclear medicine or present as impurities in radiophar-maceuticals, now lower or higher clearance levels are stated, which has implications für waste disposal. In consequence, decay times of waste and fractions, which cannot undergo unrestricted clearance, may change. This contribution shows consequences of the modified clearance values for waste disposal from nuclear medicine institutions.

Schlüsselwörter *Nuklearmedizin, Reststoffe, Freigabe*
Keywords *nuclear medicine, waste, clearance*

1. Einleitung

Im Betrieb einer nuklearmedizinischen Einrichtung fallen unvermeidlich kontaminierte Reststoffe wie Spritzen und Kanülen, Handschuhe Tupfer, Abdeckmaterialien etc. an. Hierzu können je nach Einrichtung Reststoffe aus dem Betrieb einer nuklearmedizinischen Therapiestation, wie z. B. kontaminierte Bettwäsche oder Essensreste, sowie Laborabfälle kommen. Für alle Arten von kontaminierten Reststoffen müssen geeignete Entsorgungswege bestehen.

Die Medizinische Hochschule Hannover (MHH) betreibt eine große Klinik für Nuklearmedizin sowie mehrere biochemischen Forschungslaboratorien, in denen jährlich ca. 3000 Gebinde radioaktive Reststoffe mit einer Gesamtmasse von rund 10000 kg anfallen, die mit einer Reihe von medizinisch genutzten, in der biochemischen Forschung verwendeten oder als Verunreinigung in Radiopharmaka vorhandenen Nukliden kontaminiert sind. Diese umfassen die routinemäßig in der Klinik für Nuklearmedizin der MHH eingesetzten Nuklide Tc-99m, In-111, I-123, F-18, C-11, N-13, O-15 und Ga-68 im Bereich der konventionellen bzw. der PET-Diagnostik, I-131, Lu-177, Y-90 und Ra-223 im Bereich der Therapie sowie Mo-99, Cd-109, Ge-68, Lu-177m, Y-88 und Ac-227 als in relevante, in Radiopharmaka oder deren Rohprodukten vorkommende Verunreinigungen. In Laboren werden außerdem H-3, C-14, P-32, P-33, S-35, Cr-51 und I-125 eingesetzt. Weitere Nuklide können je nach Entwicklung hinzukommen, so werden derzeit z. B. in der Nuklearmedizin Forschungsprojekte mit dem Nuklid Zr-89 für Bildgebungszwecke durchgeführt, und es ist die Einführung von Therapien mit dem Nuklid Ac-225 beabsichtigt. Reststoffe, die in der nuklearmedizinischen Therapie anfallen und die mit den Nukliden I-131 und Lu-177 kontaminiert sind, stellen mit einem Massenanteil von rund 80 % den größten Teil der freigegebenen Reststoffe in der MHH. Üblicherweise werden Reststoffe nuklidrein gesammelt; sonstige Reststoffe aus Patientenzimmern dagegen werden nicht separiert, sondern können auch vermischt werden. Zur Vereinfachung der Handhabung werden außerdem im Bereich Diagnostik die PET-Nuklide F-18, C-11, N-13 und O-15 gemeinsam gesammelt.

In der novellierten Strahlenschutzverordnung, die am 31.12.2018 in Kraft getreten ist, wurden neue Freigabewerte vorgegeben, die nach Ablaufen der Übergangsvorschrift des § 187 StrlSchV seit 01.01.2021 anzuwenden sind. Für Reststoffe aus der Nuklearmedizin sind dabei insbesondere die Werte für die uneingeschränkte Freigabe von Bedeutung, da diese Reststoffe üblicherweise nach uneingeschränkter Freigabe konventionell, d. h. wie andere Klinik- oder Praxisabfälle auch, entsorgt werden. Die spezifische Freigabe spielt für Reststoffe aus der Nuklearmedizin praktisch keine Rolle und kommt höchstens für Spezialfälle wie wässrige Flüssigkeiten aus der biochemischen Forschung, für die die Werte für die uneingeschränkte Freigabe gemäß Anlage 8 Teil B (und der identischen früheren Regelungen) nicht gelten, in Betracht [1].

Als Werte für die uneingeschränkte Freigabe sind nun die der Freigrenze für die spezifische Aktivität vorgegeben. Solche Werte liegen nun für alle Nuklide vor, während in der bisherigen Fassung der Strahlenschutzverordnung insbesondere bei Nukliden, die als herstellungsbedingte Verunreinigungen in Radiopharmaka auftreten können, Lücken bei den Werten für die uneingeschränkte Freigabe bestanden. Für medizinisch genutzte Radionuklide und solche, die als Verunreinigungen in Radiopharmaka oder deren Ausgangsstoffen vorkommen, finden sich sowohl Erhöhungen der relevanten Freigabewerte als auch Verringerungen, was Auswirkungen auf die Entsorgung hat.

2. Neue Freigabewerte

Einen Überblick über die Freigabewerte für diese Nuklide sowie typische Verunreinigungen zeigt Tabelle 1. Während für eine Reihe von relevanten Nukliden die anzuwendenden Freigabewerte gleichgeblieben sind, gibt es für andere Nuklide teilweise deutliche Änderungen.

3. Konsequenzen für Reststoffe aus nuklearmedizinische Einrichtungen

Die MHH führt Freigaben von Reststoffen, die aus der Klinik für Nuklearmedizin stammen, im Wesentlichen basierend auf zwei verschiedenen Verfahren zur Ermittlung der massenbezogenen Aktivitäten durch. Für Reststoffe, die mit Tc-99m, In-111, Cr-51, F-18, C-11, N-13, O-15, Ga-68, I-131, Lu-177 oder kontaminiert sind oder sein können, erfolgen Messungen im Freigabemesssystem, wie sie in [2] beschrieben sind. Hierbei wird in der Regel eine Probenmesszeit von 60 s verwendet und ein Nulleffekt mit einer Messzeit von 300 s berücksichtigt. Da die Nachweisgrenze für die spezifische Aktivität von der Masse des Gebindes abhängig ist, wird außerdem abhängig von der zu erreichenden Nachweisgrenze eine Mindestmasse für Gebinde festgelegt. Für das Nuklid I-125 und das Nuklid I-123, das stets als mit I-125 kontaminiert angesehen werden kann, erfolgt die Freigabe auf Basis eines Bilanzierungsverfahrens unter Berücksichtigung der Umgangsaktivität und der Abklingdauer.

Für das wichtigste Nuklid der konventionellen nuklearmedizinischen Diagnostik, Tc-99m, sowie für das wichtigste Nuklid der PET-Diagnostik, F-18, hat es keine Änderungen in den Werten für die uneingeschränkte Freigabe gegeben. Ebenso haben sich die anzuwendenden Werte für die kurzlebigen PET-Nuklide C-11, N-13 und O-15 nicht geändert. Während die Anwendung letztere bisher über die Regelung nach Anlage 4 Teil A Nr. 1 g) erfolgte, sind diese nun „echte“ Werte.

Für das ebenfalls in der konventionellen nuklearmedizinischen Diagnostik eingesetzte Nuklid In-111 ist der Grenzwert deutlich abgesenkt worden, ebenso für das als Verunreinigung in In-111-haltigen Radiopharmaka vorhandene Nuklid Cd-109. Für das ebenfalls möglicherweise als Verunreinigung vorhandene In-114m ist der Grenzwert unverändert. Für Cd-109 ergibt sich bei Anwendung eines Grenzwertes von 1 Bq/g beim derzeit etablierten Messverfahren mit dem Freigabemesssystem eine Mindestmasse von 49 kg, die im klinischen Alltag nicht darstellbar ist. Eine Lösung hierfür steht noch aus, allerdings ist die Nachfrage nach Untersuchungen mit In-111 stark rückläufig und das Reststoffaufkommen daher gering.

Tabelle 3 Geänderte Freigabewerte für in medizinischen Einrichtungen relevante Nuklide

Nutznuklid				
	ggf. Verunreinigung	Freigabewert StrlSchV(2018)/ (Bq/g)	Freigabewert StrlSchV(2011)/ (Bq/g)	Änderung
Klinisch (in vivo oder in vitro) eingesetzte Nuklide				
(Tc-99m)	Mo-99	10	100	-90%
In-111		10	100	-90%
	Cd-109	1	20	-95%
I-125		100	3	+3233%
I-131		10	2	+400%
C-11		10	10*	erstmals festgelegt
N-13		100	100*	erstmals festgelegt
O-15		100	100*	erstmals festgelegt
Ga-68		10	10*	erstmals festgelegt
	Ge-68+	0,1	-	erstmals festgelegt
Lu-177		100	1000	-90%
	Lu-177m	0,1	-	erstmals festgelegt
(Y-90)	Y-88	0,1	-	erstmals festgelegt
Ra-223		100	0,5	+19900%
	Ac-227	0,01	7,00E-03	+43%
Für Forschungszwecke (in vitro) eingesetzte Nuklide				
H-3		100	1000	-90%
C-14		1	80	-99%
P-32		1000	20	+4900%
P-33		1000	200	+400%
S-35		100	60	+67%
*Regelung nach Anlage IV Teil A Nr. 1 g) StrlSchV (2011)				

Für Ge-68 ist mit 0,1 Bq/g nun erstmals ein Freigabewert festgelegt. Wegen der Halbwertszeit des Ge-68 von rund 271 Tagen konnten Freigaben daher unter Anwendung der Regelung nach Anlage 4 Teil A Nr. 1 g) nur für „kleine Massen“ oder durch Nachweis, dass das 10-µSv-Kriterium eingehalten ist, erfolgen. So wurde zur Anwendung in der MHH auf Basis des 10-µSv-Kriteriums ein Wert für die uneingeschränkte Freigabe von 0,4 Bq/g ermittelt [3] und durch die zuständige Behörde akzeptiert. Zusätzlich war die Freigabe unter Anwendung der Regelung für „kleine Massen“ genehmigt, wobei die „kleinen Massen“ mit bis zu 120 kg festgelegt wurden. Mit Wegfall dieser Regelung und dem gegenüber dem bisher genehmigten Wert abgesenkten Grenzwert ist zu erwarten, dass der Anteil der Reststoffe, die nicht freigegeben werden können und an die Landessammelstelle abgegeben werden müssen, steigt. Zur Erreichung einer geeigneten Nachweisgrenze würde sich nun eine Mindestmasse für ein Reststoffgebinde von 10 kg ergeben, die im Klinikalltag aufgrund der Reststoffdichte nicht darstellbar ist. Messungen müssen daher mit einer um den Faktor 5 verlängerten Probenmesszeit von 300 s und einer Nulleffektmesszeit von 900 s erfolgen. Da die Messzeit beim in der MHH eingesetzten System nur global, aber nicht für jede Messung eingestellt werden kann, verlängerte Messzeiten für alle Messungen aber nicht erforderlich und aufgrund des Personalaufwands auch nicht wünschenswert sind, werden solche Reststoffe nun nur noch an einzelnen Messtagen, für die die Umstellung von Messzeiten erfolgt, gemessen. Die durchschnittliche Lagerdauer für freigebbare Gebinde hat sich dadurch leicht erhöht.

Für die beiden wichtigsten Therapienuklide I-131 und Lu-177 wurden ebenfalls deutliche Änderungen vorgenommen: Der Wert für I-131 wurde um den Faktor 5 erhöht, der Wert für Lu-177 dagegen um den Faktor 10 gesenkt. Für Reststoffe, die nur mit einem einzigen der Nuklide

kontaminiert sind, ergeben sich daraus für die Praxis nicht gravierende Änderungen der Mindestmassen. Die Freigabe von Mischabfällen, in denen beide Nuklide vorkommen können, ist weiterhin möglich. Für die Messungen im Freigabemesssystem wird dabei der Kalibrierfaktor für I-131 sowie die größere der beiden Mindestmassen für I-131 und Lu-177 zugrunde gelegt. Messungen mit dem Kalibrierfaktor für I-131 liefern gegenüber Messungen mit dem Kalibrierfaktor für Lu-177 um einen Faktor 9,2 geringere Ergebnisse. Da der Freigabewert für Lu-177 mit 100 Bq/g jedoch um den Faktor 10 höher ist als der Freigabewert für I-131, ist bei Unterschreitung des Wertes für I-131 auch der Wert für Lu-177 unterschritten. In der MHH ist durch die Anwendung der neuen Freigabewerte eine Verkürzung der durchschnittlichen Abklingdauer eines Gebindes von 47 Tagen auf knapp 41 Tage zu beobachten.

Bei Bilanzierungsverfahren können die neuen Freigabewerte direkt zugrunde gelegt werden. Da der Freigabewert für I-123 unverändert ist und der Freigabewert für I-125 erhöht wurde, sind Freigaben auf Basis eines Bilanzierungsverfahrens weiterhin problemlos möglich. Aus der Erhöhung des Freigabewertes um einen Faktor von über 30 resultiert bei einer Halbwertszeit von rund 60 Tagen eine deutliche Verringerung der erforderlichen Lagerzeiten.

4. Konsequenzen für Forschungslabore

Während in der MHH derzeit für feste Reststoffe, die mit einem der betastrahlenden Nuklide H-3, C-14, P-32, P-33 oder S-35 kontaminiert sind, wegen fehlender Messmöglichkeiten keine Freigabegenehmigung vorliegt (vgl. [1]), dürfen Flüssigkeiten basierend auf Flüssigszintillationsmessungen freigegeben werden. Änderungen am Messverfahren waren dabei nicht erforderlich, da die Nachweisgrenzen des Verfahrens auch zum sicheren Nachweis von H-3 und C-14 bei deutlich abgesenkten Grenzwerten und weiterhin für P-32, P-33 und S-35, für die die Grenzwerte erhöht wurden, geeignet sind.

Die Werte für die uneingeschränkte Freigabe nach Anlage 4 Tabelle 1 Spalte 3 StrlSchV gelten, wie es auch vorher bereits der Fall war, gemäß Anlage 8 Teil B StrlSchV nur für „Öle, ölhaltige Flüssigkeiten, organische Lösungs- und Kühlmittel“. Für organische Flüssigkeiten mit H-3 oder C-14 resultiert aus der Absenkung der Grenzwerte ein größerer Teil, der nicht uneingeschränkt freigegeben werden kann; für organische Flüssigkeiten mit P-32, P-33 oder S-35 resultieren dagegen z. T. erheblich kürzere Lagerzeiten. Der weitaus größere Teil der in Laboren insgesamt anfallenden Flüssigkeiten ist jedoch wässriger Natur, für die keine uneingeschränkte Freigabe auf Basis der Werte nach Anlage 4 Tabelle 1 Spalte 3 StrlSchV möglich ist. Für diese kommt z. B. die spezifische Freigabe zur Beseitigung in Verbrennungsanlagen in Frage [1]. Für letztere haben sich die Grenzwerte nicht geändert oder sind im Falle von S-35 und I-125 für freizugebende Massen von bis zu 100 Tonnen im Jahr sogar um einen Faktor 10 angehoben worden, so dass sich hier für die Praxis keine relevanten Änderungen ergeben.

5. Fazit

Für Reststoffe aus nuklearmedizinischen Einrichtungen stellt die konventionelle Entsorgung nach uneingeschränkter Freigabe nach wie vor die wichtigste Möglichkeit zur Entsorgung dar. Durch die Anwendung der neuen Freigabewerte ergeben sich für mehrere Nuklide kürzere Abklingdauern, während insbesondere für Reststoffe mit Ge-68+ längere Abklingdauern erforderlich werden können. Für Reststoffe mit Ge-68+, H-3 oder C-14 können sich größere Anteile ergeben, die nicht freigegeben werden können.

6. Literaturverzeichnis

[1] Wanke C, Solle A, Behrendt R, Geworski L: Entsorgung von Reststoffen aus einem Universitätsklinikum in Deutschland – Erfahrungen aus der Praxis. In: Hajek M, Maringer FJ, Schwaiger M, Steurer A, Timal G (Hrsg.): Strahlen|Schutz|Gesundheit, Tagungsband zur 8. Gemeinsamen Tagung ÖVS/FS, TÜV Media GmbH, Köln 2015. ISBN: 978-3-8249-1972-7

[2] Wanke C, Geworski L: Konservative Kalibrierung eines Freimesssystems für Reststoffe aus dem nuklearmedizinischen Betrieb. Zeitschrift für Medizinische Physik 24 (2014), Ausgabe 3, S. 252-260.

[3] Solle A, Wanke C, Geworski L: Entsorgung radioaktiv kontaminierter Reststoffe aus der Ga-68-PET – Berechnung eines Freigabewertes für Ge-68+. Zeitschrift für Medizinische Physik 27 (2017), Ausgabe 1, S. 49-55.

AUSSTELLER

Der Fachverband für Strahlenschutz e. V. bedankt sich bei allen Firmen, die durch die Ausstellung ihrer Produkte zur fachlichen Bereicherung der Jahrestagung 2021 beitragen.
Die Industrieaussteller sind namentlich aufgeführt unter:
https://www.fs-ev.org/der-fs/veranstaltungen-des-fs/die-jahrestagungen/jahrestagung-2020-aachen/rahmen/ausstellung

AUTORENINDEX

A

Anthofer, A. 205
Antonow, M. 44
Arnold, M. 74, 117, 250
Aymanns, K. 39

B

Behrend, C. 199
Berger, G. 8
Besmer, A. 195
Birkhan, J. 249
Blochowicz, T. 249
Bothe, M. 229
Braun, D. 44
Braun, M. 19

C

Charlier, F. 262
Coninx, S. 184
Coquard, L. 38

D

Degner, B. 84
Dehmer, D. 27
Dehnert, J. 44
Depenau, J.-D. 193
Drögemüller, C. 28, 263
Dubois, M. 66
Dürr, M. 37, 40

E

Eissler, A. 117
Engelke, M. 74

F

Fabry, I. 85
Feinhals, J. 184, 229, 251
Flesch, K. 145
Fritzsche, M. 37, 40
Fu, B. 38

G

Galeev, R. 129
Geisler, A. 130, 214
Gellermann, R. 145
Geworski, L. 51, 264
Graffunder, I. 83
Großmann, K. 8

H

Haas, M. 199, 205
Haendel, K.-M. 85
Hannstein, V. 85
Hansmann, B. 37
Hansmann, T. 37
Harzmann, S. 17, 129, 249, 250
Havenith, A. 37, 38, 40
Hegenbart, L. 235
Hengesbach, A. 214
Hirsch, M. 38
Hoeppener-Kramer, U. 86
Hohmann, E. 56, 263
Hoppe, P. 161
Horvatitsch, K. 171
Hummel, J. 38

J

Jung, B. 37

K

Karcher, A. 263
Kasprzak, M. 74
Kettler, J. 38
Kiselev, D. 56
Köble, T. 38
Kraut, B. 118
Kraut, W. 118
Kröll, T. 249
Krycki, K. 37, 38, 40
Kühne, G. 66
Kummer, A. 84, 125
Küppers, C. 134

L

Lange, A. 23
Lange, H.-J. 40
Laske, D. 193
Lau, S. 184
Lautsch, T. 18

M

Marti, A. 250
Mayer, S. 17, 56, 74, 117, 129, 249, 250, 263
Müller, M. 249
Müller, S. 117

N

Nabbi, R. 262
Naujokat, A. 37
Neukäter, E. 162, 229
Nickstadt, K. 145
Niemeyer, I. 39
Nolden, M. 262
Nordhardt, G. 38

O

Oelschläger, L. 161
Oeser, V. 44
Oesterreich, G. 183

P

Pasler, D. 37
Pederzani, S. 59
Pedrazzi, L. 17, 56, 74, 117, 129, 249, 250, 263
Pottgiesser, V. 234, 242
Preim, B. 234, 242
Prinz, R. 3
Pudollek, S. 162, 194

R

Raetzke, C. 24
Rathgeber, M. 34, 43
Rausch, J. 117
Reichert, A. 83
Rohner, L. 17, 250

S

Saalfeld, P. 234, 242
Samwer, B. 214
Scaramus, A. 262
Schlösser, D. 8
Schneider, C. 205
Schulz, W. 28, 263
Schumann, O. 38
Schwarz, W. 118
Scior, C. 217
Seidl, R. 28, 263
Simons, F. 37
Speck, R. 183
Steinbach, T. 194
Stockmaier, M. 214
Stowell, P. 39
Streil, T. 44
Stümpel, J. 251
Szermerski, B. 51, 264

T

Thode, S. 179
Thompson, L. 39

U

Ustohalova, V. 134

V

Vahlbruch, J.-W. 234, 242
Vieh, C. 39
Volmert, B. 85

W

Wagner, S. 234
Walbersloh, D. 179
Walbrodt, D. 217
Walter, N. 17, 56, 74, 117, 129, 263
Walther, C. 28, 234, 242, 263
Walther, Ch. 43
Walther, T. 249
Wanke, C. 51, 264
Weekes, M. 39
Wegner, S. 242
Wenk, A. 130, 214
Wildgrube, S. 205
Wilmsmeier, M. 155
Wörlen, S. 84, 125